UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID
ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS INDUSTRIALES
DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA

Análisis de las secuencias de ATWS en reactores PWR - Westinghouse

TESIS DOCTORAL

Autor: María José Rebollo Mena

Máster en Ciencia y Tecnología Nuclear
por la Universidad Politécnica de Madrid

Director: Dr. José César Qeral Salazar

Doctor en Ciencias Físicas
por la Universidad Nacional de Educación a Distancia

2018

*A Cayetana por las horas que no estuve contigo
A Rafael por la paciencia y tranquilidad
A mis padres por el gran apoyo*

*“Soy incapaz de creer en la infinidad,
pero tampoco acepto lo finito.”*

Simone de Beauvoir

ANÁLISIS DE LAS SECUENCIAS DE ATWS EN REACTORES PWR- WESTINGHOUSE.

Tribunal nombrado por el Magnífico Y Excelentísimo Sr. Rector de la Universidad Politécnica de Madrid, el día..... de.....de 2018.

Presidente:

Vocal:

Vocal:

Vocal:

Secretario:

Suplente:

Suplente:

Realizado el acto de defensa y lectura de la Tesis el día..... de..... de 2018 en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales.

CALIFICACIÓN:

EL PRESIDENTE

LOS VOCALES

EL SECRETARIO

Índice general

1. Secuencias de ATWS. Normativa, experiencia operativa y análisis de seguridad	1
1.1. Introducción a la secuencia de ATWS	2
1.2. Norma 10 CFR 50.62. Estudios e incidentes previos y posteriores a la norma	7
1.2.1. Estudios previos a la norma 10 CFR 50.62	7
1.2.2. Incidentes previos a la norma 10 CFR 50.62	9
1.2.3. Norma 10 CFR 50.62	13
1.2.4. Implementación de la norma de ATWS en España	16
1.2.5. Sistema de actuación para mitigación del ATWS (AMSAC) .	17
1.2.6. Estudios posteriores a la norma 10 CFR 50.62	22
1.2.7. Incidentes posteriores a la norma 10 CFR 50.62	24
1.2.8. Normativa en otros países	27
1.3. El ATWS en el marco del análisis determinista	28
1.3.1. Valores BE y DSA del MTC	31
1.4. Acciones humanas en secuencias de ATWS. POE FR-S.1	33
1.5. Análisis probabilistas. Relación con el ATWS	38
1.5.1. Secuencias inducidas por ATWS	43
1.6. Experimentos realizados relativos a las secuencias de ATWS	44
1.6.1. Instalación LOFT	47
1.6.2. Instalación LOBI	48
1.6.3. Instalación LV400	51
1.6.4. Instalación ROSA/LSTF	51
1.6.5. Instalación PMK-2	53
1.6.6. Instalación PACTEL	55
1.7. Conclusiones del capítulo	57
2. Secuencia LONF-ATWS. Caso base, análisis de sensibilidad y propuesta de PIRT	59
2.1. Secuencia de LONF-ATWS. Caso base	60
2.2. Análisis previos de sensibilidad	80
2.3. Análisis de sensibilidad con TRACE	85
2.3.1. Fallo de las PZR-PORV y PZR-SV (A1)	87
2.3.2. Retraso o fallo del AFW (A2)	91
2.3.3. Retraso o fallo del TT (A3)	96
2.3.4. Fallo de SG-PORVs (A4)	100

2.3.5.	Fallo de las válvulas de alivio al condensador (A5)	103
2.3.6.	Fallo del HPSI y efecto del boro del HPSI (A6 / A7)	106
2.3.7.	Impacto de las realimentaciones (A8)	109
2.3.8.	Impacto de la potencia del reactor (A9)	116
2.3.9.	Efecto de los parámetros relacionados con la transmisión de calor (A10)	119
2.3.10.	Disparo manual/automático de las bombas del primario (A11)	123
2.3.11.	Conclusiones del análisis de sensibilidad realizados con TRACE	127
2.4.	Obtención de dominios de daño. Impacto del uprate y optimización del AMSAC	129
2.4.1.	Dominios de Daño función del MTC y la potencia	130
2.4.2.	Optimización de los tiempos de actuación del AMSAC	133
2.5.	Propuesta de PIRT para secuencias LONF-ATWS	136
2.5.1.	PIRT-ATWS, pasos 1 a 6. Datos, procesos, fases y estructura	138
2.5.2.	PIRT-ATWS, paso 7. Propuesta de los candidatos a fenómenos importantes	140
2.5.3.	PIRT-ATWS, pasos 8 a 10: Propuesta de PIRT	150
2.6.	Conclusiones del capítulo	154
3.	Análisis de secuencias ATWS en el Análisis Probabilista de Seguridad	155
3.1.	Análisis de los Árboles de sucesos de ATWS para PWR-W	156
3.1.1.	Análisis de los cabeceros de los ETs de ATWS	161
3.1.2.	Análisis de los CE de los ETs de ATWS	162
3.2.	Árbol de sucesos genérico para secuencias ATWS	167
3.2.1.	Descripción de las secuencias del GET de ATWS	170
3.2.2.	Verificación de los CE del GET de ATWS al 100 % y 110 %	173
3.2.3.	Relajación de los CE del árbol de ATWS	184
3.3.	Análisis de fiabilidad humana para secuencias de ATWS	185
3.3.1.	Acciones humanas de ATWS para PWR-W	187
3.4.	Análisis de datos y cuantificación para secuencias de ATWS	194
3.4.1.	Probabilidad de fallo de componentes genéricos	194
3.4.2.	Conjuntos mínimos de fallo y probabilidad de fallo de cada cabecero	196
3.4.3.	Comparación de las probabilidades de fallo de los sistemas	201
3.4.4.	Cuantificación del GET de ATWS	202
3.5.	Conclusiones del capítulo	205
4.	Análisis de secuencias inducidas por LONF-ATWS	207
4.1.	Análisis previos de secuencias inducidas por ATWS	208
4.2.	Selección de los casos de partida y de las secuencias inducidas por ATWS	212
4.2.1.	Casos de baja presión (LP) y de alta presión (HP) sin fallos posteriores	218
4.3.	Secuencias de LOCA inducidos por LONF-ATWS	227
4.3.1.	Secuencias de LOCA, inducidos desde el caso LP	228
4.3.2.	Secuencias de LOCA, inducidos desde el caso HP	235
4.4.	Secuencias SLB inducidas por LONF-ATWS	241

4.4.1.	Fallo al cierre de una SG-SV (LP/HP)	241
4.4.2.	SLB por fallo a la apertura de varias SG-SV (LP/HP)	250
4.5.	Secuencias de SGTR inducido por LONF-ATWS	258
4.5.1.	SGTR inducido desde los casos LP y HP sin acciones del operador	260
4.5.2.	SGTR inducido desde el caso LP con acciones del operador	267
4.5.3.	SGTR inducido desde el caso HP con acciones del operador	277
4.6.	Conclusiones del capítulo	285
5.	Conclusiones generales de la tesis y desarrollos futuros	287
Referencias		292
Anexos		306
A.	Modificaciones y validación del Modelo de la Central Nuclear Almaraz I	307
A.1.	Descripción de la Central Nuclear de Almaraz I	308
A.2.	Descripción del modelo de planta	311
A.3.	Modificaciones realizadas en el modelo de la Central Nuclear de Almaraz para el código TRACE	316
A.3.1.	Modificaciones anteriores al aumento de potencia en el modelo CNA	316
A.3.2.	Modificaciones debidas al aumento de potencia en el modelo CNA	320
A.3.3.	Modificaciones realizadas en la transición de Patch 2 a Patch 4 en el modelo CNA	322
A.3.4.	Modificaciones específicas para el transitorio de ATWS en el modelo CNA	324
A.4.	Validación del modelo después del aumento de potencia mediante un Rechazo de Carga del 10 %	325
A.5.	Conclusiones	333
B.	Análisis del PIRT realizado por el KINS	335
C.	Análisis de ETs de plantas PWR-W para la secuencia ATWS	339
C.1.	Análisis del ET de Surry para secuencias de ATWS	339
C.2.	Análisis del ET del curso Education of Risk Professionals para secuencias de ATWS	342
C.3.	Análisis del ET del curso de Westinghouse para secuencias de ATWS	344
C.4.	Análisis del ET de North Anna para secuencias de ATWS	346
C.5.	Análisis del ET de Braidwood para secuencias de ATWS	348
C.6.	Análisis del ET de Ulchin 3&4 para secuencias de ATWS	350
C.7.	Análisis del ET de Indian Point para secuencias de ATWS	352
C.8.	Análisis del ET de Summer para secuencias de ATWS	354
C.9.	Análisis del ET de Zion para secuencias de ATWS	356

C.10. Análisis del ET de simplificado del NUREG-1780 para secuencias de ATWS	358
C.11. Análisis del ET de simplificado del USI Tap A-9 para secuencias de ATWS	360
C.12. Análisis de otros ETs	362
C.13. Análisis de los Árboles de sucesos de los modelos utilizados en el SDP de la NRC para la secuencia ATWS	371
D. Metodología SPAR-H	381

Índice de figuras

1.1. Evolución de la presión en el RCS en un W-3L (LONF-ATWS) . . .	3
1.2. Evolución de la potencia en un W-3L (LONF-ATWS)	4
1.3. Diagrama simplificado del RPS, [NRC-08]	11
1.4. Diagrama de 1/4 interruptores del RPS, [NRC-08]	12
1.5. Ejemplo del UET en función del quemado, [KAE-06]	15
1.6. Esquema de los tiempos de actuación del AMSAC	18
1.7. Esquema del circuito de la lógica de actuación del AMSAC para Indian Point NPP, [NRC-08]	20
1.8. Esquema del circuito de la lógica de actuación del AMSAC para Trojan NPP, [NRC-08]	21
1.9. Evolución del MTC frente al quemado a HFP (casos analizados por el WOG, [Ame-07])	23
1.10. Coeficiente de temperatura del moderador para diferentes concentraciones de boro, [McG-03]	31
1.11. Coeficiente de temperatura del moderador frente al Quemado, [Zug-15], [Ame-07], [Ara-97]	32
1.12. Límite de ETFs y valores del MTC en la BVPS NPP (W-3L) para distintas potencias y quemados, [FEN-01]	32
1.13. Árbol de estado F-0.1, [Ten-85] y [CEC-86]	36
1.14. Estructura del Procedimiento FR-S.1	37
1.15. Contribución de daño al núcleo (NUREG-1150), [NRC-90]	40
1.16. Contribución de daño al núcleo (NUREG/CR-1560), [NRC-97] . . .	41
1.17. Contribución de daño al núcleo. PSA de la CN Almaraz	41
1.18. Contribución de daño al núcleo. PSA de la CN Vandellós	42
1.19. Instalación LOFT	48
1.20. Instalación LOBI	50
1.21. Esquema de la inslatación LV400	51
1.22. Instalación ROSA/LSTF	53
1.23. Instalación PMK-2, [Sza-09]	54
1.24. Instalación PACTEL	56
2.1. Potencia nuclear y potencia transmitida en los SG. LONF ATWS caso base	66
2.2. Cociente entre potencia transmitida en los SGs y potencia nuclear. LONF ATWS caso base	66
2.3. Presión en el RCS. LONF ATWS caso base	67
2.4. Temperatura media mediana. LONF ATWS caso base	67

2.5. Rociado proporcional del presionador. LONF ATWS caso base . . .	68
2.6. Inventario del secundario (1 SG). LONF ATWS caso base	68
2.7. Niveles de rango estrecho y rango ancho en un SG. LONF ATWS caso base	69
2.8. Rango estrecho de los SGs.	69
2.9. Disparo de turbina por señal de AMSAC. LONF ATWS caso base .	70
2.10. Caudal total del sistema de alivio al condensador. LONF ATWS caso base	70
2.11. Caudal total de PZR-PORVs. LONF ATWS caso base	71
2.12. Ciclado de las PZR-PORVs. LONF ATWS caso base	71
2.13. Potencia nuclear. LONF ATWS caso base	72
2.14. Caudal de las SG-PORVs. LONF ATWS caso base	72
2.15. Caudal de las SG-SVs. LONF ATWS caso base	73
2.16. Caudal total de AFW a los 3 SGs. LONF ATWS caso base	73
2.17. Caudal total PZR-SVs. LONF ATWS caso base	74
2.18. Ciclado de las PZR-SVs. LONF ATWS caso base	74
2.19. Nivel PZR. LONF ATWS caso base	75
2.20. Fracción de huecos PZR. LONF ATWS caso base	75
2.21. Presión del secundario. LONF ATWS caso base	76
2.22. Caudal del sistema HPSI (1/2 trenes) a las 3 ramas. LONF ATWS caso base	76
2.23. Fracción de huecos (VF) en la vasija y RCPs. LONF ATWS caso base	77
2.24. Fracción de huecos PZR-surge line. LONF ATWS caso base	77
2.25. Caudal de vapor PZR-surge line. LONF ATWS caso base	78
2.26. Balance de reactividades. LONF ATWS caso base	78
2.27. Reactividad total. LONF ATWS caso base	79
2.28. Presión en el RCS. Fallo PZR-PORVs y PZR-SVs (100 % / 110 %) .	89
2.29. Potencia Nuclear. Fallo PZR-PORVs y PZR-SVs (100 %)	90
2.30. Presión en el RCS. Fallo del AFW (100 % / 110 %)	93
2.31. Presión en el RCS. Retraso del AFW (100 %)	94
2.32. Potencia Nuclear. Fallo parcial o total AFW (100 %)	94
2.33. Rango ancho de los SGs. Fallo parcial o total AFW (100 %)	95
2.34. Transferencia de calor RCS-SG. Fallo parcial o total AFW (100 %) .	95
2.35. Presión en el RCS. Sensibilidad al fallo del TT (100 % / 110 %) . . .	97
2.36. Presión en el RCS. Sensibilidad al retraso del TT (100 %)	98
2.37. Potencia Nuclear. Sensibilidad al fallo del TT (100 %)	98
2.38. Presión en el RCS. Sensibilidad al fallo del TT (100 %)	99
2.39. Presión en el RCS. Fallo en cerrado de las SG-PORVs (100 %)	100
2.40. Potencia Nuclear. Fallo en cerrado de las SG-PORVs (100 %)	101
2.41. Presión en el secundario. Fallo en cerrado de las SG-PORVs (100 %) .	101
2.42. Temperatura media del RCS. Fallo en cerrado de las SG-PORVs (100 %)	102
2.43. Presión en el RCS. Fallo del sistema SD (100 %)	104
2.44. Potencia Nuclear. Fallo del sistema SD (100 %)	104
2.45. Presión en el secundario. Fallo del sistema SD (100 %)	105
2.46. Transferencia de calor RCS-SG. Fallo del sistema SD (100 %)	105
2.47. Presión en el RCS. Fallo del sistema HPSI (sin incluir el efecto del boro, 100 %)	107

2.48. Potencia Nuclear. Fallo del sistema HPSI (sin incluir el efecto del boro, 100 %)	107
2.49. Reactividades. Fallo del sistema HPSI (sin incluir el efecto del boro, 100 %)	108
2.50. Reactividad total. Comparación caso base con y sin boro (100 %)	108
2.51. Presión en el RCS. Impacto del MTC (100 %)	111
2.52. Presión en el RCS. Impacto del MTC en BOC (100 %)	111
2.53. Potencia Nuclear. Impacto del MTC (100 %)	112
2.54. Presión en el RCS. Impacto MTC, MTC lineal (100 %)	112
2.55. Potencia Nuclear. Impacto del MTC, MTC lineal (100 %)	113
2.56. Presión en el RCS. Impacto del VFC (100 %)	113
2.57. Potencia Nuclear. Impacto del VFC (100 %)	114
2.58. Presión en el RCS. Impacto del DTC (100 %)	114
2.59. Potencia Nuclear. Impacto del DTC (100 %)	115
2.60. Balance de reactividades. Impacto del DTC (100 %)	115
2.61. Presión en el RCS. Impacto de la potencia	117
2.62. Presión en el RCS. Impacto del modelo de calor residual	117
2.63. Balance de reactividades. Impacto de la potencia	118
2.64. Potencia Nuclear. Impacto de la potencia	118
2.65. Presión en el RCS. Efecto de los parámetros relacionados con la transferencia de calor	120
2.66. Potencia Nuclear. Efecto de los parámetros relacionados con la transferencia de calor	120
2.67. Transferencia de calor RCS-SG (10 % de taponado)	121
2.68. Transferencia de calor pastilla- vaina (Variación del hgap)	121
2.69. Temperatura de la pastilla (Variación del hgap)	122
2.70. Condición de subenfriamiento para el disparo de las RCPs del caso base	124
2.71. Condición de Potencia nuclear. Disparo RCPs	125
2.72. Presión en el RCS. Disparo RCPs	125
2.73. Presión en el RCS. Disparo RCPs	126
2.74. Caudal en rama fría. Disparo RCPs	126
2.75. Presión del RCS para algunos casos del DD MTC-Potencia (LONF-ATWS).	131
2.76. Domino de Daño MTC-Potencia en 2D (LONF-ATWS).	131
2.77. Domino de Daño MTC-Potencia en 3D (LONF-ATWS).	132
2.78. Análisis de sensibilidad del sistema AMSAC, 100 % de potencia nominal. LONF-ATWS	134
2.79. Análisis de sensibilidad del sistema AMSAC, 100 % de potencia nominal. LONF-ATWS. Figura en 3D	134
2.80. Análisis de sensibilidad del sistema AMSAC, 110 % de potencia nominal. LONF-ATWS	135
2.81. Dominio de Daño del sistema AMSAC, 110 % de potencia nominal. LONF-ATWS	135
2.82. Metodología del proceso para la obtención de un PIRT, [Wil-98]	137
3.1. Árbol de sucesos de ATWS (Curso de EPRI, [EPRI-11])	158

3.2. Árbol de sucesos de ATWS (Curso de Westinghouse, Harris Unit 1, [NRC-08])	159
3.3. ET de ATWS (modelo SDP de Beaver Valley, [NRC-99])	160
3.4. GET de secuencias ATWS	169
3.5. Presión en el RCS (Verificación de CEs: MC, TT y AF al 100 % y 110 %)	174
3.6. Potencia (Verificación de CEs: MC, TT y AF al 100 % y 110 %) . . .	175
3.7. Presión en los SG (Verificación de CEs: MC, TT y AF al 100 % y 110 %)	175
3.8. Presión en los SG (Verificación de CE del alivio en el cabecero AF al 100 %)	177
3.9. Presión en el RCS (Verificación de CE del alivio en el cabecero AF al 100 %)	177
3.10. Presión en los SG (incluyendo LL) (Verificación de CE del alivio en el cabecero AF al 100 %)	178
3.11. Presión en los SG (Verificación de CE del alivio en el cabecero AF al 110 %)	178
3.12. Presión en el RCS (Verificación de CE del alivio en el cabecero BA al 100 %)	180
3.13. Presión en el RCS (Verificación de CE del alivio en el cabecero BA al 110 %)	180
3.14. Propuesta del ET de ATWS con POEs para el modelo SPAR-CSN .	186
3.15. Cuantificación del GET de ATWS al 100 % y 110 % de potencia . .	204
4.1. Árbol de sucesos genérico de ATWS con secuencias inducidas.	214
4.2. Casos seleccionados de baja y alta presión en el dominio de daño MTC-Potencia	215
4.3. Presión en el RCS (Comparación casos LP y HP)	220
4.4. Presión en el secundario (Comparación casos LP y HP)	220
4.5. Caudal del SIS por un lazo (Comparación casos LP y HP)	221
4.6. Caudal integrado del ACC por un lazo (Comparación casos LP y HP)	221
4.7. Nivel en el PZR (Comparación casos LP y HP)	222
4.8. Nivel de los SGs (Comparación casos LP y HP)	222
4.9. Potencia instantánea (Comparación casos LP y HP)	223
4.10. Balance de reactividad (Comparación casos LP y HP)	223
4.11. Reactividad total (Comparación casos LP y HP)	224
4.12. nivel de vasija (Comparación casos LP y HP)	224
4.13. Temperatura a la salida del núcleo (Comparación casos LP y HP) .	225
4.14. Temperatura máxima de vaina (Comparación casos LP y HP)	225
4.15. Diferencia de presiones RCS-SG (Comparación casos LP y HP) . . .	226
4.16. Fracción de huecos a la descarga de las válvulas del PZR (caso LP sin LOCA)	229
4.17. Ciclado de las válvulas del PZR (caso LP sin LOCA)	230
4.18. Caudal a través de la rotura (LOCA inducido desde LP)	230
4.19. Presión en el RCS (LOCA inducido desde LP)	231
4.20. Presión en el secundario (LOCA inducido desde LP)	231

4.21. Caudal del sistema de inyección de seguridad por un lazo (LOCA inducido desde LP)	232
4.22. Caudal del acumulador de una lazo (LOCA inducido desde LP) . . .	232
4.23. Nivel del PZR (LOCA inducido desde LP)	233
4.24. Nivel de vasija (LOCA inducido desde LP)	233
4.25. Temperatura máxima en vaina (LOCA inducido desde LP)	234
4.26. Potencia instantánea (LOCA inducido desde LP)	234
4.27. Caudal a través de la rotura (LOCA inducido desde HP)	236
4.28. Presión en el RCS (LOCA inducido desde HP)	237
4.29. Presión en el RCS ampliado el pico de presión (LOCA inducido desde HP)	237
4.30. Potencia instantánea (LOCA inducido desde HP)	238
4.31. Caudal del sistema de inyección de seguridad por un lazo (LOCA inducido desde HP)	238
4.32. Caudal del acumulador de una lazo (LOCA inducido desde HP) . . .	239
4.33. Nivel del PZR (LOCA inducido desde HP)	239
4.34. Nivel de vasija (LOCA inducido desde HP)	240
4.35. Temperatura máxima de vaina (LOCA inducido desde HP)	240
4.36. Caudal a través de la rotura (SLB inducido desde LP)	243
4.37. Caudal a través de la rotura (SLB inducido desde HP)	243
4.38. Reactividad total (SLB inducido desde LP)	244
4.39. Reactividad total (SLB inducido desde HP)	244
4.40. Presión en el RCS (SLB inducido desde LP)	245
4.41. Presión en el RCS (SLB inducido desde HP)	245
4.42. Presión en el secundario (SLB inducido desde LP y HP)	246
4.43. Caudal del sistema de inyección de seguridad por un lazo (SLB inducido desde LP y HP)	246
4.44. Potencia instantánea (SLB inducido desde LP y HP)	247
4.45. Caudal integrado del acumulador de una lazo (SLB inducido desde LP y HP)	247
4.46. Nivel del PZR (SLB inducido desde LP y HP)	248
4.47. Nivel de vasija (SLB inducido desde LP y HP)	248
4.48. Temperatura máxima en vaina (SLB inducido desde LP y HP) . . .	249
4.49. Caudal integrado a través de la rotura (SLB inducido desde LP y HP)	251
4.50. Balance de reactividades (SLB inducido desde LP)	251
4.51. Balance de reactividades (SLB inducido desde HP)	252
4.52. Presión en el RCS (SLB inducido desde LP)	252
4.53. Presión en el RCS (SLB inducido desde HP)	253
4.54. Presión en el secundario (SLB inducido desde LP)	253
4.55. Presión en el secundario (SLB inducido desde HP)	254
4.56. Caudal del sistema de inyección de seguridad por un lazo (SLB inducido desde LP y HP)	254
4.57. Potencia instantánea (SLB inducido desde LP y HP)	255
4.58. Caudal integrado del acumulador de una lazo (SLB inducido desde LP y HP)	255
4.59. Nivel del PZR (SLB inducido desde LP y HP)	256
4.60. Nivel de vasija (SLB inducido desde LP y HP)	256

4.61. Temperatura máxima en vaina (SLB inducido desde LP y HP) . . .	257
4.62. Caudal a través de la rotura (LP-SGTR y HP-SGTR)	261
4.63. Presiones en el RCS y SGs (LP-SGTR)	262
4.64. Presiones en el RCS y SGs (HP-SGTR)	262
4.65. Caudal a través de las SG-PORVs (LP-SGTR y HP-SGTR)	263
4.66. Caudal del SIS (LP-SGTR y HP-SGTR)	263
4.67. Potencia nuclear (LP-SGTR y HP-SGTR)	264
4.68. Caudal del acumulador de una lazo (LP-SGTR y HP-SGTR)	264
4.69. Nivel de la vasija (LP-SGTR y HP-SGTR)	265
4.70. Nivel en el PZR (LP-SGTR y HP-SGTR)	265
4.71. Nivel de R.E. en los SGs (LP-SGTR y HP-SGTR)	266
4.72. Temperatura máxima de vaina (LP-SGTR y HP-SGTR)	266
4.73. POEs utilizados en la secuencia de SGTR inducido por ATWS . . .	269
4.74. Caudal a través de la rotura y SIS (LP-SGTR + AO)	271
4.75. Potencia instantánea (LP-SGTR + AO)	271
4.76. Presión en el primario (LP-SGTR + AO)	272
4.77. Caudal de las SG-PORVs (LP-SGTR + AO)	272
4.78. Caudal del acumulador de una lazo (LP-SGTR + AO)	273
4.79. Caudal del AFW (LP-SGTR + AO)	273
4.80. Nivel de R.E. en los SGs (LP-SGTR + AO)	274
4.81. Caudal de una PZR-PORV (LP-SGTR + AO)	274
4.82. Nivel en el PZR (LP-SGTR + AO)	275
4.83. Nivel de vasija (LP-SGTR + AO)	275
4.84. Temperatura máxima de vaina (LP-SGTR + AO)	276
4.85. Temperaturas a la salida del núcleo (LP-SGTR + AO)	276
4.86. Caudal a través de la rotura y SIS (HP-SGTR + AO)	279
4.87. Potencia instantánea (HP-SGTR + AO)	279
4.88. Presión en el primario (HP-SGTR + AO)	280
4.89. Caudal de las SG-PORVs (HP-SGTR + AO)	280
4.90. Caudal del acumulador de una lazo (HP-SGTR + AO)	281
4.91. Caudal del AFW (HP-SGTR + AO)	281
4.92. Nivel de R.E. en los SGs (HP-SGTR + AO)	282
4.93. Caudal de una PZR-PORV (HP-SGTR + AO)	282
4.94. Nivel de vasija (HP-SGTR + AO)	283
4.95. Nivel en el PZR (HP-SGTR + AO)	283
4.96. Temperatura máxima de vaina (HP-SGTR + AO)	284
4.97. Temperaturas a la salida del núcleo (HP-SGTR + AO)	284
A.1. C.N. Almaraz I esquema general	309
A.2. Máscara del modelo CNA en SNAP	309
A.3. Secciones transversal y longitudinal de la vasija 3D	312
A.4. Conexiones del primario	313
A.5. Esquema del control de presión en el presionador	313
A.6. Esquema del control de nivel del presionador	314
A.7. Esquema del control de nivel en el SG1	314
A.8. Esquema del control de barras.	315

A.9. Esquema del control de descarga (alivio) de vapor. Modo de temperatura media. Rechazo de carga.	315
A.10. Perfiles de potencia axiales. Modelo de CNA	317
A.11. Potencia nuclear y de turbina. Rechazo de carga.	327
A.12. Presión en el secundario. Rechazo de carga.	327
A.13. Temperatura media del RCS y Temperatura de referencia. Rechazo de carga.	328
A.14. Apertura del banco 1 del sistema de alivio al condensador. Rechazo de carga.	328
A.15. Apertura del banco 2 del sistema de alivio al condensador. Rechazo de carga.	329
A.16. Caudal de vapor y caudal de MFW en GV1. Rechazo de carga.	329
A.17. Nivel en el GV1. Rechazo de carga.	330
A.18. Presión en el RCS. Rechazo de carga.	330
A.19. Nivel en el PZR. Rechazo de carga.	331
A.20. Posición de las barras de control. Rechazo de carga.	331
A.21. Balance de reactividades. Rechazo de carga.	332
A.22. Reactividad total. Rechazo de carga.	332
C.1. Árbol de sucesos de ATWS de Surry	341
C.2. Árbol de sucesos de ATWS, curso Education of Risk Professionals	343
C.3. Árbol de sucesos de ATWS del curso Westinghouse	345
C.4. Árbol de sucesos de ATWS de North Anna	347
C.5. Árbol de sucesos de ATWS de Braidwood	349
C.6. Árbol de sucesos de ATWS de Ulchin 3&4	351
C.7. Árbol de sucesos de ATWS de Indian Point	353
C.8. Árbol de sucesos de ATWS de Summer	355
C.9. Árbol de sucesos de ATWS de Zion	357
C.10. Árbol de sucesos de ATWS, NUREG-1780, [Rau-03]	359
C.11. Árbol de sucesos de ATWS, USI Tap A-9, [Hag-81]	361
C.12. ET de CN1 para ATWS	367
C.13. ET de CN2 para ATWS	368
C.14. ET de CN3 para ATWS	369
C.15. ET de ATWS (modelo SDP de Beaver Valley)	374
C.16. ET de ATWS (modelo SDP de Shearon Harris)	375
C.17. ET de ATWS (modelo SDP de Callaway)	376
C.18. ET de ATWS (modelo SDP de Catawa)	377
C.19. ET de ATWS (modelo SDP de Seabrook)	378
C.20. ET de ATWS (modelo SDP de Vogtle)	379
D.1. Parte 1. Evaluación para el diagnóstico, 1/2	383
D.2. Parte 1. Evaluación para el diagnóstico, 2/2	384
D.3. Parte 2. Evaluación para la acción, 1/2	385
D.4. Parte 2. Evaluación para la acción, 2/2	386
D.5. Parte 3. Cálculo de la probabilidad de fallo de la acción SPAR-H	387

Índice de tablas

1.1. Evolución de la problemática del ATWS hasta la publicación del 10 CFR 50.62	5
1.2. Evolución de la problemática del ATWS después de la publicación de 10 CFR 50.62	6
1.3. Tiempos de actuación del AMSAC, referido a la Figura 1.6	18
1.4. Tiempos de actuación del AMSAC en distintas plantas PWR-W	18
1.5. Tiempos de actuación del AMSAC	19
1.6. Valores de los principales parámetros en ATWS de reactores PWR-W, [Sal-74]	29
1.7. Hipótesis de los análisis de ATWS en diversos países	30
1.8. Experimentos realizados sobre la secuencia ATWS (1/2)	45
1.9. Experimentos realizados sobre la secuencia ATWS (2/2)	46
1.10. Parámetros y fenómenos importantes observados en los experimentos de ATWS	46
2.1. Secuencia del caso base de LONF ATWS.	64
2.2. Señales de actuación del cierre de las MSIV	65
2.3. Parámetros, sistemas y acciones humanas incluidas en los análisis de sensibilidad previos de la secuencia LONF- ATWS	81
2.4. Criterios de sensibilidad de los parámetros, sistemas y acciones humanas	82
2.5. Análisis de sensibilidad previos relativos a secuencias de ATWS en la fase BP	83
2.6. Resumen de los casos analizados en [Sal-74]	84
2.7. Grado de sensibilidad en análisis previos de secuencias ATWS	84
2.8. Parámetros, sistemas y acciones humanas incluidas en el análisis de sensibilidad de la secuencia LONF- ATWS	85
2.9. Probabilidades de fallos de componentes de sistemas relacionados con LONF-ATWS, [NRC-10] y [INL-07]	86
2.10. Sensibilidad a fallos de PZR-PORV y PZR-SV	87
2.11. Impacto de fallos de válvulas del PZR (Caso S1 / A1)	88
2.12. Configuraciones de éxito, configuración de fallo y Probabilidad de fallo (sensibilidad a fallo de PZR-PORV y/o PZR-SV)	88
2.13. Sensibilidad a fallos del sistema AFW (TRACE)	91
2.14. Sensibilidad a fallos de válvulas del PZR (Caso S2 / A2)	92
2.15. Sensibilidad al fallo del TT (Casos A3 / S3)	96
2.16. Sensibilidad al fallo de las válvulas de alivio al condensador (Caso S5 / A5)	103

2.17. Coeficientes de reactividad en el modelo de referencia	110
2.18. MTC con dependencia respecto de la temperatura (M7)	110
2.19. Sensibilidad al MTC (Casos S6 / A8)	110
2.20. Sensibilidad al disparo de las RCPs (Casos A11 / S12)	124
2.21. Resumen de los resultados de los análisis de sensibilidad realizados con TRACE	127
2.22. Comparación del grado de sensibilidad de los casos simulados con TRACE y los de la bibliografía	128
2.23. Uprates medios en diversos países	129
2.24. Referencias de análisis de PIRT	139
2.25. Propuesta de estructura de PIRT para LONF- ATWS (pasos 5 y 6)	139
2.26. Candidatos de posibles fenómenos importantes propuestos para LONF- ATWS y PIRTs en los que se han incluido previamente.	148
2.27. Propuesta de fenómenos importantes para el ATWS y su relación con los análisis de sensibilidad y experimentos	149
2.28. Propuesta de fenómenos importantes para el ATWS con rango de importancia, su relación con los análisis de sensibilidad y experimentos	152
2.29. Propuesta de PIRT para LONF- ATWS	153
3.1. Referencias de PSA con información sobre secuencias de ATWS	157
3.2. Criterios de éxito en APS/IPE y SDP de W-PWR	165
3.3. Comparación de los CE de otras plantas PWR-W 3L	166
3.4. CE propuestos para el GET de ATWS	168
3.5. Correspondencia de las secuencias del GET de ATWS con casos del análisis de sensibilidad	172
3.6. Configuraciones de fallo de SG-PORV y SG-SV para 2MDPs	176
3.7. Configuraciones de fallo de PZR-PORV y PZR-SV para 2MDPs	179
3.8. Criterios de éxito obtenidos con TRACE (100 % y 110 %)	182
3.9. Criterios de fallo obtenidos con TRACE (100 % y 110 %)	183
3.10. AH del GET de ATWS	190
3.11. Probabilidad de fallo de la AH del cabecero AF	191
3.12. Probabilidad de fallo de la AH del cabecero EB	192
3.13. Probabilidad de fallo de la AH del cabecero PF	193
3.14. Probabilidad de fallo de las acciones humanas	193
3.15. Probabilidades de fallos de componentes relacionados con cabeceros del GET de ATWS, [NRC-15], [NRC-10] y [INL-07]	195
3.16. Principales conjuntos mínimos de fallo de los cabeceros MC y TT	197
3.17. Principales conjuntos mínimos de fallo del cabecero AFW	198
3.18. Principales conjuntos mínimos de fallo del cabecero BA (100 % y 110 %)	198
3.19. Principales conjuntos mínimos de fallo del cabecero EB	199
3.20. Principales conjuntos mínimos de fallo de los cabeceros PF y SF	199
3.21. Probabilidades de fallos de sistemas relacionados con la secuencia de ATWS (100 % y 110 %)	200
3.22. Probabilidades de fallo de los cabeceros del GET de ATWS de diversas referencias	201
3.23. Comparación de las frecuencias de los sucesos iniciadores de ATWS	203

3.24. Comparación de las probabilidades de daño y transferencia a otras secuencias (100 % y 110 %)	203
3.25. Comparación de las CDFs debidas a ATWS	203
4.1. Secuencias analizadas del ET de secuencias inducidas por ATWS . . .	216
4.2. Probabilidades de fallos de válvulas de alivio y seguridad, [NRC-10] y [INL-07]	217
4.3. Secuencia de sucesos de los casos LP y HP.	219
4.4. Secuencia ATWS-LP LOCA	229
4.5. Tiempos de las condiciones de disparo de RCPs para MBLOCA . . .	235
4.6. Tabla de la secuencia ATWS-HP MBLOCA	236
4.7. Secuencias ATWS-LONF LP y HP SLB	242
4.8. Secuencias ATWS-LONF LP y HP SLB	250
4.9. Tabla de la secuencia ATWS-HIGH-P SGTR	261
4.10. Tabla de tiempos de actuación del operador, [WEC-92]	269
4.11. Tabla de la secuencia ATWS-LP-SGTR-AO	270
4.12. Tabla de la secuencia ATWS-HP-SGTR-AO	278
A.1. Parámetros principales de operación en la CN Almaraz I	310
A.2. Fracciones de neutrones diferidos y constantes de decaimiento	317
A.3. Coeficientes de realimentación de moderador y combustible	318
A.4. Coeficiente de realimentación de huecos.	318
A.5. Comparación del estacionario de planta y del modelo tras las modi- ficaciones anteriores al uprate.	319
A.6. Programas de temperatura media del RCS	320
A.7. Programas de temperatura de FW	321
A.8. Comparación de estacionarios tras el aumento de potencia.	321
A.9. Comparación de estacionarios en la transición Patch 2 a Patch 4 . .	323
B.1. Relación entre el KINS-PIRT, los análisis de sensibilidad previos y las simulaciones en TRACE para secuencias de ATWS	337
C.1. Probabilidades de fallos de sistemas relacionados con el ET Figura C.3344	
C.2. Probabilidades de fallos de sistemas relacionados con el ET Figura C.3346	
C.3. Cabeceros de los ETs de plantas W-3L para ATWS	366
C.4. Secuencias de éxito y transferencia de los ETs de plantas W-3L para ATWS	366
C.5. Comparación de los CE de otras plantas para ATWS	370

Resumen

Las secuencias accidentales con fallo del disparo del reactor (ATWS) han sido analizadas a lo largo de la historia desde que se planteó como posible secuencias de interés fuera de la Base de Diseño en los años 60. La evolución del análisis de la secuencia de ATWS ha pasado por varias fases de interés y la publicación de la NORMA 10 CFR 50.62 supuso un punto de inflexión en dichos análisis. Actualmente, los aspectos más importantes de las secuencias de ATWS se engloban bajo la perspectiva de los aumentos de potencia de las centrales y la disminución del tiempo de exposición en el que se supera el criterio de aceptación.

En la presente tesis se plantea el análisis de la secuencia de ATWS en un reactor tipo PWR desde el punto de vista fenomenológico y de análisis de seguridad. Los objetivos principales de la tesis son: (1) Análisis detallado de la secuencia de pérdida de agua de alimentación principal sin disparo del reactor (LONF-ATWS) incluyendo los análisis de sensibilidad de parámetros, sistemas y acciones humanas, la aplicación de Dominios de Daño de la metodología ISA para evaluar el impacto en la presión del RCS de los aumentos de potencia y la optimización de los tiempos de actuación del Circuito de Actuación del Sistema de Mitigación Automática (AMSAC) y analizar la importancia de los distintos fenómenos. (2) Verificación de los criterios de éxito de los cabeceros del árbol de sucesos genérico (GET) propuesto y cuantificación del mismo incluyendo el cálculo de las probabilidades de fallo de los cabeceros y sus conjuntos mínimos de fallo. (3) Análisis de las posibles secuencias inducidas por ATWS tanto a bajas presiones como a altas presiones del RCS.

Los trabajos realizados en esta tesis se pueden desglosar en: (a) Comprensión detallada de la fenomenología típica de la secuencia LONF-ATWS incluyendo análisis de sensibilidad respecto de los parámetros, sistemas y acciones humanas. Obtención de los Dominios de Daño correspondientes a la presión del RCS según se aumenta la potencia y el coeficiente de temperatura del moderador de la central, así como la optimización de los tiempos de actuación del AMSAC. Asimismo, dichos análisis se han utilizado para la obtención de una Tabla de Identificación y Clasificación de Fenómenos (PIRT) para las secuencias de ATWS. (b) Obtención de nuevos criterios de éxito para los cabeceros correspondiente a la evacuación de calor a través del secundario y el alivio automático de la presión del RCS (cabeceros AF y BA); y verificación de los criterios de éxito de los otros cabeceros del GET de ATWS, obtención de los conjuntos mínimos de fallo con mayor contribución de daño al núcleo asociada a secuencias de ATWS y cuantificación del riesgo de la secuencia ATWS para el 100 % y el 110 % de potencia nominal de la central. (c) Evaluación del posible incremento del riesgo de las secuencias inducidas por ATWS analizadas.

Abstract

The Anticipated Transient Without SCRAM (ATWS) sequences have been analyzed over the years since they are presented as possible questionable beyond-design-basis events in the 60s. The evolution of the ATWS sequences has gone through several interest phases, being 10 CFR 50.62 rule the most important. Currently, the sequence of ATWS is under the outlook of power uprate and Uncertainty Exposure Time reduction.

This thesis offers an ATWS sequence analysis of a PWR reactor from the phenomenological perspective including safety analysis. The main objectives of the thesis are: (1) Detailed analysis of Loss of Normal Feedwater without SCRAM (LONF-ATWS) sequence including sensitivity analysis to human parameters, systems and actions. Damage Domain application of ISA methodology to obtain the impact of RCS pressure due to uprate and the optimization of the times of action of the AMSAC and analysis of importance of the different phenomena (2) Verification of success criteria of the generic event tree (GET) headings proposed, and quantification of the GET including the probabilities of failure obtained from headers and their minimum sets of failure (3) Analysis of the sequences induced by ATWS both at low pressures and high pressures.

The work performed in this thesis can be broken down into (a) Detailed compression of the typical phenomenology of the LONF-ATWS sequence including sensitivity analysis regarding parameters, systems and human actions. Obtaining the damage domains corresponding to the RCS pressure impact depending on uprate and moderator temperature coefficient increase and the optimization of the times of action of the AMSAC. Likewise, previous analyzes have allowed obtaining a Phenomena Identification Ranking Table (PIRT) for the ATWS sequences. (b) Obtaining new success criteria for the AF (heat remove by means secondary side) and BA (Automatic relief by mean PZR valves) headers and verifying the rest of the success criteria, as well as obtaining the minimum cut sets with the most contributions in the ATWS core damage frequency, quantifying the risk of the ATWS sequence for 100 % and 110 % of the nominal power of the plant. (c) Evaluation of the potential risk of the sequences induced by ATWS.

Agradecimientos

Si estas leyendo estas palabras es porque al menos te interesa algo de lo que se ha hecho en esta tesis... O sientes curiosidad por lo escrito. Esta tesis esta dedicada a muchas persona, personas buenas que en algún momento de mi vida me han aportado beneficios en cualquier aspecto de mi vida de doctoranda y han aportado su granito de arena para la finalización de la misma, así como personas que han coincidido en algún momento de sus vidas conmigo durante esta larga etapa.

Lo que más me gusta en esta vida es enrollarme escribiendo palabros y palabras, con o sin sentido, cambiando de orden las frases y los adjetivos como si en verso escribiera, pero para las correcciones, para la resolución de la duda al instante, para las ideas cabales y como gran guía en el mundo nuclear he de agradecer muy fuertemente a mi tutor de tesis Cesar Queral.

La primera vez que pisé el despacho 720 de la escuela de minas solo pensaba en acabar la carrera, después empecé a conocer a la gente que por ese momento habitaba en el despacho y me fue gustando poco a poco más esa inquietud sana de saber más, investigar el porque, sacar resultados e interpretarlos. Mis más sinceros agradecimientos a Javier Montero, Juan G. Cadelo y Luisa Ibañez que de aquella época me llevo amigos que todavía están en mi vida, han soportado esta larga espera y sus consecuencias (Clara Uriarte y Mikel Juan), conocimiento, conversaciones, copas y mucho cariño.

Todavía recuerdo cuando empecé el máster de Ciencia y Tecnología Nuclear que emoción decía y que de conocimientos y personas nuevas en mi vida, amigos en realidad con lo que ahora recordamos viejos tiempos y nos contamos los nuevos. Muchas gracias Emma Lopez, Karen Guzman, Rafa Bocanegra, Emilio Castro, Miguel Panizo y todos los que para mi sois los llamados Industriales, pero en especial a mis chicas y su gran aliento para todo, esos ánimos y esas risas las llevo conmigo. Agradecida igualmente de todos los profesores que me impartieron clases.

Nunca podré olvidar la estancia en el instituto KIT de Alemania, uno de mis mejores momentos vividos y que recuerdo con mucho, mucho cariño, por lo aprendido y por la calidad de personas como Verónica Jauregui, Ignacio G. G-Torano, Javier Jimenez y Victor H. Espinoza. Se me quedó corta la estancia y volvería a vivir allá. Quizás lo haga.

En ese tiempo me acompañaron personas doctoradas en otro sector que han comprendido y dado consejos, siempre muy útiles para el camino. En la casa de Cristina De Santiago y Jesús Manzanas, con Alex y Toñi nuestra pequeña familia ahora de tres siempre estamos muy acogidos, millones de gracias.

Y después hay personas, compañeros del Departamento de Energía y Combustible de la Escuela de Minas con los que me he visto la cara todos los días durante un largo tiempo y sería imposible olvidar a Julio Rivas, Julio Mula, Lidia Caro, Marta Ruiz, Eneko Zugazagoita, Luis Mena, Andrés Hernández, Isaías Ramírez, David Castro y Rafa Iglesias. Con algunos grandes momentos de risas, discusiones y demás cosas normales de un trabajo como el nuestro de becarios. En especial a Carlos París, Alex García y Kevin Fernández-Cosials por la inestimable ayuda en este último tiempo, chicos sois unos cracks y lo sabéis.

En este último tiempo de convivencia tesis-nuevo trabajo tengo que agradecer muy mucho a Javier Gómez los días de trabajo conjunto y la permutación que me ha permitido conocer personas con las que se que voy a aprender mucho, gracias por inculcar las buenas praxis técnicas Amparo Soler.

Pero como siempre dice mi madre (la Mari o la gran Maria Gracia Mena) la familia es lo que importa y tengo que agradecerles infinito a todos los miembros de mi familia todo lo que han aportado para que yo me moldease de esta forma y pudiera terminar con el doctorado, gracias a esas preguntas de... ¿Y para cuando terminas? ¿Para cuando un trabajo de verdad? ¿Para cuando? Cuando pienso en el cuando, cuantas veces he podido contarle y cuando sea será. Padre (Jose María Rebollo), no puedo dejar de nombrarte aquí, siempre escuchando, gracias.

Por último, también me gustaría agradecer las becas otorgadas por la Cátedra Juan Manuel Kindelán que me han ayudado en el transcurso de la realización de esta tesis.

Fin de la historia.

ACRÓNIMOS

Acrónimos

ACC: Acumulador (*Accumulator*)

AFW: Agua de alimentación auxiliar (*Auxiliary FeedWater*)

AP: Posterior al pico de presión (*After Peak*)

AH: Acción Humana (*Human Action*)

AMSAC: Circuito de Actuación del Sistema de Mitigación Automática (*ATWS Mitigating System Actuation Circuitry*)

ASME: Sociedad americana de ingenieros mecánicos (*American Society of Mechanical Engineers*)

ATWS: Transitorio anticipado sin disparo del reactor (*Anticipated Transient Without SCRAM*)

B: Boro (*Boron*)

BE: Realista (*Best-Estimate*)

BEPU: Análisis de incertidumbre realista (*Best-Estimate Plus Uncertainty*)

BOC: Principio de ciclo (*Beginning Of Cycle*)

BP: Anterior al pico de presión (*Before Peak*)

BWR: Reactor de Agua en Ebullición (*Boiling Water Reactor*)

CCP: Bomba de carga (*Centrifugal Charging Pump*)

CE: Criterio de Éxito (*Success criterion*)

CFR: Ley Federal de E.E. U.U. (*Code of Federal Regulations*)

CD: Daño al núcleo (*Core Damage*)

CDF: Frecuencia de daño al núcleo (*Core Damage Frequency*)

CF: Criterio de Fallo (*failure criterion*)

CIEMAT: Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas

CN: Central Nuclear

CSS: Sistema de rociado de la contención (*Containment Spray System*)

CVCS: Sistema de control químico y volumétrico (*Chemical and Volumetric Control System*)

DBA: Accidente base de diseño (*Design Basis Accident*)

DD: Dominio de Daño (*Damage Domain*)

DNB: Pérdida de la ebullición nucleada (*Departure from Nucleate Boiling*)

DSA: Análisis Determinista de Seguridad (*Deterministic Safety Analysis*)

DTC: Coeficiente de Temperatura Doppler (*Doppler Temperature Coefficient*)

EBS: Sistema de boración de emergencia (*Emergency Boration System*)

ECCS: Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (*Emergency Core Cooling System*)

EOC: Final del ciclo (*End Of Cycle*)

ERG: Guías de recuperación de emergencia (*Emergency Recovery Guideline*)

ET: Árbol de sucesos (*Event Tree*)

ETF: Especificaciones técnicas de funcionamiento

FCC: Fallo de Causa Común (*Common Cause Failure*)

FRG: Procedimientos de recuperación de funciones (*Functional Recovery Procedure*)

FSG: Generador de vapor fallado (*Failed Steam Generator*)

FW: Agua de alimentación (*Feedwater*)

GET: Árbol de sucesos Genérico (*Generic Event Tree*)

HFP: Condición de plena potencia en caliente (*Hot Full Power*)

HI: Importancia Alta (*High Importance*)

HP: Alta presión (*High Pressure*)

HPSI: Inyección de seguridad de alta presión (*High Pressure Safety Injection*)

HRA: Análisis de fiabilidad humana (*Human Reliability Analysis*)

HS: Sensibilidad Alta (*High Sensitivity*)

IPE: Examen Individual de Central (*Individual Plant Examination*)

ISA: Análisis Integrado de Seguridad (*Integrated Safety Assessment*)

ISG: Generador de vapor intacto (*Intact Steam Generator*)

LERF: Frecuencia de grandes liberaciones tempranas (*Large Early Release Frequency*)

LI: Importancia baja (*Low Importance*)

LOCA: Accidente de pérdida de refrigerante (*Loss Of Coolant Accident*)

LONF: Pérdida de agua de alimentación principal (*Loss of Normal Feedwater*)

LOOP: Pérdida del Suministro Eléctrico desde el Exterior de la Central (*Loss Of Offsite Power*)

LP: Baja presión (*Low Pressure*)

LPSI: Inyección de seguridad de baja presión (*Low Pressure Safety Injection*)

LS: Sensibilidad baja (*Low Sensitivity*)

MBLOCA: Accidente de pérdida de refrigerante por rotura mediana (*Medium Break Loss Of Coolant Accident*)

MDP: Motobomba (*Motor Driven Pump*)

MDNBR: valor mínimo permitido del coeficiente del límite de ebullición nucleada (*Minimum Departure from Nucleate Boiling Ratio*)

MFW: Agua de alimentación principal (*Main Feedwater*)

MI: Importancia Media (*Medium Importance*)

MOC: Mitado del ciclo (*Middle Of Cycle*)

MS: Sensibilidad media (*Medium Sensitivity*)

MSIV: Válvula de aislamiento de vapor principal (*Main Steam Isolation Valve*)

MSL: Línea de vapor principal (*Main Steam Line*)

MTC: Coeficiente de Temperatura del Moderador (*Moderator Temperature Coefficient*)

NRC: Comisión de Regulación Nuclear (*Nuclear Regulatory Commission*)

PCT: Máxima temperatura de las vainas del combustible (*Peak Cladding Temperature*)

PIRT: Tabla de Identificación y Clasificación de Fenómenos (*Phenomena Identification and Ranking Table*)

POE: Procedimiento de Operación de Emergencia (*Emergency Operating Procedure*)

PORV: Válvula de alivio operada por energía (*Power Operated Relief Valve*)

PSA: Análisis Probabilista de Seguridad (*Probabilistic Safety Assessment*)

PWR: Reactor de agua a presión (*Pressurized Water Reactor*)

PWR-W: Reactor de agua a presión diseñado por Westinghouse (*Pressurized Water Reactor-Westinghouse*)

PZR: Presionador (*Pressurizer*)

RCP: Bombas del refrigerante del reactor (*Reactor Coolant Pump*)

RCIC: Sistema de refrigeración del núcleo (del reactor) aislado (*Reactor Core Isolation Cooling*)

RCS: Sistema de refrigerante del reactor (*Reactor Coolant System*)

RE: Rango Estrecho (*Narrow Range*)

RETRAN: Rango Estrecho (*Narrow Range*)

RG: Guía reguladora (*Regulatory Guide*)

RHR: Sistema evacuación del calor residual (*Residual Heat Removal*)

ROP: Proceso de inspección, medida y evaluación el rendimiento de seguridad y protección de las centrales nucleares comerciales en operación. Homologo al SISC en España. (*Reactor Oversight Process*)

RPS: Sistema de protección del Reactor (*Reactor Protection System*)

RVLIS: Sistema de indicación del nivel en la vasija del reactor (*Reactor Vessel Level Indication System*)

SD: Derivación de vapor al condensador (*Steam Dump*)

SBLOCA: Accidente de pérdida de refrigerante por rotura pequeña (*Small Break Loss Of Coolant Accident*)

SBO: Pérdida completa de suministro de corriente alterna a las barras esenciales y de servicios de la central (*Station BlackOut*)

SCRAM: Disparo del reactor (*Safety Core Rods Ax Man*)

SDP: Análisis de arboles de sucesos genéricos por cada planta (*significance determination process*)

SG: Generador de vapor (*Steam Generator*)

SGTR: Rotura de tubos en el generador de vapor (*Steam Generator Tube Rupture*)

SIS: Sistema Inyección de Seguridad. (*Safety Injection System*)

SISC: Sistema Integrado de Supervisión de centrales

SLB: Rotura de Tubería de Vapor (*Steam Line Break*)

SV: Válvula de alivio y seguridad (*Safety Valve*)

TDP: Turbobomba (*Turbo Driven Pump*)

TRACE: Código termohidráulico (*TRAC/RELAP Advanced Computational Engine*)

TT: Disparo de Turbina (*Turbine Trip*)

UET: Tiempo durante el cual se supera el criterio de aceptación (*Uncertainty Exposure Time*)

VC: Coeficiente de la fracción de huecos (*Void Coefficient*)

WABA: veneno consumible anular húmedo (*Wet Annular Burnable Absorber*)

WOG: Grupo de propietarios de Westinghouse (*Westinghouse Owners Group*)

Estructura de la Tesis

La tesis se ha estructurado en los siguientes capítulos:

Capítulo 1 : *Secuencias de ATWS. Normativa, experiencia operativa y análisis de seguridad* en este capítulo se ha realizado un exhaustivo trabajo de investigación bibliográfica con la intención de aprender la fenomenología y gestión de un accidente de ATWS, así como documentar las lecciones aprendidas de los estudios, incidentes y programas experimentales.

Capítulo 2 : *Secuencia LONF-ATWS. Caso base, análisis de sensibilidad y propuesta de PIRT* en este capítulo se analiza la fenomenología de la secuencia LONF-ATWS con el código TRACE mediante el caso base, que posteriormente da soporte al análisis de sensibilidad de los parámetros, sistemas y acciones humanas así como a la propuesta de PIRT. El análisis de sensibilidad incluye una revisión bibliográfica de análisis de sensibilidad de las referencias encontradas que se han ampliado y verificado con las simulaciones realizadas con el código TRACE. Por último, se ha propuesto un PIRT que incluye los fenómenos importantes de la secuencia.

Capítulo 3 : *Análisis de secuencias ATWS en el Análisis Probabilista de Seguridad* en este capítulo se revisan los PSA en condiciones de ATWS, analizando los criterios de éxito, árboles de sucesos y procedimientos de operación para la secuencia ATWS en varias centrales nucleares para posteriormente proponer un árbol de sucesos genérico de la secuencia LONF-ATWS con su respectivo análisis y verificación de los criterios de éxito mediante simulaciones con el código TRACE, así como su cuantificación. Por último, se analiza la fiabilidad humana mediante la metodología SPAR-H.

Capítulo 4 : *Análisis de secuencias inducidas por LONF-ATWS* en este capítulo se analizan las secuencias inducidas por ATWS a consecuencia de la pérdida de integridad del primario y del secundario.

Capítulo 5 : *Conclusiones generales de la tesis* en este último capítulo se realiza una recopilación de las conclusiones parciales de cada capítulo, identificando las principales conclusiones de la Tesis.

Anexos : Los anexos se dividen en tres partes. El anexo A que cuenta con las modificaciones y validación del Modelo de la Central Nuclear Almaraz I, siendo el punto de partida para comenzar las ejecuciones de la secuencia ATWS. El

anexo B en el que se incluyen los análisis individuales de los árboles de sucesos de plantas tipo PWR-W para la secuencia ATWS y por último, en el anexo C se incluye la evaluación de los factores de forma para las acciones humanas estudiadas en el capítulo 4.

CAPÍTULOS

Capítulo 1

Secuencias de ATWS. Normativa, experiencia operativa y análisis de seguridad

Índice

1.1. Introducción a la secuencia de ATWS	2
1.2. Norma 10 CFR 50.62. Estudios e incidentes previos y posteriores a la norma	7
1.2.1. Estudios previos a la norma 10 CFR 50.62	7
1.2.2. Incidentes previos a la norma 10 CFR 50.62	9
1.2.3. Norma 10 CFR 50.62	13
1.2.4. Implementación de la norma de ATWS en España	16
1.2.5. Sistema de actuación para mitigación del ATWS (AMSAC) . .	17
1.2.6. Estudios posteriores a la norma 10 CFR 50.62	22
1.2.7. Incidentes posteriores a la norma 10 CFR 50.62	24
1.2.8. Normativa en otros países	27
1.3. El ATWS en el marco del análisis determinista	28
1.3.1. Valores BE y DSA del MTC	31
1.4. Acciones humanas en secuencias de ATWS. POE FR-S.1 . .	33
1.5. Análisis probabilistas. Relación con el ATWS	38
1.5.1. Secuencias inducidas por ATWS	43
1.6. Experimentos realizados relativos a las secuencias de ATWS	44
1.6.1. Instalación LOFT	47
1.6.2. Instalación LOBI	48
1.6.3. Instalación LV400	51
1.6.4. Instalación ROSA/LSTF	51
1.6.5. Instalación PMK-2	53
1.6.6. Instalación PACTEL	55
1.7. Conclusiones del capítulo	57

En este capítulo se define la secuencia ATWS para posteriormente describir la problemática histórica de dicha secuencia, la cual quedó parcialmente resuelta con la norma de ATWS y su aplicación, también se comentan los incidentes ocurridos antes y después de la misma, así como la normativa en otros países.

Posteriormente, se describen los análisis deterministas, las acciones humanas y el análisis probabilista de seguridad para la secuencia ATWS. Por último, se analizan y resumen los experimentos realizados en este campo de estudio en diversas instalaciones como LOFT, LOBI, ROSA/LSTF, PMK y PACTEL.

1.1. Introducción a la secuencia de ATWS

La secuencia de ATWS corresponde a un transitorio operacional previsto (Anticipated Operational Occurrence, Apéndice A del 10 CFR 50) en el que falla la actuación del Sistema de Protección de Reactor (RPS: Reactor Protection System) y como consecuencia de dicho fallo no se produce la inserción de las barras de control y parada. Las funciones del RPS se especifican en el Criterio General de Diseño número 20 dentro del Apéndice A del 10 CFR 50:

Criterio 20. Funciones del sistema de protección.

El sistema de protección deberá estar diseñado para cumplir las siguientes funciones:

1. Iniciar automáticamente la operación de los sistemas necesarios, incluidos los de control de la reactividad, para garantizar que en caso de producirse un transitorio operacional previsto no se superan los límites de diseño del combustible.
2. Detectar las condiciones que indican que se han producido un accidente e iniciar de modo automático la operación de los sistemas y componentes importantes para la seguridad que son requeridos para mitigar sus consecuencias.

En general, el RPS es el sistema encargado de mantener automáticamente la operación del reactor dentro de los límites de seguridad, deteniendo la reacción en cadena antes de que se alcancen dichos límites. Así pues, el RPS vigila las variables de proceso que se relacionan directamente con las limitaciones mecánicas tales como la presión, el nivel de agua en el PZR (para impedir que haya una descarga de agua a través de las válvulas de seguridad ó que queden al descubierto los calentadores) y las variables que afectan directamente a la capacidad de transferencia de calor del reactor (por ejemplo, el caudal y las temperaturas del refrigerante del reactor). Existen también otros parámetros utilizados en el RPS que se calculan a partir de diversas variables de proceso. En cualquier caso, cuando una variable medida directamente del proceso o calculada sobrepasa un punto de consigna, se produce la señal de disparo del reactor, insertando las barras de control y parada en el núcleo, con

el objetivo de evitar daños a las vainas de combustible o la pérdida de la integridad del sistema.

Los transitorios que inician un ATWS se engloban en los que pueden ocurrir una o más veces durante toda la vida de una central nuclear (disparo de turbina, pérdida de agua de alimentación principal, pérdida de corriente eléctrica externa...), considerándose de Condición I y II dentro de la clasificación ANSI 18.2. La evolución temporal de esta problemática y los incidentes ocurridos se resumen en las Tablas 1.1 y 1.2 y se describen con detalle en la siguiente sección.

Para ilustrar la problemática de las secuencias de ATWS en PWR se muestran, a modo de ejemplo, la evolución de la presión y la potencia de una secuencia LONF-ATWS a principio de ciclo, que como se menciona posteriormente es la secuencia más limitante. Como se puede observar en las Figuras 1.1 y 1.2, el problema de este tipo de secuencias está en el aumento de la presión del RCS, llegando a valores de 190 bar en este caso ejemplo, aún con la actuación del AMSAC (sistema que provoca la demanda de TT y AFW) y el alivio de presión a través de las válvulas del PZR antes del pico de presión. Al mismo tiempo la potencia disminuye por efecto de las realimentaciones en el núcleo.

Figura 1.1: Evolución de la presión en el RCS en un W-3L (LONF-ATWS)

Figura 1.2: Evolución de la potencia en un W-3L (LONF-ATWS)

Tabla 1.1: Evolución de la problemática del ATWS hasta la publicación del 10 CFR 50.62

1963	[NRC-78]	Primer precursor de ATWS en CN Kahl (BWR de 15MWe, Alemania). Fallo de causa común en los relés del RPS
1968		Planteamiento del problema
1970	[NRC-78]	Precursor de ATWS en CN Moticello (BWR de 563MWe, Minesota). Fallo de causa común en los relés del RPS
1973	WASH-1270	Criterio de aceptación de los ATWS. Indicaba que el riesgo podía ser alto, [WAS-73]
1975	WASH-1400	Reactor Safety Study, [WAS-75]
1974	WCAP-8330	Westinghouse Anticipated Transients Without Trip Analysis, [Sal-74]
1974-75	NEDO-20626	Análisis de ATWS por GE, [GE-75]
1978	NUREG-0460 Vol. 1,2 y 3	Necesidad de modificaciones (3 alternativas), [NRC-78]
1978-79		Petición de análisis a GE / TMI / Cálculos de WEC NS-TMA-2182
1980	NUREG-0460 Vol. 4	Imponer requisitos (modificación 3 alt)
1980	SECY-80-409	Propuesta de la norma. Sale a comentarios y hay respuesta de 20 utilities, [NRC-80]
1980	Browns-Ferry 3	Precursor de ATWS
1982	SECY-82-725	Status: comentarios dicen que no es necesario hacer nada con el ATWS
1983		Aceptación de una mezcla de las distintas propuestas: 10 CFR 50.62
1983	NUREG-1000	Salem-1 (Precursor de ATWS 2 veces). Modificación de los interruptores de W, [NRCa-83] y [NRCb-83]
1983		Petición de PSA en España (Garofía)
1983	SECY-83-293	Evaluación del coste-impacto de la reducción del riesgo (base de la regla de ATWS), [NRCc-83]
1984	10 CFR 50.62	Publicación de la norma, [NRC-84].

Tabla 1.2: Evolución de la problemática del ATWS después de la publicación de 10 CFR 50.62

1986		Chernobyl
1987		Modificaciones en CN Garoña (y fin PSA-1) CN Trillo exento por estudios previos
1988		CN José Cabrera: Informe y cálculos sobre ATWS
1988	GL-88-20	Petición de IPEs en USA, [NRCa-88]
1988	Bulletin 88-01	Defectos en los disyuntores (Circuit Breakers) de Westinghouse, [NRCa-88]
1988-89		Modificaciones CN Cofrentes
1989		Modificaciones en CCNN Ascó, Almaraz-I-II (Framatome). PSA CN Almaraz
1989-90		Petición de análisis de secuencias de daño catastrófico. ATWS con dilución de Boro en BWR
1990		CN José Cabrera-ATWS: Exenta
1991	LER 400/91-010	Fallo de un interruptor del RPS en Harris Unit 1, [Ham-91]
1992		PSA CCNN Cofrentes, José Cabrera, Almaraz-II, Trillo, Ascó
1997	NUREG/CR-1560	Resultados de los IPEs en EEUU, [NRC-97]
2002	WCAP-15831-P	Propuesta del WOG para aplicar Risk-informed al ATWS-PWR
2003	NUREG-1780	Análisis de la efectividad de la regla de ATWS (NRC), [Rau-03]
2004	WCAP-15831-P Rev. 1	Propuesta del WOG modificada para aplicar Risk-informed al ATWS-PWR
2007		Evaluación Final y aprobación de la NRC para aplicar Risk-informed al ATWS-PWR (WCAP-15831)
2007	WCAP-15831-P-A Rev. 2	Propuesta del WOG aceptada para aplicar Risk-informed al ATWS-PWR, [Ame-07]

1.2. Norma 10 CFR 50.62. Estudios e incidentes previos y posteriores a la norma

En esta sección se describen los estudios e incidentes previos a la norma 10 CFR 50.62 que da comienzo a inicios de los setenta analizando los fallos en RPS y las consecuencias de la secuencia ATWS. Tal y como se mencionó anteriormente, cabe destacar que hasta que se publicó la norma de ATWS se produjeron tres precursores en las centrales de Browns-Ferry 3 y Salem 1, [NRCa-83] y [NRCb-83].

A continuación se describe la norma 10 CFR 50.62, publicada en 1984, junto a la implementación de la misma en las CCNN Españolas, el sistema de mitigación AMSAC y la normativa en otros países.

Tras la aplicación de la norma sobre ATWS, se continuó con el estudio sobre interruptores, dando lugar a informes detallados sobre el tema. Además se abrió un nuevo debate introducido por el WOG, relativo a una propuesta de metodología informada por el riesgo. En la actualidad algunas plantas han modificado sus especificaciones técnicas bajo ésta metodología.

Cabe resaltar que desde la aplicación de la norma sobre ATWS han ocurrido diversos incidentes de fallo de interruptores y de señales espurias de actuación del AMSAC que también se describen a continuación.

1.2.1. Estudios previos a la norma 10 CFR 50.62

En 1968 el ACRS encontró que existía suficiente separación de los sistemas de control y protección mediante separación física y aislamiento eléctrico. La primera vez que se abordó el problema de los ATWS fue en 1969, dentro del contexto del licenciamiento de reactores nucleares. En aquel tiempo se decía que sólo tenía interés académico, ya que el fallo del RPS se consideraba muy improbable y no eran necesarios estudios del fallo a demanda del RPS para el licenciamiento. Aún así se desarrollaron dos líneas de análisis: probabilidad de fallos de causa común e impacto de los ATWS postulados.

En septiembre de 1973, la Comisión de la Energía Atómica (AEC: Atomic Energy Commission) publicó el WASH-1270, *Technical Report on anticipated Transients Without Scram for Water-Cooled Power Reactors*, [WAS-73]. Donde se establecía el criterio de aceptación de los ATWS en LWRs. En este estudio ya se observó que el riesgo por ATWS podía ser muy alto. Dos años después se publicó el WASH-1400 (NUREG-74/014), *Reactor Safety Study: An assessment of Accident Risk in U.S. Commercial Nuclear Power Plants*, [WAS-75], también conocido como Informe Rasmussen (director del proyecto), en el cual se realizan los primeros Análisis probabilistas de seguridad (PSA: Probabilistic Safety Assessment): Surry 1 (PWR) y Peach Bottom 2 (BWR). En este informe el ATWS contribuía en un 50 % a la frecuencia de daño al núcleo, ($10^{-5}/(r \cdot y)$).

Por otro lado, General Electric analizó un amplio conjunto de secuencias de ATWS en la misma época publicado en el informe NEDO-20626, *Studies of BWR Designs for Mitigation of Anticipated Transients Without Scram*, [GE-75], llegando a la

conclusión de que el ATWS con más riesgo era el cierre inadvertido de todas las MSIV. Este transitorio provoca un incremento de la presión, provocando la actuación de las SRVs.

En el año 1978 desde la NRC fueron muy activos con respecto a la secuencia ATWS. Por un lado identificando el ATWS como problema en el NUREG-0371, *Task Action Plans for Generic Activities (Category A)*, [NRCa-78], y declarándolo como un asunto de seguridad no resuelto (USI: Unresolved Safety Issues), USI A-9 en el NUREG-0510, *Identification of Unresolved Safety Issues Relating to Nuclear Power Plants*, [NRC-79]. Por otro lado, se publica el NUREG-0460, *Anticipated Transients Without Scram for Light Water Reactors*, véase en [NRC-78], en el que se presentaban los resultados de los PSA para los ATWS y que servía para estimar el beneficio de las modificaciones propuestas. La probabilidad de fallo del scram dada en el NUREG-0460 fue de $3 \cdot 10^{-5}$ por demanda.

Después del accidente de la Three Mile Island NPP (TMI), ocurrido en 1979, aumento el interés por el estudio de los precursores de accidente severo. Este accidente demostró que se prestaba excesiva atención a accidentes muy improbables, Accidentes Base de Diseño (DBA: Design-Basis Accidents), frente a accidentes más probables, pequeños LOCA, errores humanos y transitorios en general, que tienen una gran aportación a la frecuencia de daño al núcleo. En diciembre de éste mismo año, Westinghouse Electric Company (WEC) envía a la NRC sus propios análisis en respuesta al NUREG-0460 como anexo a la carta de T.M. Anderson (WEC) a Dr. S. H. Hanauer ATWS Submittal (NS-TMA-2182), [NRC-78]. En este análisis se utilizó un $MTC = -12.6 \text{ pcm/K}$ ($-7 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$).

En la década de los 80 se realizaron diversas comparaciones entre los PSAs de distintas plantas. En [WAS-75] se muestra el porcentaje de contribución de daño al núcleo del promedio obtenido con el estudio de seguridad del reactor (RSS: Reactor Safety Study), por ejemplo en Peach Bottom ($2,9 \cdot 10^{-5}/(r \cdot y)$). Los valores son similares a los publicados en 1981 en los PSA de Grand Gulf y Limerick.

En 1980 la NRC publica los documentos NUREG-0460 Vol 4 y SECY-80-409 con los análisis realizados sobre el USI A-9, [NRC-80] y [NRCa-80]. En dichos documentos se proponía la creación de una norma para realizar mejoras en el diseño de los reactores a fin de reducir el riesgo de los ATWS y mitigar las consecuencias de los mismos. Además de esta propuesta hubo otras dos, realizadas por el entonces presidente Joseph Hendrie y un grupo de empresas. Un año más tarde, a todos los fabricantes se les requirió que proporcionaran información de diseño sobre ATWS comparable con la que se solicita en un informe del análisis final de seguridad (FSAR: final safety analysis report). Sin embargo, el personal de la NRC mantuvo que su intención no era que el ATWS se convirtiera en un nuevo accidente base de diseño (DBA: Design Basis Accident), sino que hubiera información suficiente disponible para proporcionar la verificación de la seguridad adecuada de las plantas. En esta década, en Julio de 1983 la NRC decidió adoptar la norma propuesta por el grupo de empresas, aunque con algunas modificaciones. Esta norma se describe con detalle en la Sección 1.2.3.

El impacto del incidente de Salem el 22 de febrero de 1983 se recoge en los NUREG-0977 y NUREG-1000, *NRC Fact-Finding Task Force Report on the ATWS Event at*

Salem Nuclear Generating Station, Unit 1 y Generic Implications of ATWS Events at the Salem Nuclear Power Plant (1983), véase en [NRCa-83] y [NRCb-83] y también se emitió la carta genérica (GL: Generic Letter) GL 83-28, *Required Actions Based on Generic Implications of Salem ATWS Events*, [NRCd-83] donde se indicaban medidas para mejorar la fiabilidad, las pruebas y otros factores a mejorar. Debido al mismo se modificaron los interruptores de los reactores diseño Westinghouse para que hubiera un segundo mecanismo redundante para la apertura de los interruptores. Esta modificación se describe con detalle en la Sección 1.2.2.

En éste mismo año se publica el documento SECY-83-293, *Amendments to 10 CFR 50 Related to Anticipated Transient Without Scram (ATWS) Events*, [NRCc-83], que incluye la metodología de análisis de las secuencias de ATWS y que es la base del 10 CFR 50.62 (Regla de ATWS). Además se emitió la TI 2515/064, *Near-Term Inspection Followup to Generic Letter 83-28*, en la que se proporciona indicación sobre la inspección de los sistemas relacionados y los programas de mantenimiento de algunos componentes relacionados con la seguridad.

1.2.2. Incidentes previos a la norma 10 CFR 50.62

En las referencias [NRC-78], [Las-83], [Gia-89], [Reb-91] y [Nus-13] se recoge que el primer precursor de ATWS sucedió en el año 1963 en la CN Kahl (BWR de 15MWe, Alemania). En este incidente se produjo un fallo de causa común en los relés del RPS y fue detectado durante la prueba de vigilancia periódica y aunque fue un reactor construido en Alemania los componentes del RPS provenían de GE. En 1970, en la CN Monticello (BWR de 563MWe, Minnesota) hubo otro fallo de causa común (FCC) de parte de los relés de disparo, en la que al igual que en la CN Kahl los componentes del RPS eran de GE. Pero no fue hasta el año 1980 cuando se produjo un fallo parcial de la inserción de las barras de control en la central Browns-Ferry 3 (BWR-GE). El fallo de RPS se produjo en una maniobra rutinaria de parada para mantenimiento. Solo 68 de las 185 barras de control se insertaron en el núcleo hasta que se disparó manualmente el reactor catorce minutos después, [NRCa-12].

Tres años después hubo un fallo del scram automático en Salem-1 (PWR-W). Este incidente fue debido a una identificación inadecuada de la causa del primer fallo lo que permitió que 3 días después se produjera un nuevo fallo del scram (SOER 83-8), [NRCa-12] y [NRC-08]:

22-02-83 Cuando la planta estaba operando al 20 % y durante la transferencia de offsite al generador se produce un fallo en el FWS y se produce señal de bajo nivel. El scram automático falla y el operador lo dispara manualmente 3,5 s más tarde.

25-02-83 Durante la operación a baja potencia se produce una señal de bajo nivel en un SG pero no hay scram, se produjo una alarma que aviso a los operadores que dispararon el reactor 23 s después del fallo.

El impacto del incidente de Salem se analizó en el NUREG-1000, *Generic Implications of ATWS Events at the Salem Nuclear Power Plant*, [NRCb-83], junto con la

emisión de la GL 83-28, *Required Actions Based on Generic Implications of Salem ATWS Events*, [NRCd-83], donde se indicaban medidas para mejorar la fiabilidad, las pruebas y otros factores a mejorar.

El análisis del incidente mostró que había problemas en los interruptores del RPS ya que el mantenimiento y las pruebas de vigilancia eran inadecuados. Debido a este incidente se modificaron los interruptores de los reactores diseño Westinghouse para que hubiera un segundo mecanismo redundante para la apertura de los interruptores.

El RPS del reactor consta de dos trenes (A y B) idénticos y redundantes, y que son física y eléctricamente independientes. Dos interruptores de disparo dispuestos en serie, RTB-A/B, llevan tensión a los mecanismos de accionamiento de las barras de parada y control del reactor, de modo que, por una pérdida de tensión, éstas caen por gravedad provocando el disparo del reactor, Figura 1.3.

Actualmente, el funcionamiento de uno de los interruptores del RPS se hace efectivo con una bobina de bajo voltaje y una bobina de disparo (shunt) conectadas en paralelo (las dos en modo automático) junto con un botón manual de disparo. La mejora del RPS después del incidente Salem consistió en conectar al sistema automático del RPS la bobina shunt en modo redundante puesto que anteriormente esta bobina estaba pero no pertenecía al modo automático, Figura 1.4.

Una vez que la señal lógica llega al interruptor automático por uno de los cuatro canales al tren A o al B, Figura 1.3, el modo de funcionamiento del interruptor da comienzo con la bobina de bajo voltaje que se desenergiza, el muelle tira hacia arriba lo que hace que el eje gire, debido este giro se mueve la palanca que hace que se desenergice el interruptor y caigan las barras por gravedad, Figura 1.4. En el caso que no funcionase la bobina de bajo voltaje, funcionaría la bobina shunt que se energiza y baja debida a su señal lógica, esta bajada mueve una palanca que también genera el giro del eje y de igual forma que con la bobina de bajo voltaje, la barras caerían por gravedad, Figura 1.4. Por último, el botón manual también mueve la barra de giro del eje, provocando de igual modo el disparo del reactor, Figura 1.4.

Figure 2.1. Westinghouse RPS simplified diagram (Amigos-Santos 739001)
Figura 1.3. Diagrama simplificado del RPS, [NRC-08]

1.2.3. Norma 10 CFR 50.62

La norma sobre ATWS, 10 CFR 50.62, fue publicada en 1984, dándose por resuelto el USI A-9 y estableciéndose un plazo de dos recargas a partir de su publicación para que las modificaciones fueran incorporadas a las plantas de EEUU. La ley llevó un proceso largo de discusión debido fundamentalmente al impacto económico del tema en la industria y a la disparidad en los resultados de los análisis de frecuencia para estimar la contribución de los ATWS al daño del núcleo. Mientras la NRC obtenía una frecuencia $2 \cdot 10^{-4}/(r \cdot y)$ en algunos reactores BWR, y del orden de $10^{-6}/(r \cdot y)$ en algunos reactores PWR, la industria obtenía resultados inferiores a $10^{-6}/(r \cdot y)$ en todos los casos.

Las incertidumbres suelen ser en general importantes en los análisis de probabilidad/frecuencia debido a los datos que se disponen respecto a la fiabilidad de equipos y componentes, y a los modelos utilizados. La resolución del tema por parte de la NRC, aún reconociendo que los análisis probabilistas habían sido una herramienta útil en el estudio de los ATWS, no se basó exclusivamente en análisis cuantitativos de riesgos, sino en una **filosofía conservadora**, en la que se incluían medidas preventivas y mitigadoras. La NRC propuso los siguientes criterios de éxito para los ATWS en LWRs:

1. Cualquier excursión de potencia debe ser limitada por las realimentaciones de reactividad.
2. Las consecuencias radiológicas deben estar por debajo del 10 CFR 100. Se debe mantener la integridad del recinto de contención. En BWRs no se debe superar el límite de la temperatura máxima en la piscina de supresión ($85^{\circ}C$).
3. La presión del sistema debe permanecer por debajo del límite de la sección III del código ASME (nivel C de servicio). Esta presión se corresponde con el 140 % de la presión nominal, 128 % de la de diseño ($221.65 \text{ bar} = 3200 \text{ psig} = 3215 \text{ psia}$, en PWR).
4. No debe producirse LEN (Límite de Ebullición Nucleada, DNB: Departure from Nucleate Boiling) o si ocurre la temperatura máxima de las vainas debe permanecer por debajo de $1204^{\circ}C$ ($2200^{\circ}F$) y el límite de oxidación no debe exceder el 17 %, ambos son criterios de aceptación de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS: Emergency Core Cooling System).
5. Se debe mantener el enfriamiento a largo plazo y la capacidad para llevar a la central a parada segura.

Para conseguir los criterios de comportamiento y disminuir la frecuencia de ocurrencia del ATWS, en el 10 CFR 50.62 se requiere que cada reactor BWR debe disponer de:

1. Un sistema alternativo de inserción de las barras de control (ARI: Alternative Rod Insertion), que debe ser independiente y distinto del sistema de parada

automática del reactor desde la salida del sensor hasta el mecanismo final de actuación. Debe tener válvulas de venteo del colector de aire redundantes y funcionar de manera fiable.

2. Un sistema de control de líquido de reserva (SLC) capaz de inyectar en el reactor una solución de agua borada con un caudal y un contenido en B-10, que para el volumen de la vasija tengan una capacidad de control de reactividad equivalente al resultante de una inyección de 313.67 litros/minuto (86 galones/minuto) de solución al 13 % en peso de B_5Na , con un enriquecimiento natural de B-10, en una vasija de 6.3754 m (251 pulgadas) de diámetro. Este sistema debe funcionar de manera fiable.
3. Un sistema de disparo automático de las bombas de recirculación, Recirculation Pump Trip (RPT), en situación indicativa de ATWS (RPT-ATWS), que debe funcionar de manera fiable, para prevenir excursiones de potencia debidas al colapsamiento de huecos durante transitorios de presurización.

Los requerimientos del 10 CFR 50.62 para reactores Westinghouse son que cada reactor PWR debe tener un equipo que sea distinto del sistema de parada automática del reactor para iniciar el arranque del AFWS (o de emergencia) e iniciar el disparo de turbina en condiciones indicativas de ATWS, el cual se denominó AMSAC (Anticipatory Mitigating Systems Actuation Circuitry). El sistema AMSAC se activa por las siguientes señales:

- Bajo nivel en los generadores de vapor (2/3 o 3/4) durante más de n segundos, varía entre 4s y 25 s dependiendo de la planta (en algunas plantas se utiliza bajo caudal de FW) y
- Alta potencia en turbina (>37 %-40 %).

Este sistema debe estar diseñado para realizar su función de forma fiable y debe ser independiente (desde el sensor al dispositivo de actuación final) del RPS. Además se debe proporcionar suficiente información para demostrar el cumplimiento de los requisitos contemplados en el documento. Los requisitos para reactores PWR-W fueron impuestos en parte por los sucesos de Salem-1, ya que en principio los PWR-W estaban exentos de esta norma. En otros diseños PWR se impuso la necesidad de instalar un Diverse Trip System (DTS) por el alto valor del UET ($\approx 50\%$) frente al 1 % de los WEC.

El UET es un concepto que nace en el año 1988 con el WCAP-11992, [NRC-01], y que se define como el tiempo durante el cual se superaría el criterio de aceptación, Figura 1.5. El UET es prácticamente igual al porcentaje de MTC desfavorable, conocido como PMTC (positive MTC) indicado en la regla de ATWS, sin embargo se calcula de forma diferente.

Figura 1.5: Ejemplo del UET en función del quemado, [KAE-06]

1.2.4. Implementación de la norma de ATWS en España

A causa de la publicación de la norma sobre ATWS en 1984, la implantación de las modificaciones fueron requeridas en las plantas españolas en la primera prórroga de los correspondientes Permisos de Explotación Provisional, tras la publicación de la ley en EEUU. Cada planta tuvo sus particularidades:

Reactores PWR-W

Para cumplir los requisitos del 10 CFR 50.62, el grupo de propietarios de Westinghouse (WOG) realizó un documento que establece los requisitos funcionales para el AMSAC y que fue aceptado de forma genérica por la NRC.

En CN Ascó, CN Almaraz y CN Vandellós-II se implantó la modificación relativa al AMSAC durante las paradas de recarga de 1989. Las centrales actuaron de forma conjunta y adquirieron el sistema a FRAMATOME (AREVA). La actuación del AMSAC en las tres centrales se produce por bajo nivel en los generadores de vapor (la consigna depende de la planta, 5 % - 12 %) durante más de 4 s y potencias superiores al 40 % en turbina; dicha actuación produce además del disparo de turbina y del arranque del AFW, el aislamiento de la purga y de la toma de muestras del secundario de los generadores de vapor.

CN José Cabrera (1 lazo) no se encontraba englobada dentro de los análisis genéricos sobre ATWS realizados por Westinghouse (2,3 y 4 lazos). Por otra parte, el 10 CFR 50.62 permitía posibles exenciones para reactores licenciados antes de Agosto de 1969 (CN José Cabrera se licenció en 1968), si se justificaba que el riesgo atribuible a sucesos tipo ATWS era relativamente bajo. Apoyándose en ambas cuestiones, la CN José Cabrera propuso discernir la necesidad del AMSAC mediante cálculos realizados con RELAP5/MOD2. La relativamente baja potencia (160 MWe), la alta capacidad de las válvulas de alivio del presionador, la alta relación entre el caudal del sistema de refrigeración y la potencia térmica junto con la mayor relación entre el volumen de la contención y la potencia térmica frente a otras centrales PWR, son características que repercuten favorablemente en los resultados de los análisis. En este análisis se analizaron todos los ATWS iniciados por sucesos de condición II. El CSN estudió y aceptó la propuesta. En 1990 se presentaron los resultados y se pidió la exención del cumplimiento del 10 CFR 50.62, la cual fue concedida por el mismo.

Reactor PWR-KWU:

CN Trillo fue exenta de la aplicación del 10 CFR 50.62 debido a sus diferencias de diseño, y a los resultados de los estudios de ATWS que se le requirieron en el condicionado del permiso de construcción. Desde diseño se cuenta con la disponibilidad de una señal que indica condición de ATWS: RESA + detección de que las barras no han bajado lo suficiente. También el sistema de boración adicional (TW) debe estar diseñado para asegurar que ante un ATWS el sistema se hará subcrítico (al menos en el caso alemán), actuando con los 4 trenes por demanda del sistema de limitación ante la señal de ATWS (RESA-K, RESAK) e inyectando agua con 7000 ppm de boro. Por la misma señal, RESAK, actúa el Sistema de dosificación química del refrigerante (TB), arrancando 2/4 trenes de inyección de ácido bórico. Por último, si se consigue reducir la presión por boración (subcrítico) arrancaran las bombas del

sistema TH (inyección de seguridad), se activara el enfriamiento automático a 100 K/h y se dispararan las RCP.

Reactores BWR

Las modificaciones relativas al ARI y RPT se implantaron en diferentes años, en CN Garoña durante la parada de recarga de 1987 y en CN Cofrentes en la parada de recarga de 1988, aunque algunos aspectos de las modificaciones realizadas no fueron consideradas aceptables por parte del CSN en ambos casos, ya que el fallo de un sólo componente de la lógica dejaba inoperativo todo el sistema. Estos aspectos fueron subsanados en la siguiente parada de ambas CCNN, siendo aceptables las modificaciones tras la realización de las pruebas correspondientes.

Respecto al SLC, en CN Garoña debió ser modificado para permitir la inyección simultánea con los dos lazos de que dispone el sistema, según la alternativa elegida por NUCLENOR para cumplir los requisitos del 10 CFR 50.62. Las modificaciones se realizaron durante la parada de recarga de 1988 y afectaron a las líneas de succión de las bombas, las líneas y el tanque de prueba, y la lógica del sistema. Las modificaciones fueron consideradas aceptables tras la realización de las pruebas correspondientes. Inicialmente en CN Cofrentes se consideró que no era necesaria ninguna modificación del sistema para inyectar a la vasija con los dos lazos del mismo, y cumplir los requisitos exigidos por el 10 CFR 50.62. Sin embargo, durante la realización de las pruebas correspondientes, se detectó que las caídas de presión en las líneas de inyección eran superiores a las previstas y fue necesario sustituir las válvulas de retención por otras de menor pérdida de carga. Tras la realización de nuevas pruebas el sistema fue considerado aceptable.

Por último, aunque la norma no lo exigiera, en CN Cofrentes se añadió un sistema de reducción/disparo del agua de alimentación principal mediante un *runback* del sistema.

1.2.5. Sistema de actuación para mitigación del ATWS (AMSAC)

El sistema de AMSAC fue un requisito de la norma 10 CFR 50.62 que aplicaba a todas las plantas tipo PWR-W, ver Sección 1.2.3. La función de este sistema es detectar las condiciones de la existencia de ATWS y está basado en la vigilancia del nivel en los SGs y de la potencia de la planta (presión en la turbina de HP).

El sistema de AMSAC inicia su actuación al energizarse sus relés de salida, teniendo lugar si el nivel en dos de tres o tres de cuatro generadores de vapor desciende por debajo de un valor de consigna de rango estrecho (RE), entre [5-25] % según la planta, Tabla 1.4, siendo éste un valor inferior al valor mínimo de actuación del sistema de protección y los dos transmisores de presión de la primera etapa de turbina genera señal equivalente a una potencia por encima de aproximadamente 40 % de la carga nominal.

El sistema de AMSAC genera la señal de actuación de disparo de turbina e inyección del AFW con un retraso que varía entre 4 y 25 segundos según la planta, Tabla 1.4. La lógica de actuación de las plantas Trojan e Indian Point se muestra en las Figuras

1.7 y 1.8, en éstas se observan las condiciones de energización por cada relé mencionadas en el párrafo anterior y en la Tabla 1.4. Además, en condiciones normales de operación de la planta los relés de salida del sistema están desenergizados.

Los tiempos de actuación del AMSAC son dependientes de planta. Se distinguen cuatro tiempos distintos desde que se da la condición de AMSAC, Figuras 1.6 y 1.5, y se describen en la Tabla 1.3. En la Figura 1.6 se indica que el instante de disparo de turbina (T1) es el mismo que el de actuación del AMSAC y el tiempo de la señal de AFW (T2) sería el mismo que el de la inyección de AFW (T3) con un retraso debido al arranque de las bombas, Tabla 1.3.

Figura 1.6: Esquema de los tiempos de actuación del AMSAC

Tabla 1.3: Tiempos de actuación del AMSAC, referido a la Figura 1.6

Tiempo	Definición
T ₀	Condición de AMSAC: Señal de muy bajo nivel NR en 2/3 SG y Potencia en Turbina >40 %
T ₁	TT: Disparo de Turbina
T ₂	AFW(Inicio MBs&TB): Arranque de las motobombas (MB) y de la tubobomba (TB) del AFW
T ₃	AFW(Caudal): Inicio de la inyección de AFW en los SG

Tabla 1.4: Tiempos de actuación del AMSAC en distintas plantas PWR-W

Planta		Bajo nivel RE (%)	T1	T2	T3
Trojan (4L)	[NRC-08]	<11.5	25	NA	+ 1-2S
Indian Point U3 (4L)	[NRC-08]	<21	25	28(rel.)	+ 1-2S
Diablo Canyon(4L)	[Cla-96]	<5	25	28(rel.)	+ 1-2S
Salem(4L)	[Cla-96]	<5	25	NA	+ 1-2S
PWR-W 3L	[TEC-99]	<5	25	NA	+ 1-2S

Tabla 1.5: Tiempos de actuación del AMSAC

Referencias	AMSAC	
	TT (T1) [s]	AFW (T3) [s]
[New-94]	Menos de 60	
[Pos-98]	41+1	71
[Pei-90]	27.5	50
[Rad-09]	30	60
[Wan-14]	40	70
[Jen-87]	30	60
[Ahn-03]	52+25	77
	24.5+3.5	57
[Vir-97]	17	27
[LIM-08]	–	–
[Pap-83]	27	57
[Sal-74]	30	60

Figura 1.7: Esquema del circuito de la lógica de actuación del AMSAC para Indian Point NPP, [NRC-08]

Figura 1.8: Esquema del circuito de la lógica de actuación del AMSAC para Trojan NPP, [NRC-08]

1.2.6. Estudios posteriores a la norma 10 CFR 50.62

En 1985 la NRC emite la carta genérica GL 85-06, *QA Guidance For ATWS Equipment That is Not Safety Related*, [NRC-85]. En éste documento se especifica que los equipos que no son de seguridad siguen siendo aceptables tras la aplicación de la norma sobre ATWS. Tres años después, se emitió el *Bulletin 88-01, Defects in Westinghouse Circuit Breakers*, [NRCb-88]. Con el fin de alertar a las compañías que tuvieran plantas con interruptores Westinghouse modelo DS que existía un problema potencial. En el mismo año, se publicó el informe NUREG/CR-4740 en el que se realizó una revisión del RPS, [Mey-88].

Por otro lado, en diciembre de 1988 se publican los informes WCAP-11992 y WCAP-11993, [WOGa-88] y [WOGb-88]. En estos informes se analizó la cuestión sobre el MTC positivo e introdujeron el concepto de UET.

En el año 1994, la compañía eléctrica de Illinois Commonwealth Edison referenció estos WCAPs en la propuesta de una solicitud de modificación de licencia (LAR: License Amendment Request) que fue rechazada en 1997 por la NRC, aunque se aplico para el cálculo del CDF en varios IPEs y PRAs.

Catorce años más tarde se publicó el informe WCAP-15831-P, *WOG Risk-informed ATWS Assessment and Licensing Implementation Process* con la intención de eliminar la restricción del 5 % de UET, [And-02]. Esta propuesta fue rechazada por la NRC, sin embargo desde la NRC se propusieron una serie de mejoras sobre el mismo, que después de dos iteraciones terminó por publicarse en 2007 con la segunda revisión, [Ame-07]. Según el WOG el aumento de potencia y de longitud de ciclo que permiten mejorar la competitividad requieren,

- Diseños del núcleo con valores menos negativos del MTC, Figura 1.9.
- Eliminar el límite del 95 % del ciclo del MTC para tener más flexibilidad en el diseño.
- El uso de más venenos consumibles provoca costes adicionales. Para ello, realiza un planteamiento de análisis de la situación informada por el riesgo que les permita relajar la condición del 5 % del UET. En dicho análisis se incluyen tres casos de evolución del MTC frente al quemado, referencia [NRC-10] y Figura 1.9,
 - Un caso con poco exceso de reactividad (es el que no supera el 5 % de UET)
 - Un caso intermedio
 - Un caso con alto exceso de reactividad (UET=36 %)

Según los análisis la CDF pasaría de $6,5 \cdot 10^{-8}/(r \cdot y)$ a $1,7 \cdot 10^{-7}/(r \cdot y)$ y por tanto como la CDF del conjunto de secuencias no superaría $1,0 \cdot 10^{-5}/(r \cdot y)$, que es el límite impuesto en el SECY-83-293.

Por último, cabe mencionar que en 2003 se publicó la primera versión del NRC INSPECTION MANUAL. TEMPORARY INSTRUCTION 2500/020, REVISION 2 para verificar la implementación de la Regla de ATWS, [NRC-03].

Figura 1.9: Evolución del MTC frente al quemado a HFP (casos analizados por el WOG, [Ame-07])

1.2.7. Incidentes posteriores a la norma 10 CFR 50.62

Después de la publicación de la norma sobre ATWS en 1984 hasta la actualidad se han producido diversos sucesos relacionados con el RPS y el AMSAC:

- 1985 En CN Sequoia 2 un interruptor del RPS fallo por un transistor fallado (SER 10-85), el análisis mostró que fue un problema de mantenimiento, [Hel-98].
- 1987 Durante una prueba de vigilancia en la CN McGuire (PWR-W) uno de los interruptores de disparo fallo al abrirse cuando se disparó desde sala de control. Posteriormente se descubrió que había soldaduras defectuosas en otros interruptores de disparo de CN McGuire, [Hel-98].
- 1991 Durante una calibración de instrumentación en CN Harris Unit 1 se provocó una señal de bajo caudal y uno de los interruptores de disparo fallo, el otro abrió tal y como era de esperar, [Ham-91]. Se comprobó que había sido un problema de mantenimiento.
- 1992 En CN Indian Point Unit 3 se descubrió en diciembre de 1992 que el AMSAC había estado inoperable desde julio de 1992 debido a problemas de software. Durante la siguiente prueba de vigilancia (diciembre de 1992) se comprobó que la iniciación del AFW por el AMSAC estaba inoperable (el sistema quedó operable en enero de 1993).
- 1993 En CN Blayais 1 (SER 1-94) después de una recarga no se retiraron algunos de los puentes eléctricos del RPS que se habían puesto para las pruebas y la planta operó durante 6 días a potencia con parte del RPS inoperable, [Hel-98].
- 2000 En CN South Texas 2 el AFW inyectó por la actuación inesperada del AMSAC. La turbina no disparó, ya que el reactor estaba al 50 % de su potencia nominal, [NRCw-00].
- 2001 En CN Watts Bar 1 el reactor disparó automáticamente desde el 100 % de la potencia nominal debido a la actuación de la señal de AMSAC, lo cual provocó el TT y a su vez provocó disparo del reactor, siendo el nivel de los SGs normal, sin la actuación del ECCS y sin la apertura de las válvulas del PZR, [NRCw1-01].
- En CN Comanche Peak 2 el reactor disparó automáticamente desde el 100 % de la potencia nominal durante la restauración de la señal de AMSAC debido que la turbina disparó espuriamente lo que hizo que el reactor disparase, inyectando el AFW por el disparo y cerrando las MSIV por el control de temperatura, [NRCw2-01].
- En CN North Anna 2 el reactor disparó por el fallo del control electro hidráulico, dando lugar a la señal de muy bajo nivel en los SGs y señal de AMSAC quedando la planta estable en modo 3, [NRCw3-01].
- 2002 En CN Salem 1 el reactor se disparó manualmente por el runback de una bomba de FW, actuando la señal de AMSAC después del disparo, aunque el AFW ya estaba en funcionamiento quedando la planta estable en modo 3, [NRCw-02].

2004 En CN North Anna 2 el reactor disparó durante una de las pruebas periódicas del tren A, actuando los sistemas de AFW y AMSAC a causa de la señal de muy bajo nivel en los SGs, quedando la planta estable en modo 3 (espera en caliente), [NRCw-04].

2005 En CN Ginna 1 el reactor disparó por disparo de turbina de la señal de AMSAC debido al fallo de la fuente de alimentación en el MFW, quedando la planta estable en modo 3, [NRCw-05].

En CN Ascò 2 hubo una parada no programada notificada como ISN-AS2-87 y 88 como consecuencia de la inoperabilidad de la turbobomba y motobombas del AFW. Desde la sala de control se realizaron tres intentos de detener la turbobomba (cerrando la válvula de admisión de vapor) sin resultado al estar presente la señal de AMSAC que no repusieron previamente. Debido a ello, la Inspección solicitó que se incorporase en el simulador el rearme del AMSAC para proceder al entrenamiento correcto frente a la presencia de dicha señal, [CSNa-07], [CSNb-07] y [CSNc-07].

2006 En CN Catawba 2 hubo una actuación indebida del AFW de la que no se tiene conocimiento a que puede ser debida, entre las posibles causas se encuentra la señal de AMSAC, [NRCw-06].

2007 En CN Ascò el grupo de inspección del CSN encargado de la inspección de formación del personal transmitió la necesidad de instalar el botón de rearme del AMSAC en paneles traseros, [CSNa-07], [CSNb-07] y [CSNc-07].

2009 En CN Ascò el inspector propuso la implantación de una precaución en el ES-0.1 previa al paso 1 para reponer la señal del AMSAC (ya existente en el POE de CN Vandellós) que hubiera evitado el suceso AS1-101 en el que se quemó el contactor de la válvula de la turbobomba del AFW por la acción repetitiva del operador (no era consciente de la señal de activación de este sistema). En ese año, el titular explicó que esta precaución estaba incluida en la IOP-2.5: Sistema de agua de alimentación de auxiliar, [CSNa-09], [CSNb-09] y [CSNc-09].

En CN Vandellós 2 se produjo señal de alarma de anomalía del AMSAC repetidamente en días distintos, la cual se inhibió y se comprobó que el fallo se encontraba en la consigna de la presión de la cámara de impulsos. El titular implantó un Cambio Temporal (CT09110601) para elevar la consigna de la alarma de scale out de presión en la primera etapa de turbina del 101 % al 103 %, ya que la presión real se superaba ocasionalmente (al 101 %) activando la alarma de anomalía del AMSAC, [CSNa-10].

2010 En CN Vandellós 2 el inspector preguntó por las diferencias en el FR-S.1 con respecto al de la CN Almaraz en el que se incluye la comprobación de la señal de AMSAC y sus acciones automáticas. En respuesta el titular indicó que la solución adoptada seguía el estándar de las ERG, estando incluidas las acciones prioritarias y de importancia secundaria la verificación de las acciones automáticas, [CSNb-10].

- 2012 En CN McGuire 2 hubo dos sucesos concatenados durante la calibración de los interruptores de la señal AMSAC, primero la actuación del AMSAC disparó la turbina tarde con respecto al tiempo de diseño con el reactor al 31 % de la potencia nominal actuando el AFW a su tiempo. Después, hubo una actuación indebida del AFW y disparo de turbina, [NRCw-12].
- 2013 En Callaway 1 NPP durante la pruebas de mantenimiento con la planta en Modo 5, el AFW actuó indebidamente, las MDPs actuaron más temprano de lo que se esperaba y desde la sala de control se pararon las bombas del AFW manualmente, [NRCw-13].
- 2014 En CN Almaraz en la inspección sobre las actuaciones para la gestión, control y realización de Modificaciones de Diseño, el titular indicó que el motivo del cambio de consigna de la alarma AMSAC ANOMALÍA fue evitar la presencia casi continuada de la misma por tener una presión en la cámara de impulsos de la turbina ligeramente superior a la de diseño. Modificando la consigna de 101.5 % al 102.5 % de la presión de diseño del 100 % de la cámara de impulsos. Dicha alarma alerta al operador de alta presión en la cámara de impulsos siendo las causas posibles debidas a fallos eléctricos o de fallos en los transmisores de presión, [CSN-14].
- 2017 En CN Almaraz en la inspección multidisciplinar de bases de diseño de componentes se verificó que habían sido correctamente implantados los componentes relacionados con AMSAC de acuerdo al procedimiento iniciado en 2009 (PT.IV.218), [CSN-17].

En CN Watts bar 1 hubo una actuación indebida del AFW durante la calibración del AMSAC, en la cual la TDP no se activó, [NRCw-17].

1.2.8. Normativa en otros países

En España, como se ha descrito en secciones anteriores, la normativa sobre ATWS que aplica es la misma que en EEUU. Sin embargo, en otros países no siguen el mismo criterio, cada regulador publica sus propias normas y guías dependiendo de los reactores instalados en cada país, ya que además de la tecnología Westinghouse para diseños PWR, existen KWU, FRAMATOME y WWER que son de origen alemán, francés y ruso, respectivamente. En esta sección se describe brevemente la normativa de varios países de Europa occidental y Europa del este:

- **Alemania:** Aunque el diseño KWU parte de la licencia de Westinghouse, incluye el sistema de limitación con las características de un sistema de seguridad que en el caso de ATWS mitiga de forma automática las consecuencias. Aún así, en el año 1975 se realizaron análisis por la organización técnica de seguridad nuclear en Alemania (GRS: Gesellschaft für Reaktorsicherheit) promovidos por el ministerio del interior y aceptado por el organismo regulador (RSK: Reaktor-Sicherheitskommission) que concluyó la necesidad de incrementar la capacidad de alivio del PZR y la mejora de la fiabilidad del RPS, [Ull-78]. Posteriormente, en el año 2005, el comité internacional de tecnología nuclear (ILK: Internationale Länderkommission Kerntechnik) expresó su opinión en ILK-20 sobre las secuencias ATWS en diseños PWR, [ILK-05], como respuesta al debate iniciado por el RSK en 2001. El ILK concluyó la conveniencia de seguir el enfoque de las guías del RSK para PWR teniendo en cuenta el posible disparo de las RCPs, ya que es una medida efectiva en la mitigación de las secuencias ATWS.
- **Francia:** El diseño FRAMATOME es similar al de Westinghouse, asimismo la metodología de análisis aplicada y aprobada por el organismo regulador (CEA-IPSN: Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives-Institut de Protection et Sûreté Nucléaire) sobre la secuencia ATWS fue equivalente a la de WEC. Al igual que la NRC, el CEA-IRSN requirió un estudio en 1979 sobre un sistema mitigador del ATWS el cual se implantó en el año 1981, con un diseño similar al concepto AMSAC. Además se requirió una válvula de alivio adicional y un aumento de la capacidad de descarga de las PZR-SVs. Asimismo se añadió un DAS (Diverse Actuation System) en los reactores N4, sistema que inicia la caída de barras de manera independiente al RPS, [Lib-96] y [ILK-05].
- **Finlandia:** Las centrales en operación hasta el momento son de diseño WWER con requisitos específicos del regulador (STUK: Säteilyturvakeskus). En este país la secuencia de ATWS se incluyó como DBA. Este asunto está descrito en las guías YVL 2.2 y 2.4, la guía fue publicada en 1996 y fue reemplazada en el año 2003, [STU-17], [STU-96] y [STU-03].
- **Reino Unido:** En el año 1983 Westinghouse diseñó un PWR 4 lazos bajo los requerimientos de UK, denominado SNUPPS (Standardised Nuclear Unit Power Plant System), siendo uno de los requisitos la incorporación del sistema de

boración de emergencia para las secuencias ATWS, [Pap-83] y [WNA-16]. Actualmente, en UK está prevista la construcción de reactores de tecnología EPR y AP1000, en la tecnología EPR se ha solicitado que las secuencias ATWS se incluyeran dentro de la base de diseño, evitando incluir el sistema de boración de emergencia como en el caso de SNUPPS, [HSE-11].

- **Rusia:** La normativa en Rusia la regula el organismo regulador: Gosatomnadzor (Russian Safety Authority). Se han realizado análisis de la misma en PSAs dando lugar a valores de daño al núcleo muy altos con respecto a la tecnología Westinghouse, [IAEA-99] y [OECD-04].

1.3. El ATWS en el marco del análisis determinista

El objeto del análisis determinista en lo que respecta al ATWS es garantizar que, en una secuencia accidental sin disparo del reactor se cumplen los criterios de aceptación de la normativa 10 CFR 50.62, descritos en la Sección 1.2.3, siendo el límite de presión del sistema requerido en los análisis de 221.65 bar, *ASME Sección III (nivel C de servicio)*.

En [Sal-74] se recogen los transitorios previstos más importantes desde la perspectiva del ATWS:

- Retirada incontrolada de haz de barras de control
- Pérdida de carga y/o disparo de turbina (LR/TT)
- Pérdida del agua de alimentación normal (LONF)
- Pérdida de energía eléctrica exterior (LOOP)
- Despresurización accidental del RCS

El análisis de [Sal-74] se realizó para el diseños PWR-W 2L, 3L y 4L, Tabla 1.6. Se observa que los transitorios con mayor importancia son el LONF y el TT.

Las hipótesis típicas del caso determinista se han obtenido de [Sal-74], [Pos-98], [Wan-14], [Rad-09], [Ull-78], las principales hipótesis son:

- No se le da crédito al scram (ni automático, ni manual)
- No se le da crédito al sistema de control de barras (ni automático, ni manual)
- MTC de principio de ciclo. MTC crítico: -12.6 pcm/K (-7 pcm/°F) ó -14.4 pcm/K (-8 pcm/°F), [NRC-78] y [Sal-74].
- La señal de actuación de AMSAC se activa por la señal de muy bajo nivel en los generadores de vapor (12 % de nivel en rango estrecho). Treinta segundos después del LONF actúa el TT y treinta segundos después inyecta el AFW

Tabla 1.6: Valores de los principales parámetros en ATWS de reactores PWR-W, [Sal-74]

Suceso iniciador	Presión máxima en el RCS	DNBR	Potencia
Rechazo de carga y/o disparo de turbina	4L: 206 bar (2995 psig) 3L: 196 bar (2847 psig) 2L: 189 bar (2738 psig)	aumenta	baja hasta 5 %
Pérdida de FW	4L: 195 bar (2833 psig) 3L: 190 bar (2768 psig) 2L: 189 bar (2738 psig)	aumenta	baja hasta 5 %
LOOP	4L: 173 bar (2517 psig)	4L: 1.37, 3L: 1.39	baja hasta 5 %
Despresurización del RCS	4L: 69 bar (1000 psig)	4L: 1.60, 3L: 1.71	baja hasta 50 %
Extracción incontrolada de un haz de barras de control estando a potencia	4L: 166 bar (2413 psig)	3-4L: 1.58	sube hasta 113 %

- Las RCPs se disparan manualmente en condiciones indicativas de cavitación (subenfriamiento de entrada a las bombas menor que 3.3 K)
- Rociado y calentadores del PZR inactivos
- No se encuentran disponibles el SIS y el CVCS y por tanto no se inyecta boro
- Alivio al condensador disponible. Como el calentamiento limita el ATWS, el alivio al condensador operable se considera conservador

En algunos países se utilizan metodologías y criterios distintos, Tabla 1.7. En esta Tabla se observa que el UET guarda relación con el tipo de metodología, con metodologías BE se da un UET del 5 %, pero en las conservadoras del 0 %.

Tabla 1.7: Hipótesis de los análisis de ATWS en diversos países

País	Metodología	Criterios	RCP	UET
USA (W) [ILK-05]	BE	ASME level C (128 % of Design Pressure) PCT<1204 C	ON	<5 %
Francia [ILK-05]	BE	ASME level C MDNBR >SL	ON	<5 %
Alemania [ILK-05]	BE	1.3 Design Pressure 1.2 en Granfernheinfeld	ON	0 %
Finlandia [STU-03] [STU-96] [STU-17]	Conservador	1.3 Design Pressure <10 % barras falladas	Manual Trip	NA
Rusia [IAEA-99]	Conservador	ASME level C or 1.3 Design Pressure (WWER-1000)	–	0 %

1.3.1. Valores BE y DSA del MTC

Debido a la gran importancia del MTC en secuencias de ATWS se decidió hacer una revisión bibliográfica respecto al mismo enfocada a su dependencia con el quemado a lo largo del ciclo.

El valor del MTC es dependiente de la concentración de boro, Figura 1.10, y también es dependiente de la planta y su diseño del ciclo. En la bibliografía se han encontrado valores de MTC a BOC en un rango que varía entre -10 pcm/K y -30 pcm/K para tiempos de quemado del 1 % del ciclo, Figura 1.11.

Por otra parte, los valores típicos de MTC en los DSA son -12.6 pcm/K y -14.4 pcm/K, [NRC-78] y [Sal-74] respectivamente. Estos valores se han utilizado en la mayoría de los PSA /IPE, como por ejemplo en la CN Surry ([SNL-90]). Por último, es importante comentar que el límite del MTC en las ETFs es 0 al 100 % de potencia, Figura 1.10.

Figura 1.10: Coeficiente de temperatura del moderador para diferentes concentraciones de boro, [McG-03]

Figura 1.11: Coeficiente de temperatura del moderador frente al Quemado, [Zug-15], [Ame-07], [Ara-97]

Figura 1.12: Límite de ETFs y valores del MTC en la BVPS NPP (W-3L) para distintas potencias y quemados, [FEN-01]

1.4. Acciones humanas en secuencias de ATWS. POE FR-S.1

En esta sección se describen las acciones humanas en las secuencias ATWS desde que se produce una situación de condición no satisfecha en la función crítica de seguridad (CSF: Critical Safety Function) de subcriticidad.

Mediante los árboles de estado se vigilan las CSF, en caso de un síntoma en la subcriticidad, el árbol de estado F-0.1 se encarga de definirlo y ordenarlo para su diagnóstico, Figura 1.13. En caso de ATWS si la potencia es superior al 5 % se tiene que ir al POE FR-S.1, ya que es el procedimiento implementado para afrontar este tipo de situaciones, denominado procedimiento de restablecimiento de funciones (FRG: Function Recovery Guideline). También se puede ir al FR-S.2 si sólo se ha perdido el margen de parada. Las acciones principales del POE FR-S.1 son:

- Abrir manualmente el interruptor de disparo.
- Otras técnicas para desenergizarlo.
- Introducir las barras por pasos. Muchos de los fallos que impiden el disparo también impiden la inserción lenta de las barras.
- Borar. Puede llevar tiempo; depende de la operabilidad de las bombas de HPST; puede estar limitado por la presión del RCS.
- Aumentar la temperatura del primario.

Inicialmente, en el primer paso del POE E-0 se verifica que haya disparo de reactor y en el caso de ATWS se transfiere al POE FR-S.1 al cumplirse que la potencia sea superior al 5 % (árbol de estado F-0.1), Figuras 1.13 y 1.14. Una vez se inicia el POE FR-S.1 los pasos a seguir son:

Paso 1, Precaución: Durante la ejecución de los 2 primeros pasos, no disparar las bombas del refrigerante del reactor si la potencia nuclear es superior a 5 %.

Pasos 1 y 2, Nota: Los pasos 1 y 2 son de acción inmediata.

Paso 1: Verificar disparo del reactor (scram manual o inserción manual de las barras)

Paso 2: Verificar disparo de turbina (TT manual o Runback de turbina o Aislamiento con MSIVs)

Paso 3: Verificar la inyección de AFW (Motobombas y turbobomba en funcionamiento).

Paso 4: Iniciar boración de emergencia del RCS. Comprobar arrancada una bomba de carga, alinear el camino de boración de emergencia desde el tanque de ácido bórico y si la presión esta por encima de P0 verificar que las PZR-PORV y las de bloqueo están abiertas.

Paso 5: Verificar el aislamiento de la ventilación de la contención.

Paso 6, Precaución: Si durante la realización de este procedimiento se produce una señal de inyección de seguridad (SI), se deberán realizar los pasos del 1 al 14 del POE E-0, a la vez que se continua con el POE FR-S.1.

Paso 6: Comprobar que han tenido lugar disparo de reactor y disparo de turbina (Disparos manuales).

Paso 7: Comprobar Subcriticidad del Reactor (canales de rango de potencia e intermedio). Si está subcrítico, pasar al paso 16.

Paso 8: Comprobar Niveles de todos los generadores de vapor (Nivel de rango estrecho). Además, controlar caudal de AFW para mantener el nivel de rango estrecho en todos los SGs.

Paso 9: Cerrar caminos de dilución de boro (en las plantas francesas esto esta en varios procedimientos).

Paso 10: Verificar enfriamiento no controlado.

Paso 11: Cerrar MSIV.

Paso 12: Identificar Generadores de Vapor defectuoso (si lo hubiera).

Paso 13: Aislar Generador de Vapor Defectuoso. Comprobar válvulas cerradas del SG defectuoso.

Paso 14: Verificar temperatura en termopares de salida de núcleo (CET), salida a SAMGs.

Paso 15: Verificar reactor subcrítico (borar, calentar el primario, evitar enfriar). Si sigue crítico volver al paso 4.

Paso 16, Precaución: Se deberá continuar la boración a fin de conseguir un margen de parada adecuado para la realización de las acciones posteriores. Sin embargo, la boración se puede finalizar en este momento si se considera que las acciones de recuperación a corto plazo no añadir reactividad positiva.

Paso 16: Volver al procedimiento y paso en vigor.

Por otra parte, los pasos del 1 a la 14 de los POE E-0 mencionado en el paso 6 del FR-S.1 son:

Pasos 1, Nota: Los pasos 1 a 4 son de acción inmediata.

Paso 1: Verificar disparo del reactor (scram manual o inserción manual de las barras)

Paso 2: Verificar disparo de turbina (TT manual o Runback de turbina o Aislamiento con MSIVs)

Paso 3: Verificar Barras de Salvaguardias de Corriente Alterna (Energizar las dos barras). Si no es posible se pasa al Paso 1 del POE ECA-0.0: *Perdida total de corriente alterna*.

Pasos 4, 5 y 14: Comprobar y verificar el estado del HPSI (Comprobar los caudales a través del BIT (si lo hubiera), la actuación en los dos trenes y su requerimiento junto con la verificación del funcionamiento de las bombas de carga). Si es necesaria se hace en manual, y si no se requiere se transfiere al paso 1 del POE ES-0.1: *Respuesta ante un disparo del reactor*.

Pasos 6 y 10: Verificar el funcionamiento de las bombas de AFW, el caudal total y el alineamiento de las válvulas (2 motobombas en funcionamiento, comprobación del RE de los SGs y caudal adecuado). Si no se arrancan las MDPs en manual o se arranca la MDP manual o localmente. Si el nivel de los SG es muy bajo, se transfiere al paso 1 del POE FR-H.1: *Respuesta ante la perdida de sumidero de calor*.

Pasos 7, 8 y 9: Verificar las bombas de agua de refrigeración de componentes, de agua de servicios y de rociado del recinto de contención, y si no arrancarlas manualmente.

Paso 11: verificar actuación de equipos del SI y aislamiento del recinto de contención, y si no actuar manualmente.

Paso 12: Comprobar la presión en el recinto de contención inferior a 0.74 kg/cm^2 , y si no se ha producido el rociado o el aislamiento se actúa manualmente, en el caso de no poder actuar sobre el rociado y el aislamiento, parar las RCPs.

Paso 13: Comprobar si se deben aislar las líneas de vapor principal (presión superior a 48 kg/cm^2), y si no actuar en manualmente sobre las válvulas.

En el caso de las plantas de diseño Alemán, las acciones humanas que se realizan son, [ILK-05]:

- Acciones inmediatas,
 - Verificar Scram (RESA); actuar en manual el disparo del reactor. Quitar potencia a las barras de control.
 - Verificar/disparar turbina (TUSA).
 - Parar cualquier enfriamiento automático desde el secundario.
 - MFW operando, sino, AFW sino backup FWS.
- Confirmar medidas mitigadoras de ATWS:
 - Disparar RCPs (YD).
 - Proporcionar B con el sistema TB (Sistema de dosificación química del refrigerante).

- Acciones para borrar el primario:
 - Si las acciones anteriores no han tenido éxito intentar borrar con distintos sistemas y por distintas vías (sistema TA (Control de volumen); sistema TW; sistema TH (cuando la presión sea más baja)). Puede hacer falta reducir la presión del PZR (hay varias alternativas).
- Acciones a realizar si la boración no se ha realizado o es inefectiva:
 - Si lo anterior no ha sido suficiente: Garantizar caudal a los SG (mínimo 48 kg/s).
 - Salida a las SAMG.

Figura 1.13: Árbol de estado F-0.1, [Ten-85] y [CEC-86]

Figura 1.14: Estructura del Procedimiento FR-S.1

1.5. Análisis probabilistas. Relación con el ATWS

Desde la publicación del informe WASH-1400 en 1975, [WAS-75] que fue el primer análisis probabilista de seguridad (PSA) aplicado a la industria nuclear, los análisis deterministas fueron completados con los probabilistas. En el informe WASH-1400 se evaluaba la probabilidad de secuencias accidentales que pudieran llegar a fusión del núcleo, y constituyó el primer estudio realista de los riesgos asociados a los reactores comerciales, donde las herramientas de análisis fueron los árboles de sucesos (ET) por suceso iniciador, [JGC-15].

Después de la publicación por la NRC de la norma 10 CFR 50.62 y su implantación en las centrales nucleares que aplicaban, en Noviembre de 1988 la NRC publicó la carta general GL 88-20, donde solicitaba a cada reactor la realización de un *Examen Independiente de Planta* (IPE: Independent Plant Examination), [NRCa-88]. En este tipo de análisis se espera que la dirección de la planta identifique y entienda las secuencias más probables de accidente severo, desarrolle mejoras para tener en cuenta las vulnerabilidades identificadas, principalmente las secuencias dominantes de escape, y que aseguren que la experiencia se convierte en una parte integral de la operación, el entrenamiento y los POEs. Además, se espera que los resultados del estudio apoyen los programas de gestión de accidente severo, enfocándose a estrategias y acciones a tomar después de que ha empezado el daño al núcleo, p.e. incluyendo la prevención del daño mayor y el control de emisiones.

Al año siguiente de la petición por parte de la NRC de los IPEs, se publica el NUREG-1150, *Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Plants* en el que se desarrolla varios PSA, [NRC-90]:

- PWR: Surry, Sequoyah y Zion
- BWR: Peach Bottom (BWR/4) y Grand Gulf (BWR/6)

En este informe la frecuencia total de daño al núcleo es $1,9 \cdot 10^{-6}/(r \cdot y)$. La debida a los ATWSs en [NRC-90] $4,4 \cdot 10^{-7}/(r \cdot y)$ era menor que la obtenida en [WAS-75] ($1,0 \cdot 10^{-5}/(r \cdot y)$), ya que entre medias de ambos informes se realizó la implementación de mejoras en el diseño para evitar y mitigar los ATWS, Figura 1.15.

Además de los estudios [NRCa-88] y [NRC-90], en 1989 la NRC pidió la realización de estudios sobre secuencias que pudieran producir daño catastrófico al núcleo, véase [Dia-90]. Esto fue debido en parte al accidente de Chernobil (1986), en el que se estudiaron diversas secuencias, su frecuencia y consecuencias de daño al núcleo. Entre las secuencias correspondientes a reactores BWR se encuentra la de *Arrastre de Boro durante un ATWS*.

En el año 1990, en las plantas de 900 MWe de Francia se aumentó la fiabilidad del RPS y el riesgo global daño al núcleo por ATWS es de $4,3 \cdot 10^{-6}/(r \cdot y)$ [CEA-90]: 77 % del daño es por alta presión en RCS, de este a su vez,

- 62 % por indisponibilidad total o parcial del AFW.

- 9 % por fallo de regulación con barras de control o MTC insuficiente para bajar la potencia adecuadamente.
- 6 % fallo de apertura de válvulas por error humano.

No fue hasta 1996 cuando se publica el NUREG/CR-1560, *Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance*, véase en [NRC-97]. En el cual se englobaron los resultados de los IPEs realizados en EEUU. En este estudio se obtuvo una frecuencia de daño al núcleo que era del orden de $(10^{-5}, 10^{-7}) / (r \cdot y)$ debida a los ATWS tanto en reactores BWR como PWR, en ningún tipo de reactor era la secuencia dominante de daño al núcleo, Figura 1.16. En comparación con las plantas WWER440 y WWER1000, [IAEA-99] y [OECD-04] donde el riesgo global daño al núcleo por ATWS de 13 % del total, siendo el total menor de $1 \cdot 10^{-5} / (r \cdot y)$ y $3,4 \cdot 10^{-5} / (r \cdot y)$, respectivamente.

Por otra parte, en los PSA / IPE realizados en España se observa que la secuencia de ATWS tiene una contribución importante en la CDF en los reactores BWR, sin embargo es pequeña en el caso de los PWR:

1. CN Cofrentes (CDF-ATWS= 38.2 %). La secuencia dominante era SBO con pérdida del HPCS, RCIC y fallo de inyección por el PCI (sistema contra incendios) contribuyendo al 13.57 % de la frecuencia de fallo.
2. En CN Garoña era del 29 % pero disminuyó drásticamente al incluirse los sistemas de mitigación de ATWS.
3. CN Almaraz (CDF-ATWS= 0.05 %), después de incluir los sistemas de mitigación de ATWS, Figura 1.17.
4. CN Vandellòs (CDF-ATWS= 0.37 %), después de incluir los sistemas de mitigación de ATWS, Figura 1.18.

Aproximadamente en 1999, la NRC creó el ROP (Reactor Oversight Process), [NRC-04] para inspeccionar, medir y evaluar el rendimiento de seguridad y protección de las centrales nucleares comerciales en operación. El homólogo en España es el SISC (Sistema integrado de supervisión de centrales) con el que se analiza la gravedad y debilidad de los hallazgos y se cuantifica el incremento del riesgo que suponen. Una de las herramientas que se utilizan en el ROP son los modelos SDP (significance determination process) que se constituye del análisis de árboles de sucesos genéricos por cada planta siendo el paso intermedio entre los PSA y los modelos SPAR (Standardised Plant Analysis Risk) de la NRC. En estos modelos se incluyen las secuencias ATWS junto con los ET-ATWS de varios de éstos que se analizan en el Capítulo 3.

En el último estudio realizado sobre ATWS por la NRC: NUREG-1780, *Regulatory Effectiveness of the Anticipated Transient Without Scram Rule*, véase [Rau-03] se indica que la regla del ATWS ha sido efectiva en la reducción de la CDF y que el coste de implantar dicha regla fue razonable. Sin embargo, las incertidumbres en la disponibilidad de la protección así como los sistemas de mitigación pueden generar

que se le preste una futura atención a esta cuestión para garantizar que los límites esperados de seguridad se mantengan.

Los datos obtenidos de la secuencia ATWS de los PSA/IPEs y modelos SDP han sido analizados en el Capítulo 3. El objetivo del mismo ha sido proponer un árbol de sucesos genérico para LONF-ATWS sin/con POEs, verificación de los criterios de éxito (CE) del mismo con el código TRACE y obtener las probabilidades de fallo de las acciones humanas de la secuencia, para ello se analizan los árboles de sucesos junto con sus cabeceros, CEs y acciones humanas de las secuencia ATWS plantas PWR-W.

Figura 1.15: Contribución de daño al núcleo (NUREG-1150), [NRC-90]

Figura 1.16: Contribución de daño al núcleo (NUREG/CR-1560), [NRC-97]

Figura 1.17: Contribución de daño al núcleo. PSA de la CN Almaraz

Figura 1.18: Contribución de daño al núcleo. PSA de la CN Vandellós

1.5.1. Secuencias inducidas por ATWS

En las secuencias de ATWS la evolución de la presión del RCS presenta un aumento brusco, Figura 1.1, éste pico de presión puede llegar a conducir a la pérdida de la integridad del primario provocando secuencias de LOCA, SGTR inducidas por la secuencia ATWS. Las principales conclusiones encontradas en la bibliografía sobre este tipo de secuencias son, ([Sal-74], [Pu-85], [NRC-98], [NRC-90], [NRC-16], [Bar-01], [HSE-09] y [HSE-11]):

- El primer punto de fallo por diferencia de presiones primario-secundario son los tubos de los SG (**247 bar aproximadamente para tubos intactos**). Además, podría producirse rotura múltiple lo que podría generar una descarga de inventario del primario importante al exterior.
- Si el pico de presión supera el criterio de aceptación se puede deformar los cojinetes de las RCPs o provocar un fallo de los cierres generando un MBLOCA.
- Si el pico de presión supera el criterio de aceptación puede deformar las válvulas de retención de las líneas de inyección (o romper la conexión) y que no sea posible provocar la inyección cuando sea necesario.
- Se puede disminuir el UET utilizando más WABAs. Hay plantas que utilizan venenos integrales y han vuelto a utilizar WABAs debido a este problema.
- A nivel mundial hay plantas que operan en la primera parte del ciclo con una PORV-PZR bloqueada, lo que aumenta el riesgo y el UET.

Estas secuencias se analizarán en detalle en el Capítulo 4.

1.6. Experimentos realizados relativos a las secuencias de ATWS

En esta sección se han recopilado los experimentos sobre secuencias de ATWS realizados en las instalaciones experimentales LOFT, LOBI, ROSA/LSTF, PMK, PACTEL y LV400. En las Tablas 1.8 y 1.9 se han resumido los test realizados y sus referencias.

Los primeros test se realizaron en la década de los 80, en las instalaciones LOFT y LOBI, donde se analizaron secuencias del tipo LONF-ATWS (L9.3 y BT-03), LOOP-ATWS (L9.4) y SBO-ATWS (A2-90). Los experimentos realizados permitieron comprender la fenomenología de ATWS con convección forzada y circulación natural.

Posteriormente, en la década de los 90, se realizaron nuevos experimentos en las instalaciones PMK-2, PACTEL y LV400, correspondientes a secuencias de SBO-ATWS (PHV-21 y PHV-22). También se analizó el impacto de los gases no condensables en circulación natural (ATWS-1 al ATWS-6), el impacto de la compresibilidad del vapor para diversos caudales de HPSI (ATWS-10 al ATWS-13), el efecto del spray del PZR (ATWS-20 al ATWS-32) y los efectos en la línea del PZR de la instalación de efectos separados LV400.

Finalmente, en el año 2004, se realizaron los últimos experimentos LONF-ATWS (ROSA 3.2) y SBLOCA-ATWS (ROSA 3.1) en la instalación LSTF. En la misma época, en las instalaciones ATLAS (Korea) y PKL (Alemania) se propusieron dos experimentos que no llegaron a realizarse. En ATLAS se propuso como parte del test A3.1 incluir el fallo del RPS, pero no se llevaron a cabo, [Cho-12], [CHO-14] y [KAE-17]. Por su parte, en PKL-3 se propuso el test H6 dedicado a secuencias de ATWS, pero tampoco se realizó [LUT-13].

Cabe destacar que de estos experimentos forman parte de las bases de datos de validación de códigos, ver [OECD-01], [OECD-96] y [Ler-16], lo que también ha permitido extraer información sobre los fenómenos importantes de las secuencias de ATWS y que se recogen en la Tabla 1.10. Estos experimentos se tendrán en cuenta en la propuesta de PIRT del Capítulo 2.

Tabla 1.8: Experimentos realizados sobre la secuencia ATWS (1/2)

Fecha	ID	Test	Experimento
Instalación LOFT			
1983	E1	L9.3	LONF con ATWS, [Reb-91], [Ler-16], [OECD-01] y [OECD-96]
1983	E2	L9.4	LOOP con ATWS. En este experimento se pudo analizar la disminución de transferencia de calor primario/secundario, el comportamiento en la temperatura y la presión del refrigerante, así como el impacto del inventario descargado durante el ciclado de las válvulas de alivio del PZR, [Reb-91], [Ler-16], [OECD-01] y [OECD-96]
Instalación LOBI			
1985	E3	A2-90	SBO con ATWS (27-03-85), auspiciado por Alemania. Se concluyó que el transitorio es sensible al coast-down de las RCPs, la potencia del núcleo y las características de las PZR-Vlvs, [Reb-91], [Add-92], [Ler-16], [OECD-01] y [OECD-96]
1987	E4	BT-03	LONF con ATWS, auspiciado por Italia. Se realizaron experimentos encaminados al estudio de las condiciones de circulación natural que hacía que el mezclado del boro con el refrigerante no se completara, [Reb-91], [Add-92], [Ler-16], [OECD-01] y [OECD-96]
Instalación LV400 Loop			
1991	E5	D06N01 D12N01 D16N01 D27N01 D01D01	Despresurización mediante la línea de alivio del PZR tras un ATWS. Se utilizó para validar el código RELAP5/MOD2

Tabla 1.9: Experimentos realizados sobre la secuencia ATWS (2/2)

Fecha	ID	Test	Experimento
Instalación PMK			
1999	E6 y E7	PHV-21 y PHV-22	SBO con ATWS. El objetivo fue analizar el impacto de la densidad y la realimentación de boro, [Sza-07] , [Sza-09] y [Ezs-12]
Instalación PACTEL			
1997	E8	ATWS-1-6	ATWS con circulación natural a diferentes potencias
1998	E9	ATWS-10-13	ATWS. El objetivo fue identificar el impacto de la compresibilidad del vapor en transitorios rápidos con diferentes caudales de inyección del HPSI.
1998	E10	ATWS-20-32	El objetivo fue identificar el efecto del spray del PZR, [Tuu-98]
Instalación LSTF			
2004	E11	3.1	SBLOCA sin disparo del reactor con el fallo total del HPSI, [Mar-12] y [Tak-12]
	E12	3.2	Circulación natural con alta potencia. Se simula un LONF-ATWS con el fallo total del HPSI, [Mar-12] y [Tak-12]

Tabla 1.10: Parámetros y fenómenos importantes observados en los experimentos de ATWS

Fenómeno	Experimentos
Realimentaciones neutrónicas	E1 y E2
Balance de potencia	E1 a E12
Disparo de las RCPs incluyendo coast-down y ebullición en la entrada de las RCPs, circulación natural y resistencia	
Transferencia de calor P-S incluyendo el secado de los tubos y el inventario inicial de los SGs	
Trasferencia de calor de la barra de combustible	E1 y E2
Ebullición incluyendo el flasing	E12
Calentamiento del moderador	E1, E3 y E5
Liberación de la masa y energía a través de las PZR-PORVs y PZR-SVs incluyendo el caudal crítico	E1, E2, E5, E6, E7, E8, E9 y E10
Liberación de masa y energía a través de las SG-PORVs, SG-SVs, turbina y de las válvulas del condensador incluyendo el caudal crítico	E6, E7 y E11
Cierre de las MSIV	E11 y E12
Inyección del HPSI	E1, E2, E6, E7 y E9

1.6.1. Instalación LOFT

La instalación LOFT (Loss of Fluid Test), en Idaho Falls, es una instalación a escala 1:60 en volumen de un reactor tipo PWR de 4 lazos Westinghouse, Figura 1.19, que se creó con el propósito de simular el comportamiento de los reactores PWR cuando se producen secuencias operativas previsibles o accidentales.

A consecuencia del accidente de TMI la NRC decidió iniciar un nuevo programa experimental con énfasis en el análisis de los transitorios de roturas pequeñas, pérdidas del sumidero de calor y control de la reactividad o combinaciones de tales causas primarias (series L3, L5, L6, L8 y L9). España por su parte, colaboró en ocho experimentos mediante un convenio con LOFT-OCDE en el que se implicaron el regulador CSN, las empresas ENUSA y ENRESA junto con la universidad UPM, [Alo-86].

La serie L9 correspondió a transitorios previstos con múltiples fallos, incluyendo secuencias ATWS, Tabla 1.8. Dentro de la serie L9 se realizaron dos experimentos ATWS (L9.3 y L9.4) en los que el sistema opera con un núcleo de 50 MWt, [Reb-91]. Los principales objetivos y resultados fueron:

L9.3 Los objetivos principales fueron determinar la evolución de la potencia del reactor, el comportamiento de los SG durante el secado, las características del caudal de descarga de las PZR-Vlvs y la evaluación de métodos que garanticen la parada a largo plazo sin la inserción de barras. Este experimento se corresponde con una secuencia de LONF con ATWS sin acción del operador durante los 10 primeros segundos del transitorio. Después, la recuperación controlada de la instalación fue realizada por el operador. En el transitorio se distinguen dos fases, anterior y posterior al pico de presión en el RCS:

- En la fase anterior al pico de presión se acentúa la interacción entre el comportamiento del secundario, la cinética del reactor y la descarga de fluido bifásico a través de las PZR-Vlvs durante la presurización. La respuesta de la potencia nuclear se rige por dos fenómenos contrapuestos: el calentamiento del refrigerante que disminuye la densidad y por tanto disminuye la reactividad y la reducción de la temperatura media del combustible que inserta reactividad positiva a causa de la disminución de potencia.
- En la fase posterior al pico de presión la interacción entre el comportamiento del secundario, la cinética del reactor y la descarga de las PZR-Vlvs desaparece progresivamente durante la despresurización. Tras ello, son necesarias maniobras de recuperación del operador tales como boración por aporte y purga del primario e inyección del AFW garantizando la subcriticidad y refrigeración del núcleo a medio y largo plazo.

L9.4 El objetivo principal fue analizar la capacidad de refrigeración en circulación natural y alta potencia. Este experimento consistió en un transitorio de LOOP con ATWS y disponibilidad de la inyección de AFW disponible. Este experimento corroboró que los sistemas de actuación automáticos de seguridad controlan el transitorio recuperando el sistema. En circulación natural, el ciclado

de las válvulas del PZR resultó ser eficaz en la extracción de energía y control de la presión del RCS, aunque el disparo de las RCPs anticipa la apertura de las mismas debido al calentamiento brusco del refrigerante.

La comparación de los dos experimentos realizados en LOFT, permite obtener conclusiones sobre el efecto de disparar las RCPs, con el disparo de las RCPs se anticipa la apertura de las PZR-Vlvs, lo que provoca realimentación negativa y aumento de presión. Por tanto, la diferencia en la presión del RCS se hace notable. Por otro lado, la operación de las RCPs mantienen la distribución axial de potencia y su pesado en reactividad por lo que para simular la secuencia una estimación de un modelo de cinética puntual proporcionaría una respuesta muy razonable de la potencia global del núcleo bajo la condición de convección forzada. Sin embargo, los análisis posteriores que se han realizado con cinética 3D parecen indicar lo contrario.

Figura 1.19: Instalación LOFT

1.6.2. Instalación LOBI

La instalación LOBI (Loop-Blowdown Investigations), localizada en Ispra, era una instalación a escala 1:700 en volumen de un reactor tipo PWR de 4 lazos Siemens/KWU (1300MWe), Figura 1.20, dedicada básicamente a analizar secuencias de LOCA (aunque se amplió con secuencias como ATWS y rotura de secundario) que incluye tanto la identificación y/o verificación de la fenomenología termohidráulica como la generación de datos para la verificación de códigos termohidráulicos.

Los test se agruparon en dos bloques experimentales MOD1 y MOD2, a su vez dentro de cada bloque se distinguieron dos grupos:

- Grupo A (realizados completamente por Alemania)
- Grupo B (en los que colaboraron otros países). España colaboró en el experimento BL-40 en el que se implicaron el centro investigador del CIEMAT y la empresa UNION FENOSA con la simulación de la CN José Cabrera de un SGTR, [Add-11] y [Add-92].

Los transitorios de ATWS fueron analizados en dos test (A2-90 y BL-21) dentro del bloque MOD2 (grupos A y B), Tablas 1.8 y 1.9. Estos dos test se describen a continuación:

A2-90 (Station BlackOut sin disparo del reactor y sin ECCS) pertenece al grupo de experimentos realizados por Alemania y analizados posteriormente por UK, [Add-92]. El experimento se realizó en tres etapas: La pérdida de energía eléctrica sin disparo del reactor, la bajada de nivel del los SGs con la actuación del AFW y la recuperación de la planta mediante un enfriamiento a 100 K/h a través del secundario (UK solo cubrió las dos primeras etapas). Se concluyó que el transitorio es sensible a coast-down de las RCPs, la potencia del núcleo y las características de las PZR-Vlvs, así como de las acciones del operador:

- En la fase inicial del transitorio se observa que hay un primer pico de presión temprano debido a la pérdida del MFW que se mitiga mediante el efecto combinado de la reducción de la potencia y la apertura de las PZR-Vlvs.
- En la segunda fase el foco frío del secundario se restablece con la actuación del AFW.
- La última fase se corresponde con la recuperación de la planta.

BT-03 (LONF-ATWS) Este experimento fue realizado por la delegación Italiana junto con el experimento BL-21 (SGTR), que por aquel entonces quería aplicar un procedimiento llamado SSN (Sistema Salvataggio Nocciolo) que inducía la apertura de una válvula en el PZR y la inyección de baja presión. En la realización de los experimentos se hizo hincapié en el potencial del procedimiento de recuperación, ya que era parte de la caracterización del diseño AP-600, SBWR y otros diseños nuevos en aquel momento.

En este test se realizó un transitorio de pérdida de MFW con retraso del AFW, sin ECCS y la recuperación mediante la activación del procedimiento SSN. La presión en el primario fue limitada por el ciclado de PZR-SV. Los fenómenos importantes en el transitorio fueron la excursión de presión del RCS y el acoplamiento térmico durante la despresurización, [Reb-91] y [Add-92].

(a) fotografía de la instalación

(b) Esquema de la instalación

Figura 1.20: Instalación LOBI

1.6.3. Instalación LV400

La instalación LV400, que estaba localizada en Torino, es una instalación de efectos separados que contiene un lazo cerrado conectado un PZR mediante la línea de compensación con una vasija y una bomba, simulando parte de los componentes de un reactor tipo PWR, Figura 1.21.

El propósito de simular una serie de cinco test (D06N01, D12N01, D16N01, D27N01, D01D01) de la secuencia ATWS fue validar el código termohidráulico RELAP5/MOD2 en la etapa de despresurización del transitorio mediante el alivio del PZR, [Sal-91].

Se realizaron cinco test en los que se modificaban las condiciones iniciales obteniendo como resultado que en la primera fase del ATWS (fase de presurización) el aumento de presión era gobernado por el PZR, para después cobrar importancia los efectos de la distribución de entalpías y la vaporización en el lazo y en el plenum (PL).

En los post-test se observó que la despresurización es dependiente de la distribución de temperatura inicial del fluido en el PZR y de la temperatura en la pared, [Sal-91].

Figura 1.21: Esquema de la instalación LV400

1.6.4. Instalación ROSA/LSTF

La instalación ROSA/LSTF (Rig of Safety Assessment/ Large Scale Test Facility), en Tokai-mura, es una instalación a escala 1:48 en volumen (2 lazos) de un reactor tipo PWR de 4 lazos (siendo la planta de referencia Tsuruga 2), Figura 1.22.

ROSA es el programa experimental con el que se ha llevado a cabo infinidad de test a lo largo de más 30 años en colaboraciones de diferentes entidades mundiales, tales como JAERI, NRC y OECD. Mediante el programa ROSA se han realizado tests

con el propósito de analizar los fenómenos importantes en LWR y el desarrollo de códigos.

La evolución del programa dió comienzo en los años 70 con ROSA-I donde se analizaron los efectos separados de caudal crítico y blowdown, para luego analizar transitorios LOCA hasta principios de los 90. A partir de los 90 hasta ahora se han realizado tests sobre transitorios fuera de la base de diseño y dada la versatilidad de la instalación también se realizaron tests simulando AP600 junto con efectos separados de componentes pasivos. España por su parte, ha colaborado y colabora dentro de los programas realizados con la OECD trabajando conjuntamente el regulador CSN y las universidades UPM, UPV y UPC, [Mar-07] y [JAE-98].

Dentro del programa de ROSA se simularon los experimentos ROSA 3.1 y ROSA 3.2 que engloban experimentos realizados sobre transitorios de **alta potencia en circulación natural**, Tablas 1.8 y 1.9:

ROSA 3.1 . Es un experimento en condiciones de circulación natural y alta potencia correspondiente a un SBLOCA en rama fría sin disparo del reactor y sin HPSI, [Tak-09]. Se distinguen dos fases teniendo como punto de inflexión el cambio de fase líquida a liquido-vapor a través de la rotura, es decir prevalece la rotura frente al ATWS, aunque la alta potencia durante el transitorio provoca que la circulación natural pase rápidamente a liquido-vapor. Ambas fases se describen a continuación:

- (1) Tiene lugar la rotura lo que provoca que disminuya la presión rápidamente provocando la señal de disparo del reactor, ésta a su vez provoca el cierre de las MSIV (momento en el que la presión cesa de decrecer tan rápido) y el disparo de la RCPs, provocando una primera fase muy rápida de circulación natural líquida que se convierte en liquido-vapor a causa de la alta potencia generando el ciclado de las válvulas del secundario.
- (2) Posterior al paso de liquido-vapor a través de la rotura, el caudal se hace supercrítico debido a la alta velocidad de las dos fases (liquido-vapor) causando que el nivel de líquido en la misma sea bajo. También se produce condensación y reflujo que provoca una bajada del nivel de liquido en el núcleo, llegando al descubrimiento del mismo con una PCT alta y a la señal de despresurización del primario a través del sistema de protección de LSTF y quenching en el núcleo por la inyección de los acumuladores.

ROSA 3.2 . Es un experimento en el que se reproduce la secuencia LONF- ATWS sin disponibilidad de la inyección de HPSI. Se distinguen tres fases dependientes de la inyección de AFW debido a que comparado con el test anterior se observó la gran influencia del AFW con respecto al descubrimiento del núcleo, [Mar-12] y [Tak-12]. A continuación se describe cada una de las fases:

- (1) Anterior a la inyección del AFW tiene lugar la pérdida del MFW, el cierre de las MSIV con la consecuencia de la apertura de las válvulas tanto de primario como de secundario. Como condición del experimento, las RCPs disparan comenzando la circulación natural en fase líquida, tras ello a

consecuencia de la pérdida de inventario en el secundario comienza la inyección del AFW.

- (2) Después de la inyección del AFW da comienzo la fase en la que se observa el fenómeno de ebullición en el núcleo que provoca el cambio de circulación natural de fase líquida a liquido-vapor, causando fracción de huecos en los tubos en U de los SGs y provocando una oscilación asimétrica que afecta a la masa del primario, la transferencia de calor y la descarga a través de las válvulas del PZR.
- (3) En el modo condensación y reflujo parte del vapor producido en el núcleo y que llega a los tubos en U de los SGs condensa en el tramo ascendente de estos y retorna al núcleo, en contracorriente con el vapor a través de la rama caliente, por lo que la oscilación es mayor llegando a producirse el secado del núcleo, provocando la despresurización del primario a través del sistema de protección y quenching en el núcleo.

(a) fotografía de la instalación

(b) Esquema de la instalación

Figura 1.22: Instalación ROSA/LSTF

1.6.5. Instalación PMK-2

La instalación PMK-2 (Parallel Channel Test Loop), en Budapest, es una instalación a escala 1:2070 en volumen (1 lazo) de un reactor tipo WWER-440/213 (siendo la planta de referencia Paks de 6 lazos), Figura 1.23.

El diseño de PMK comenzó en 1985 con la instalación de efectos separados PMK-WVH, la cual contenía sólo el circuito primario. A partir de 1990 con la implantación del sistema de extracción del secundario, el circuito secundario y las mejoras de las capacidades del lazo se pudieron simular iniciadores desde el secundario, [KFKI-18].

El programa experimental, con el que se han llevado a cabo 55 experimentos, es muy diverso, tanto así que ha llegado a participar alrededor de 29 países con el objeto de saber más sobre el comportamiento de los reactores WWER. En los proyectos se incluyen el ISP (International Standard Problem) dirigido por la OECD, EU-PHARE dirigido por el grupo europeo y el US NRC CAMP.

Los experimentos simulados en PMK cubren casi todo el espectro DBA, así como casos específicos de planta: transitorios con acciones del operador incluyendo POEs, SGTR, roturas en cabeza de vasija, LOCA en parada y ATWS.

Cabe resaltar que en 1999, dentro del proyecto PHARE WWER02 se realizaron los test PHV-21 y PHV-22, que posteriormente sirvieron para verificar el código RELAP5, ver [Ezs-12], [Sza-07] y [Sza-09]:

PHV-22 . Partió de las condiciones iniciales de operación de CN Paks (disponiendo de 1 tren de HPSI). El transitorio comenzó con una secuencia de SBO con ATWS. Las válvulas del bypass (SD) abren después del SBO-ATWS, segundos después da comienzo el ciclado de las PZR-SVs. Antes de la inyección del HPSI la potencia disminuye rápidamente, de acuerdo a la realimentación de huecos y se produce el aclarado del sello (característico de los WWER). Los resultados de validación con el código RELAP5 muestran que la predicción del código RELAP5 es buena, Figura 1.23.

Figura 1.23: Instalación PMK-2, [Sza-09]

1.6.6. Instalación PACTEL

La instalación PACTEL (Parallel Channel Test Loop), se localiza en Lappeenranta, Finlandia. Es una instalación a escala 1:305 en volumen (3 lazos) de un reactor tipo WWER-440 (siendo la planta de referencia Loviisa de 6 lazos), Figura 1.24. Los tests relacionados con las secuencias de ATWS se dividen en 3 grupos:

ATWS-1 a ATWS-6. Los seis experimentos de la secuencia ATWS que se realizaron en 1997 para plantas de 1 y 3 lazos (después de la modificación de los SGs). Los experimentos se focalizaron en la influencia de los gases no condensables en circulación natural, [Tuu-98].

ATWS-10 a ATWS-13. Su objetivo fue identificar el impacto de la compresibilidad del vapor en transitorios rápidos con diferentes caudales de inyección del HPPI, [Sza-09].

ATWS-20 a ATWS-32. El objetivo fue identificar el efecto del spray del PZR, [Sza-09]. Por otro lado, en la matriz de validación de códigos se incluyó el experimento ATWS-32 (baja potencia y 3L) para validar el código TRACE, [Kou-12]. Las hipótesis principales del mismo son:

- No se le da crédito a la actuación de las ECCS
- Se fija el caudal de FW por cada SG
- Se le da crédito al disparo de las RCPs
- Se le da crédito a la actuación del sistema de control del núcleo

En los resultados del experimento se observa que antes de la apertura de las válvulas del PZR, se disparan las RCPs. Tras ello, se produce el aclarado del sello del lazo 1. Antes de que finalice el experimento, actúa el sistema de control del núcleo (actuando según la fracción de huecos dentro del núcleo) el cual provoca oscilaciones en la presión del RCS. Poco tiempo después los SGs se vacían.

La simulación con TRACE del experimento ATWS-32 se realizó satisfactoriamente hasta la ocurrencia del sello del lazo, momento a partir del cual los resultados no son comparables. Como conclusión se obtuvo que el modelo de TRACE tiene deficiencias para modelar el fenómeno de retención de líquido del PZR, [Vih-14].

(a) fotografía de la instalación

(b) Esquema de la instalación

Figura 1.24: Instalación PACTEL

1.7. Conclusiones del capítulo

Este capítulo engloba seis partes que permiten poner en contexto al lector de la presente tesis sobre las secuencias ATWS.

- Se ha realizado una breve introducción sobre las secuencias ATWS junto con un resumen de la evolución de la problemática del ATWS con el objetivo de comprender la problemática que presentan este tipo de secuencias.
- Se ha descrito la normativa sobre ATWS, los estudios previos y posteriores a la Norma 10 CFR 50.62 acontecidos. Asimismo se han analizado los análisis DSA basados en la Norma 10 CFR 50.62.
- Se ha incluido una primera visión del análisis PSA que se describirá con mayor detalle en el Capítulo 2. También se ha incluido la introducción de las secuencias inducidas por ATWS, secuencias que se analizarán con detalle en el Capítulo 4.
- Se han analizado las principales acciones humanas de las secuencias de ATWS que se recogen en los POEs que aplican a estas secuencias (E-0 y FR-S.1). Las acciones humanas con mayor relevancia, como por ejemplo la boración de emergencia se analizarán detalladamente en el Capítulo 3.
- Por último se han recopilado los experimentos relacionados con secuencias de ATWS, cuyo análisis ha servido para verificar algunos fenómenos importantes para la propuesta de PIRT que se realizará en el Capítulo 2.

En este conjunto de análisis ha permitido tener una primera visión global de la problemática que se analizará de manera detallada mediante cálculos propios a lo largo de los siguientes capítulos.

Capítulo 2

Secuencia LONF-ATWS. Caso base, análisis de sensibilidad y propuesta de PIRT

Índice

2.1. Secuencia de LONF-ATWS. Caso base	60
2.2. Análisis previos de sensibilidad	80
2.3. Análisis de sensibilidad con TRACE	85
2.3.1. Fallo de las PZR-PORV y PZR-SV (A1)	87
2.3.2. Retraso o fallo del AFW (A2)	91
2.3.3. Retraso o fallo del TT (A3)	96
2.3.4. Fallo de SG-PORVs (A4)	100
2.3.5. Fallo de las válvulas de alivio al condensador (A5)	103
2.3.6. Fallo del HPSI y efecto del boro del HPSI (A6 / A7)	106
2.3.7. Impacto de las realimentaciones (A8)	109
2.3.8. Impacto de la potencia del reactor (A9)	116
2.3.9. Efecto de los parámetros relacionados con la transmisión de calor (A10)	119
2.3.10. Disparo manual/automático de las bombas del primario (A11)	123
2.3.11. Conclusiones del análisis de sensibilidad realizados con TRACE	127
2.4. Obtención de dominios de daño. Impacto del uprate y optimización del AMSAC	129
2.4.1. Dominios de Daño función del MTC y la potencia	130
2.4.2. Optimización de los tiempos de actuación del AMSAC	133
2.5. Propuesta de PIRT para secuencias LONF-ATWS	136
2.5.1. PIRT-ATWS, pasos 1 a 6. Datos, procesos, fases y estructura	138
2.5.2. PIRT-ATWS, paso 7. Propuesta de los candidatos a fenómenos importantes	140
2.5.3. PIRT-ATWS, pasos 8 a 10: Propuesta de PIRT	150
2.6. Conclusiones del capítulo	154

En la primera parte de este capítulo se analiza un caso base de ATWS simulado con el código TRACE. El suceso iniciador elegido ha sido la pérdida de alimentación principal (LONF), debido a que es el más limitante entre las secuencias de ATWS. Este tipo de secuencias deben cumplir al criterio de aceptación ASME nivel C (la presión en el primario debe ser menor de 22.16 MPa).

Posteriormente, se ha realizado un análisis de sensibilidad a los parámetros, sistemas y acciones humanas importantes en la secuencia LONF-ATWS simulado con TRACE. Para ello, se han elegido un grupo representativo de casos después de un estudio previo de las referencias de ATWS que incluyen análisis de sensibilidad.

El análisis de sensibilidad realizado con TRACE incluye varios casos con muestreo bidimensional habiéndose obtenido tres dominios de daño, correspondientes al impacto del uprate así como la optimización del AMSAC tanto al 100 % como al 110 % de potencia.

Tras este análisis, se ha realizado una propuesta de PIRT para las secuencias LONF-ATWS relacionándolo con los análisis realizados con TRACE teniendo en cuenta toda la información encontrada relativa a análisis de sensibilidad y experimentos de secuencias de ATWS, acciones humanas incluidas en POEs relacionados con las secuencias ATWS, análisis deterministas y probabilistas de ATWS, PIRT de secuencias de ATWS y otras secuencias.

2.1. Secuencia de LONF-ATWS. Caso base

En esta sección se analiza el caso base de LONF ATWS realizado con el modelo de planta para una potencia del 100 %, las condiciones iniciales del modelo al 100 % de potencia se han descrito en el Capítulo A. Las hipótesis aplicadas en este transitorio, se asemejan a las hipótesis de estudios previos, [Che-14], [Pos-98] y [Jen-87], típicas de los análisis deterministas:

- No se le da crédito al SCRAM (ni automático, ni manual)
- No se le da crédito al sistema de control de barras (ni automático, ni manual)
- Se utilizan valores best-estimate (potencia, consigna, y capacidad de válvulas)
- Los coeficientes de realimentación son valores típicos a BOC: MTC = -15 pcm/K, DTC = -2 pcm/K y VC = lineal, ([0.1, -5.8E-02 1/p.u. huecos]; [0.7, -1.6E-01 1/p.u. huecos]). Cabe destacar que el valor del MTC es ligeramente más negativo que el del rango de los valores típicos de los análisis conservadores DSA. Esto es debido a que corresponde al valor real aproximado de la planta de referencia para un quemado de 150 MWd/MTU.
- No se da credibilidad a la reactividad negativa de boro.

- El caudal de MFW se pierde totalmente tras 4 segundos.
- La señal de AMSAC se activa tras la señal de muy bajo nivel en los generadores de vapor (12 % de nivel en rango estrecho), de manera que pasados treinta segundos después del LONF actúa el TT y tras otros treinta segundos inyecta el AFW con las tres bombas del sistema (1 TDP y 2 MDP), con un caudal total de 96 kg/s.
- Inyección de alta presión (1/2) en automático.
- Rociado y calentadores del PZR activos.
- Alivio al condensador disponible.
- No se da credibilidad al disparo manual de las RCPs.

La evolución de la secuencia se describe a continuación. El transitorio da comienzo a los 5100 s, cuatro segundos más tarde se pierde el caudal de MFW que junto con el fallo de disparo del reactor provocan que los SGs no puedan eliminar el calor producido en el núcleo, Figuras 2.1 y 2.2 y por ello tanto la temperatura como la presión en el primario aumentan, Figuras 2.3 y 2.4. Con el incremento de presión en el primario se activa el rociado proporcional del PZR, Figura 2.5.

Por otro lado, el inventario del secundario decrece rápidamente y se descubren los tubos en U activándose la señal por muy bajo nivel (12 % RE) en 2 de 3 generadores de vapor, Figuras 2.6 y 2.7, esta señal activa el sistema de mitigación AMSAC que dispara la turbina 3 segundos después, Figura 2.9. Debido al TT actúa el sistema de alivio al condensador en modo temperatura con TT, Figura 2.10.

La presión en el primario sigue aumentando hasta llegar a la consigna de las válvulas de alivio del presionador (PZR-PORVs), con lo que comienzan a ciclar, Figuras 2.3, 2.11 y 2.12. Simultáneamente la potencia nuclear ya ha comenzado a disminuir y se encuentra sobre el 95 %, Figura 2.13, debido al calentamiento, Figura 2.4, que introduce reactividad negativa. En el lado del secundario, la presión sigue aumentando, Figura 2.21, hasta que se abren las válvulas de alivio (SG-PORVs) y tres válvulas de seguridad (SG-SVs), una por cada línea de vapor principal (MSL), Figuras 2.14 y 2.15. Tras ello, a causa del aumento de temperatura media, la potencia nuclear comienza a bajar de manera más acusada, Figura 2.13.

De acuerdo con la hipótesis del análisis, el AFW inyecta 30 segundos después del TT, Figura 2.16, y la potencia nuclear baja al 75 % después de 10 segundos, Figura 2.13. A continuación, las válvulas de seguridad del presionador (PZR-SVs) se abren tras alcanzar su consigna de apertura, Figuras 2.3, 2.17 y 2.18, mientras tanto las PZR-PORVs siguen ciclando, Figura 2.12.

Debido al calentamiento y dilatación del agua el PZR se hace sólido a los 90.0 s desde el inicio del transitorio, Figura 2.19. Poco después y debido al alivio de vapor al condensador se alcanza la condición de baja presión dinámica en las líneas de vapor (48.1 bar), incluye compensación por L-L, Figura 2.21, provocando que las MSL se aislen mediante el cierre de las válvulas de aislamiento y que además se

produzca la señal de demanda de inyección de seguridad, Figura 2.22. Instantes después el inventario del secundario alcanza su valor mínimo, Figura 2.6.

Poco después la presión en el RCS alcanza su valor máximo (190 bar) a los 107 s después del inicio del LONF, no sobrepasando el criterio de aceptación (221.6 bar), Figura 2.3. En ese mismo instante, la potencia nuclear se encuentra en el 41 %, Figura 2.13. Tras alcanzar la presión máxima en el RCS el enfriamiento del líquido junto con la descarga por las válvulas del PZR hace que la presión empiece a disminuir, Figura 2.11. Por otro lado, la temperatura media del RCS aumenta provocando que haya ebullición en el RCS y la surge line del PZR y que la reactividad debida a la temperatura del moderador se haga más negativa, Figuras 2.4, 2.23 y 2.24.

Finalmente, se vuelve a generar burbuja en el PZR, Figura 2.19, y la planta se va estabilizando en un nuevo estacionario de potencia y temperatura, Figuras 2.13 y 2.4, al hacerse nula la reactividad total, Figura A.22.

La evolución del caso base de LONF- ATWS es similar a otras descripciones que se pueden encontrar en la literatura [Sal-74], [Jen-87], [Pos-98] y [Che-14]. Sin embargo, se observan algunas diferencias:

- **Disparo manual de RCPs.** En el POE FR-S.1 se incluye el disparo manual de las RCPs en una nota inicial. En referencias de DSA como [Pos-98], [Wan-14], [Sal-74] y [Rad-09] se le da crédito al disparo como prevención de la cavitación, sin embargo en el caso base simulado en TRACE no se le ha dado crédito al mismo. Sin embargo, se analiza posteriormente en el análisis de sensibilidad que incluye un caso sobre el impacto del instante del disparo, Sección 2.3.10.
- **Tiempos de actuación del AMSAC.** El sistema AMSAC demanda la actuación del sistema AFW y dispara la turbina (TT) cuando detecta muy bajo nivel ($<12\%$ NR) en 2/3 SGs estando la turbina a una carga superior al 40 %. Cabe destacar que cada referencia presenta un tiempo de actuación distinta, ya que el valor es dependiente de planta, Tablas 1.4 1.5. Teniendo en cuenta la amplia variación de tiempos de actuación del AMSAC, se decidió realizar un análisis de sensibilidad a los tiempos de AMSAC que se describe en la Sección 2.4.2.
- **Aislamiento de las MSIV.** Las señales de actuación del aislamiento de las MSIV son dependientes de cada planta. En la Tabla 2.2 se muestran algunos ejemplos de distintas señales de aislamiento de las líneas de vapor, [WES-11]. Los tipos de aislamiento se pueden clasificar en:
 - Tipo I, la actuación se produce con la coincidencia de las señales de baja presión de vapor y de muy baja temperatura.
 - Tipo II, la actuación se produce solo por la señal de baja presión en el secundario, pero esta vez compensada por un Lead-Lag.

En el análisis realizado en [Pos-98] la señal de aislamiento de las MSIVs, es de tipo I, esto provoca que se retrase el aislamiento llegando a producirse una ebullición repentina en las líneas de FW por la bajada de presión debido a que el alivio al condensador esta intentando disminuir la T_m del RCS, ello produce

una inyección súbita de inventario en los SGs que produce un cambio en la evolución de la secuencia. Sin embargo, en el modelo de planta la señal de aislamiento es de Tipo II y por ello el aislamiento se produce con anterioridad, impidiendo la ebullición en las líneas de FW.

Por otra parte cabe mencionar que en otras tecnologías como los reactores PWR diseño KWU la secuencia es ligeramente distinta al diseño Westinghouse: a los tres minutos los SG se secan y debido a la señal RESAK que provoca la inyección de agua borada junto con disparo de las RCP (en muchos PWR-KWU, aunque en CN Trillo no), la presión y la temperatura disminuyen provocando la demanda del sistema TH (inyección de seguridad) que activa el enfriamiento automático a 100 K/h. Posteriormente, a los 10-15 minutos la potencia generada ya se refrigera vía SG, [ILK-05].

Tabla 2.1: Secuencia del caso base de LONF ATWS.

Tiempo (segundos) desde LONF	Descripción del transitorio
0 (5100)	LONF
4	Caudal MFW nulo tras 4 s
20	Inicio del rociado proporcional del PZR
25	Descubrimiento de los tubos en U de los SG (<25 % NR)
27	Señal de AMSAC por bajo nivel (12 % NR) en los SGs
30	Disparo de Turbina por señal de AMSAC. Hipótesis del análisis
30.3	Apertura de las válvulas del sistema de alivio al condensador por TT
33.4	Inicio del ciclado de las PZR-PORVs (162.3bar)
35	95 % de Potencia Nuclear
36	Apertura de las SG-PORVs (78.1 bar)
43	Apertura de las SG-SVs (84.1 a 88.05 bar)
60	Inyección del sistema AFW. Hipótesis del análisis (TT + 30 s)
71	75 % de Potencia Nuclear
78	Finalización del ciclado de las PZR-PORVs
87	Apertura de las PZR-SVs (173.4 bar)
90	Presionador sólido
104	Aislamiento de las MSL (Señal de baja presión en MSL, 48.1 bar dinámico) Inventario mínimo del secundario (7495 kg)
107	Pico máximo de la presión del RCS (190 bar) 41 % de Potencia Nuclear
111	Demanda del HPSI (Señal de baja presión en MSL, 48.1 bar dinámico [L-L 50-5] + 7 s de retraso)
116	Inyección del sistema de HPSI (Demanda del HPSI + 5 s de retraso)
136	Máxima temperatura media del RCS (625 K). Inicio de ebullición en el primario
149	Pérdida del subenfriamiento. Posible cavitación de las RCPs
156	15 % de Potencia Nuclear
170	Cierre de las PZR-SVs (diferencias en el cierre de 4 s entre válvulas). Consigna de 178.6 bar
208	Reaparición de la burbuja en el PZR
220	Cierre de las PZR-PORVs (161.3 bar)
250	Mínimo de Potencia Nuclear (5 %)
380	15 % de Potencia Nuclear
550	Estabilización de la Potencia Nuclear al 10 %
900	Finalización de la simulación

Tabla 2.2: Señales de actuación del cierre de las MSIV

Condición	Consigna
Tipo I	
Alto caudal en las líneas de vapor (en 1/2 detectores de 2/4 líneas) coincidente con alguna de estas dos condiciones:	
Baja presión de vapor (en 2/4 líneas)	42.5 bar
P-12: Muy baja T_{media} (en 2/4 lazos)	562.69 K
Muy alta presión en la contención (en 2/4 detectores de presión)	3 bar
Tipo II	
Baja presión en las líneas de vapor (Lead-lag compensado)	≤ 8 bar Si se cumple P-11 (P >133 bar)
Alto ratio de presión de vapor (rate-lag compensado)	≥ 8 bar Por debajo de P-11 (P >133 bar)
Muy alta presión de contención (en 2/4 detectores de presión)	≥ 2.5 bar

Figura 2.1: Potencia nuclear y potencia transmitida en los SG. LONF ATWS caso base

Figura 2.2: Cociente entre potencia transmitida en los SGs y potencia nuclear. LONF ATWS caso base

Figura 2.3: Presión en el RCS. LONF ATWS caso base

Figura 2.4: Temperatura media mediana. LONF ATWS caso base

Figura 2.5: Rociado proporcional del presionador. LONF ATWS caso base

Figura 2.6: Inventario del secundario (1 SG). LONF ATWS caso base

Figura 2.7: Niveles de rango estrecho y rango ancho en un SG. LONF ATWS caso base

Figura 2.8: Rango estrecho de los SGs.

Figura 2.9: Disparo de turbina por señal de AMSAC. LONF ATWS caso base

Figura 2.10: Caudal total del sistema de alivio al condensador. LONF ATWS caso base

Figura 2.11: Caudal total de PZR-PORVs. LONF ATWS caso base

Figura 2.12: Ciclado de las PZR-PORVs. LONF ATWS caso base

Figura 2.13: Potencia nuclear. LONF ATWS caso base

Figura 2.14: Caudal de las SG-PORVs. LONF ATWS caso base

Figura 2.15: Caudal de las SG-SVs. LONF ATWS caso base

Figura 2.16: Caudal total de AFW a los 3 SGs. LONF ATWS caso base

Figura 2.17: Caudal total PZR-SVs. LONF ATWS caso base

Figura 2.18: Ciclado de las PZR-SVs. LONF ATWS caso base

Figura 2.19: Nivel PZR. LONF ATWS caso base

Figura 2.20: Fracción de huecos PZR. LONF ATWS caso base

Figura 2.21: Presión del secundario. LONF ATWS caso base

Figura 2.22: Caudal del sistema HPSI (1/2 trenes) a las 3 ramas. LONF ATWS caso base

Figura 2.23: Fracción de huecos (VF) en la vasija y RCPs. LONF ATWS caso base

Figura 2.24: Fracción de huecos PZR-surge line. LONF ATWS caso base

Figura 2.25: Caudal de vapor PZR-surge line. LONF ATWS caso base

Figura 2.26: Balance de reactividades. LONF ATWS caso base

Figura 2.27: Reactividad total. LONF ATWS caso base

2.2. Análisis previos de sensibilidad

El estudio de los análisis previos de sensibilidad ha consistido en identificar y clasificar los parámetros, sistemas y acciones humanas importantes encontrados en la bibliografía. Este conjunto de análisis de sensibilidad se resume en la Tabla 2.3 y se describen brevemente a continuación:

- En [New-94] se analizan diversos fenómenos asociados a LONF- ATWS en la CN Indian Point, PWR diseño Westinghouse cuatro lazos (3071.4 MWth), como parte del IPE (Individual Plant Examination) de la planta.
- En [Pei-90], se realiza una revisión de los sistemas que han considerado importantes en Maanshan (PWR diseño Westinghouse tres lazos, 2775 MWth de potencia). Los análisis se realizan con el código RETRAN.
- En el NUREG/IA-0436, [Wan-14], al igual que en [Pei-90] se analiza el LONF- ATWS en Maanshan, en éste último la potencia nominal es mayor, ya que se realizó tras el aumento de potencia (2822 MWth), [Wu-09]. Los análisis se realizan con TRACE.
- En la tesis de máster [Rad-09] se compara la simulación LONF- ATWS de Vogtle (PWR diseño Westinghouse cuatro lazos) en RETRAN (R) con los resultados de las simulaciones del WCAP-8330 con LOFTRAN (L), Tabla 2.6, véase [Sal-74] para más información.
- En [Jen-87] se realiza un análisis de sensibilidad a un modelo genérico de una planta PWR diseño Westinghouse de cuatro lazos con RETRAN.
- En [Pap-83] se realiza un análisis de sensibilidad respecto del sistema de boración de emergencia en Sizewell B (planta PWR diseño Westinghouse cuatro lazos). Los análisis se realizan simulando LONF- ATWS con dos códigos (LOFTRAN y RETRAN) y diferentes modelos de caudal crítico.

Sizewell presenta particularidades a nivel de sistemas de emergencia, normalmente las plantas PWR no tienen incorporado el sistema de boración de emergencia (EBS), sin embargo esta planta si lo incluye. En general, en el resultado del análisis se observa que la presión máxima en los casos simulados con el código RETRAN y sin el sistema EBS es mayor, siendo el peor caso el de referencia sin sistema EBS y sin modelo de caudal crítico, éste sobrepasa el límite, para mayor detalle ver [Gav-95].

- En [Ahn-03], se realiza un estudio de sensibilidad para Kori 1 (Westinghouse dos lazos, 576 MWe) y Ulchin 2 (PWR Framatome tres lazos, 965 MWe). La conclusión de esta referencia es que los parámetros más sensibles en ATWS que afectan a la presión en el primario son: coeficiente de temperatura del moderador, alivio del primario a través de las válvulas del PZR y la capacidad de la extracción de calor en los generadores de vapor, así como la efectividad del sistema de mitigación AMSAC, que en Kori 1 no es efectiva en contraste con Ulchin2.

- Al igual que en [Ahn-03], en [Oh-03] se realiza un análisis de sensibilidad para Ulchin 1 (99 % MTC, 1942 ppm) y 2 (99 % MTC, 1782 ppm ó 2500 ppm).
- En el estudio de sensibilidad realizado para una planta PWR Francesa de 1300 MW con CATHARE2, [Vir-97] se analiza la capacidad de las válvulas del PZR y el efecto de los coeficientes de realimentación.
- En el análisis BEPU realizado para Ulchin 3 y 4 en [LIM-08], los parámetros considerados inciertos fueron el caudal por las PZR-PORVs, el nivel del PZR, la temperatura del AFW y el fallo de las SG-SVs.
- El efecto de las realimentaciones 3D en secuencias ATWS se analiza en [Hil-13] y [Ive-06].

Para determinar el grado de sensibilidad se han definido un conjunto de criterios, Tabla 2.4; que distinguen la sensibilidad antes del pico de presión (BP) y después del mismo (AP). Los resultados de todos los análisis previos se resumen en las Tablas 2.5 a 2.7.

Con el objetivo de verificar y completar los resultados de los análisis de sensibilidad previos se han reproducido y ampliado todos los análisis con el código TRACE. En la siguiente Sección se describen y analizan los resultados obtenidos.

Tabla 2.3: Parámetros, sistemas y acciones humanas incluidas en los análisis de sensibilidad previos de la secuencia LONF- ATWS

Grupo	CASO	Descripción
Sistemas	S1	Fallo de las PZR-PORVs y PZR-SVs
	S2	Fallo del sistema de agua de alimentación auxiliar (AFW)
	S3	Disparo de turbina (TT)
	S4	Fallo de SG-PORVs
	S5	Fallo de las válvulas de alivio al condensador
Parámetros	S6	Instante del ciclo, características de la recarga (MTC y DTC) y efectos 3D
	S7	Potencia del reactor
	S8	Nivel del PZR, Inventario y taponado de tubos de los SGs
	S9	Tiempo de actuación del AFW
	S10	Tiempo de actuación del TT
	S11	Calor residual
Acciones Humanas	S12	Disparo de las bombas del primario (RCPs)

Tabla 2.4: Criterios de sensibilidad de los parámetros, sistemas y acciones humanas

	BP	AP
Alta (HS)	$ \Delta P \geq 6 \text{ bar}$	$ \Delta Pot > 5 \%$
Media (MS)	$2 \geq \Delta P \geq 6 \text{ bar}$	$ \Delta Pot \sim 5 \%$ ó $ \Delta P \sim 10\text{-}20 \text{ bar}$
Baja (LS)	$ \Delta P < 2 \text{ bar}$	$ \Delta Pot < 5 \%$

Tabla 2.5: Análisis de sensibilidad previos relativos a secuencias de ATWS en la fase BP

CASO	Referencias											
	[New-94]	[Pei-90]	[Rad-09]	[Wan-14]	[Jen-87]	[Ahn-03]	[Vir-97]	[LIM-08]	[Oh-03]	[Hil-13]	[Ive-06]	[Sal-74]
S1	HS	HS	HS			HS	HS	MS	HS			LS
S2	HS		MS	MS					HS			
S3	HS		HS									HS
S4								LS				
S5		LS	MS									
S6	HS	HS	HS	HS	HS		HS		HS	HS	HS	
S7		HS										HS
S8					LS		MS					MS
S9		HS				LS			LS			
S10		HS			MS	HS			MS			
S11			LS									
S12			LS	LS								

Tabla 2.6: Resumen de los casos analizados en [Sal-74]

Case	Max. RCS (bar)
3-Loop plant	184
4-Loop plant	185
Parametric variation on the 4-Loop plant	
No TT	252
No PZR-PORVs	185
No PZR-Spray	175
Average Temperature + 8 K	193
Average Temperature - 20 K	179
PZR Water Level +10 %	186
PZR Water Level -10 %	185
Plant Operation at 80 % of Full Power	178
Plant Operation at 90 % of Full Power	179

Tabla 2.7: Grado de sensibilidad en análisis previos de secuencias ATWS

Grupo	CASO	Descripción	Sensibilidad	
			BP	AP
Sistemas	S1	Fallo de las PZR-PORVs y PZR-SVs	HS	–
	S2	Fallo del sistema de agua de alimentación auxiliar (AFW)	MS	–
	S3	Disparo de turbina (TT)	HS	–
	S4	Fallo de SG-PORVs	–	–
	S5	Fallo de las válvulas de alivio al condensador	MS	LS
Parámetros	S6	Instante del ciclo y características de la recarga (MTC y DTC)	HS	–
	S7	Potencia del reactor	HS	HS
	S8	Nivel del PZR, M_{SG} , taponado de tubos y rociado del PZR	LS	LS
	S9	Tiempo de actuación del AFW	HS	MS
	S10	Tiempo de actuación del TT	HS	MS
	S11	Calor residual	LS	MS
Acciones Humanas	S12	Disparo de las bombas del primario (RCPs)	LS	MS

2.3. Análisis de sensibilidad con TRACE

Teniendo en cuenta los análisis previos de sensibilidad se decidió realizar un conjunto de simulaciones para confirmar dichos análisis así como ampliar con otros que no se han realizado previamente. Los casos simulados para analizar la importancia de los parámetros y/o sistemas de actuación han sido agrupados en 11 conjuntos de casos en la Tabla 2.8.

Los casos se han simulado con el modelo de planta PWR descrito en la Sección A, tanto para el 100 % como 110 % de potencia. En las siguientes secciones, se muestran los análisis para el 100 % de potencia y en algunos casos también se mencionan los resultados al 110 %. Por otro lado, del conjunto de análisis que se realiza en esta Sección, hay un grupo de ellos (A1, A2, A3, A7 y A8) que están relacionados con los CEs de los cabeceros de los ETs para la secuencia ATWS, éstos se analizarán con mayor detalle en el Capítulo 3.

Del grupo de sistemas incluidos en los análisis de sensibilidad se encuentran 5 casos (fallos de sistemas), de los que se ha realizado una búsqueda bibliográfica de su probabilidad de fallo, Tabla 2.9. En dicha Tabla, se muestra que los fallos de mayor probabilidad son fallo al arranque de la TDP de AFW, fallo a la apertura de una SG-PORV y fallo a la apertura de una PZR-PORV y fallo al arranque del HPSI (1/2); siendo su valor mayor que 1E-3. Los fallos con valores del orden de 1E-3 son los fallos a la apertura de una y todas las válvula del SD, 1/2 trenes de HPSI y al arranque de 1/2 MDP.

Tabla 2.8: Parámetros, sistemas y acciones humanas incluidas en el análisis de sensibilidad de la secuencia LONF- ATWS

Grupo	CASO TRACE	ANALISIS PREVIOS	Descripción
Sistemas	A1	S1	Fallo de las PZR-PORV y/o PZR-SV
	A2	S2, S9	Retraso o fallo del AFW
	A3	S3, S10	Retraso o fallo del TT
	A4	S4	Fallo de SG-PORVs
	A5	S5	Fallo de las válvulas de alivio al condensador
	A6		Fallo del HPSI
Parámetros	A7		Efecto del boro
	A8	S6	Impacto de las realimentaciones
	A9	S7, S11	Potencia del reactor
	A10	S8	Efecto de los parámetros relacionados con la transferencia de calor
Acciones Humanas	A11	S12	Disparo manual de las RCPs

Tabla 2.9: Probabilidades de fallos de componentes de sistemas relacionados con LONF-ATWS, [NRC-10] y [INL-07]

CASO	Descripción de los posibles fallos	Prob.
S1 / A1	Fallo a la apertura de 1/2 PZR-PORVs	3.24E-3
	Fallo a la apertura de 2/2 PZR-PORVs	4.67E-5
	Fallo a la apertura de 1/3 PZR-SVs	5.16E-4
	Fallo a la apertura de 2/3 PZR-SVs	1.30E-5
	Fallo a la apertura de 3/3 PZR-SVs	4.16E-6
S2 / A2	Fallo al arranque de 1/2 MDP del AFW	7.94E-4
	Fallo al arranque de 2/2 MDP del AFW	3.14E-5
	Fallo al arranque de la TDP de AFW	4.33E-3
S3 / A3	Fallo al cierre de las válvulas de turbina	5.00E-4
S4 / A4	Fallo a la apertura de 1/3 SG-PORV	4.91E-3
	Fallo a la apertura de 3/3 SG-PORV	7.12E-5
S5 / A5	Fallo a la apertura de 2/8 válvulas del SD	7.70E-6
	Fallo a la apertura de 8/8 válvulas del SD	6.96E-8
A6	Fallo al arranque del HPSI (1/2)	4.00E-3
	Fallo al arranque del HPSI (2/2)	7.45E-5

2.3.1. Fallo de las PZR-PORV y PZR-SV (A1)

En este caso se analizan cinco posibles configuraciones de fallo, Tabla 2.10, para obtener la configuración mínima de éxito.

Los resultados, Tabla 2.10 y Figuras 2.28 y 2.29, muestran que en la fase BP del caso al 100 % de potencia, tres de los casos con fallos no sobrepasan el límite de presión en el RCS. Sin embargo, al 110 % sólo el caso 1R no supera el límite de presión del RCS. Por otra parte, según los criterios de sensibilidad, los fallos de la PZR-PORVs y PZR-SVs son de alta sensibilidad para la fase BP, pero de LS en la fase AP, Figuras 2.28 y 2.29.

La comparación de los resultados en la fase BP de los análisis previos y los realizados con TRACE, Tabla 2.11, muestran una HS en la fase BP para todos ellos. En cuanto a la fase AP los resultados de TRACE no se pueden comparar con los análisis previos, puesto que en dichas referencias no se analizó dicha fase. Se observa que los resultados de éste análisis siguen la misma tendencia que en los análisis previos, Tabla 2.11, aunque el presente análisis es más completo.

Por otra parte se observa que el paso del 100 % al 110 % de potencia provoca que las configuraciones de éxito sean más restrictivas y que la probabilidad de fallo con daño al núcleo aumente en dos ordenes de magnitud, Tabla 2.12. Esto es debido a que al 100 % se requiere el fallo de dos válvulas (al menos una PZR-SV), pero al 110 % es suficiente con el fallo de una PZR-SV. Es importante destacar que las configuraciones de éxito obtenidas en éste análisis no tienen que coincidir con el CE del ET, que se realiza en el Capítulo 3, ya que en este caso el resto de sistemas se consideran en su configuración de probabilidad máxima y no en la correspondiente a la de los criterios de éxito.

Tabla 2.10: Sensibilidad a fallos de PZR-PORV y PZR-SV

Caso	Prob. Fallo	Configuración	100 %	110 %
			Presión (bar)	
CASO BASE	–	Sin fallos	190	209
1R	3.24E-3	Fallo de 1/2 PZR-PORV	198	215
2R	4.67E-5	Fallo de 2/2 PZR-PORV	207	>221
1S	5.16E-4	Fallo de 1/3 PZR-SV	210	>221
2S	1.30E-5	Fallo de 2/3 PZR-SV	>221	>221
1R-1S	3.91E-6	Fallo de 1/2 PZR-PORV y 1/3 PZR-SV	>221	>221

Tabla 2.11: Impacto de fallos de válvulas del PZR (Caso S1 / A1)

CASO	BP: Δ Press. (bar)				
	1R	2R	1S	2S	1R-1S
TRACE (100 %/110 %)	8/6	17/>11	20/>11	>30/>11	>30/>11
[TEC-99]	7.5	–	–	–	–
[Pei-90]	–	14	–	–	–
[Rad-09] RETRAN	8.5	31	–	–	–
[Rad-09] LOFTRAN	12	34.5	–	–	–
[Ahn-03] Kori 1	>20	–	–	–	–
[Ahn-03] Ulchin 2	>20	–	–	–	–
[Vir-97]	14	–	–	–	–
[Oh-03] Ulchin 2	>20	–	–	–	–
[Oh-03] Ulchin 1	>20	–	–	–	–

Tabla 2.12: Configuraciones de éxito, configuración de fallo y Probabilidad de fallo (sensibilidad a fallo de PZR-PORV y/o PZR-SV)

	Configuraciones de Éxito	Configuraciones de Fallo	Probabilidad de Fallo	Probabilidad de Fallo con daño al núcleo
100 %	3/3 PZR-SV ó 2/3 PZR-SV + 2/2 PZR-PORV	1/3 PZR-SV + 2/2 PZR-PORV	6E-6	8.4E-6
		2/3 PZR-SV+ 1/2 PZR-PORV	2.4E-6	
110 %	3/3 PZR-SV + 1/2 PZR-PORV	2/3 PZR-SV+ 2/2 PZR-PORV	7E-4	7.5E-4
		3/3 PZR-SV + 0/2 PZR-PORV	5E-5

(a) 100 % de potencia

(b) 110 % de potencia

Figura 2.28: Presión en el RCS. Fallo PZR-PORVs y PZR-SVs (100 % / 110 %)

Figura 2.29: Potencia Nuclear. Fallo PZR-PORVs y PZR-SVs (100 %)

2.3.2. Retraso o fallo del AFW (A2)

En este caso, se analiza la sensibilidad al fallo del sistema AFW. Para ello, se han simulado diversos casos en los que falla la TDP o el sistema completo. Además, también se ha analizado el caso del retraso de 30s en la actuación del sistema con respecto al caso base, Tabla 2.13. Los resultados al 100 % y 110 % de potencia, Tabla 2.14 y Figuras 2.30 a 2.34, muestran que:

- Este fallo es de HS en BP. Además, también indica que desde el punto de vista del APS el AFW no es necesario para evitar el daño por sobrepresión. Sin embargo, para garantizar la refrigeración a largo plazo una vez el reactor sea subcrítico, será necesario al menos un tren del sistema AFW.
- En la fase AP, el caso AF2 es de MS y el AF4 es de HS. Esto es debido a que la potencia final en AF2 (5 %) y AF4 (0 %) es menor que en el caso base (10 %), a consecuencia de que la transferencia de calor es menor tanto así que aumenta la temperatura y por consiguiente disminuye la reactividad debida a la realimentación de la temperatura del moderador.

Por último, cabe indicar que los resultados obtenidos siguen la misma tendencia en la fase BP que en los análisis previos, Tabla 2.14. Por otra parte, en las referencias [Pei-90] y [Oh-03] se analiza el impacto del retraso de la activación del AFW, concluyendo que un retraso mayor de 5 min provoca que se supere el límite de presión. El hecho de superar el límite o no por este fallo es dependiente de planta, en el análisis con TRACE los casos con un retraso de 30s o el retraso total no superan el límite.

Tabla 2.13: Sensibilidad a fallos del sistema AFW (TRACE)

CASO	Descripción	BP: Δ Press. (bar)
AF1	Retraso de 30s (100 %)	9
AF2	Fallo de TDP (100 %)	9
AF3	Fallo Total (100 %)	14
AF4	Fallo Total (110 %)	28

Tabla 2.14: Sensibilidad a fallos de válvulas del PZR (Caso S2 / A2)

CASO	BP: Δ Press. (bar)	
	Fallo Total	Fallo TDP
TRACE (100 %/110 %)	14/28	9/–
[Wan-14]	–	2
[Rad-09] RETRAN	–	2
[Rad-09] LOFTRAN	–	6
[Oh-03] Ulchin 2	–	10
[Oh-03] Ulchin 1	–	12
	AP: Δ Pot. (%)	
TRACE (100 %)	10	5

(a) 100 % de potencia

(b) 110 % de potencia

Figura 2.30: Presión en el RCS. Fallo del AFW (100 % / 110 %)

Figura 2.31: Presión en el RCS. Retraso del AFW (100 %)

Figura 2.32: Potencia Nuclear. Fallo parcial o total AFW (100 %)

Figura 2.33: Rango ancho de los SGs. Fallo parcial o total AFW (100 %)

Figura 2.34: Transferencia de calor RCS-SG. Fallo parcial o total AFW (100 %)

2.3.3. Retraso o fallo del TT (A3)

En este caso, se analiza la sensibilidad al fallo del TT. Para ello, se han analizado tres casos, el fallo del TT al 100 % de potencia, el fallo del TT al 110 % de potencia y el retraso del TT al 100 % de potencia. Los resultados se describen a continuación, Tabla 2.15 y Figuras 2.35 a 2.38,

- Caso TT1: Fallo de TT al 100 % de potencia.

Se observa que inicialmente el flujo de vapor desde los SGs no se reduce y por ello la presión en el secundario disminuye, Figura 2.38. Debido al aumento del enfriamiento, la potencia no disminuye tan rápido como en el caso base, Figura 2.37, y por ello aumenta la presión máxima en el RCS en la fase BP (198 bar, 100 %) aunque sin violar el límite, Figura 2.35. Además, este fallo provoca que el aislamiento de las MSL ocurra más temprano (40 s después del ATWS) con respecto al caso base (104 s después del ATWS), Figura 2.38. A partir de ese instante de tiempo no existen diferencias a largo plazo en la potencia, Figura 2.37. De lo que se concluye que la fase BP es de HS y la fase AP es de LS.

- Caso TT2: Fallo de TT al 110 % de potencia.

Se observa que se viola el criterio de aceptación de presión en el RCS, Figura 2.35, lo que implica que la configuración de éxito al 110 % de potencia sea distinta.

- Caso TT3: Retraso de TT de 30s con respecto del caso base al 100 % de potencia.

En este caso se puede observar que no se supera el límite de presión, Figura 2.36. Por el contrario en los análisis de [Jen-87] y [Oh-03] un retraso mayor de 60s de TT provoca que se supere el límite de presión. Estos resultados no son incompatibles ya que corresponden a plantas distintas.

Por último cabe comentar que los resultados de los análisis previos muestran la misma tendencia en las fases BP que en TRACE, Tabla 2.15.

Tabla 2.15: Sensibilidad al fallo del TT (Casos A3 / S3)

	BP:ΔPress. (bar)			
Prob.	TRACE		[Rad-09]	
Fallo TT	100 %	110 %	RETRAN	LOFTRAN
5.00E-4	8	30	23	27

(a) 100 % de potencia

(b) 110 % de potencia

Figura 2.35: Presión en el RCS. Sensibilidad al fallo del TT (100 % / 110 %)

Figura 2.36: Presión en el RCS. Sensibilidad al retraso del TT (100 %)

Figura 2.37: Potencia Nuclear. Sensibilidad al fallo del TT (100 %)

Figura 2.38: Presión en el RCS. Sensibilidad al fallo del TT (100 %)

2.3.4. Fallo de SG-PORVs (A4)

En este caso se analiza la sensibilidad al fallo de la apertura de las SG-PORVs al 100 % de potencia. No se han encontrado análisis previos de este tipo de fallo, aunque su probabilidad es relativamente alta ($4.91\text{E-}3$), Tabla 2.9.

Los resultados, Figuras 2.39 y 2.40, muestran que la presión máxima en el RCS (186 bar) disminuye 5 bar con respecto al caso base (190 bar), Figura 2.39. Por tanto, en la fase BP se considera de MS. Ésto se debe a que el fallo a la apertura de las SG-PORVs provoca un aumento de la presión en el secundario, Figura 2.41, degradándose por ello la transferencia de calor, lo que hace aumentar la temperatura del RCS, Figura 2.42.

Por otra parte, en la fase AP tanto la presión como la potencia se estabilizan en el mismo valor que el caso base, Figuras 2.39 y 2.40, por lo que se puede considerar de LS en dicha fase.

Figura 2.39: Presión en el RCS. Fallo en cerrado de las SG-PORVs (100 %)

Figura 2.40: Potencia Nuclear. Fallo en cerrado de las SG-PORVs (100 %)

Figura 2.41: Presión en el secundario. Fallo en cerrado de las SG-PORVs (100 %)

Figura 2.42: Temperatura media del RCS. Fallo en cerrado de las SG-PORVs (100 %)

2.3.5. Fallo de las válvulas de alivio al condensador (A5)

En este caso se analiza el impacto del fallo total del sistema de alivio al condensador al 100 % de potencia.

Los resultados, Tabla 2.16 y Figuras 2.43 a 2.46, muestran que en la fase BP este fallo provoca que la presión máxima en el primario (184.5 bar) sea menor que en el caso base (190 bar), Figura 2.43. Esto es debido a que el fallo del SD provoca una presión del SG más alta lo que a su vez provoca una refrigeración inferior a la del caso base, Figura 2.46. Ello implica un mayor aumento de la temperatura del primario y por tanto una inserción más alta de reactividad negativa lo que hace disminuir más potencia que en el caso base y por ello el pico de presión es menor. En la fase AP se observa un incremento de unos 7 bar respecto del caso base y por tanto este caso es de MS para ambas fases.

A diferencia del caso simulado con TRACE, los análisis encontrados en la bibliografía indican que en la fase BP la presión del RCS aumenta con el fallo del sistema de alivio al condensador, Tabla 2.16. Sin embargo, en los DSA para ATWS, por ejemplo en [Pos-98], se considera que el alivio al condensador disponible es conservador porque el calentamiento limita el ATWS, acorde con el resultado de la simulación realizada con TRACE. Por otra parte, en los análisis previos encontrados relativos a la fase AP, [Rad-09], se observa que la potencia se estabiliza en el mismo valor que en el caso base correspondiente y por tanto es de LS, resultado no coincidente con el obtenido en el código TRACE que es de MS.

Tabla 2.16: Sensibilidad al fallo de las válvulas de alivio al condensador (Caso S5 / A5)

Fallo	Prob. Fallo	BP: Δ Press. (bar)			
		TRACE	[Pei-90]	[Rad-09]	
				RETRAN	LOFTRAN
Sin SD	1.00E-3	-5.5	1.6	4.5	7
2 bancos de SD		–	0.1	–	–

Figura 2.43: Presión en el RCS. Fallo del sistema SD (100 %)

Figura 2.44: Potencia Nuclear. Fallo del sistema SD (100 %)

Figura 2.45: Presión en el secundario. Fallo del sistema SD (100 %)

Figura 2.46: Transferencia de calor RCS-SG. Fallo del sistema SD (100 %)

2.3.6. Fallo del HPSI y efecto del boro del HPSI (A6 / A7)

En esta Sección se analiza la sensibilidad al fallo del HPSI y al efecto del boro incluido en la inyección del HPSI (no incluido en ningún análisis previo). Se comparan tres casos, Figuras 2.47 a 2.49:

- Caso B1: Caso base (con HPSI) sin incluir el efecto del boro, analizado previamente en la Sección 2.1.
- Caso B2 (A6): Caso en el que falla al arranque el HPSI.
- Caso B3 (A7): Caso en el que se incluye la inyección del HPSI y el efecto del [B].

En los resultados se observa que en la fase BP la presión del RCS es muy similar en los tres casos y por tanto es LS, Figura 2.47. Por otra parte, en la fase AP, los resultados indican que la sensibilidad para B2 es MS y para B3 es HS, ya que:

- En ninguno de los dos casos (B2 y B3) la presión se estabiliza en el mismo valor que B1. B3 se estabiliza a 60 bar y B2 a 10 bar con respecto al caso base (155 bar), Figura 2.47.
- La potencia en B3 se estabiliza en un valor menor del 5 %, en cambio los casos B1 y B2 se estabilizan en 10 %, Figura 2.48.
- Las reactividades apenas se diferencian entre B1 y B2, Figura 2.49. Por el contrario, en B3 la reactividad total disminuye y el caso presenta mayor reactividad negativa, como era previsible, Figura 2.50.

Figura 2.47: Presión en el RCS. Fallo del sistema HPSI (sin incluir el efecto del boro, 100 %)

Figura 2.48: Potencia Nuclear. Fallo del sistema HPSI (sin incluir el efecto del boro, 100 %)

Figura 2.49: Reactividades. Fallo del sistema HPSI (sin incluir el efecto del boro, 100 %)

Figura 2.50: Reactividad total. Comparación caso base con y sin boro (100 %)

2.3.7. Impacto de las realimentaciones (A8)

En este análisis ha realizado un amplia espectro de casos con el objetivo de estudiar la sensibilidad a las realimentaciones de temperatura del moderador, de temperatura del combustible y fracción de huecos. Cabe resaltar que en las referencias encontradas se utiliza un MTC constante, excepto en éste estudio en el que también se analiza un caso con MTC lineal. Se han simulado los siguientes casos:

- Caso M1: MTC de 0 pcm/K, correspondiente al límite de ETFs
- Caso M2: MTC de -6 pcm/K, corresepondiente a BOC
- Caso M3: MTC de -15 pcm/K, corresepondiente a BOC (CASO BASE)
- Caso M4: MTC de -17 pcm/K, corresepondiente a BOC
- Caso M5: MTC de -33 pcm/K, corresepondiente a MOC
- Caso M6: MTC de -70 pcm/K, corresepondiente a EOC
- Caso M7: MTC lineal, Tablas 2.17 y 2.18
- Caso D1: DTC de -2.16 pcm/K con MTC de -15 pcm/K
- Caso D2: DTC de -2.15 pcm/K con MTC de -15 pcm/K
- Caso D3: DTC de 0 pcm/K con MTC de -15 pcm/K
- Caso V0: Coeficiente de la fracción de huecos nulo

Los resultados de los casos M1 a M7, Tabla 2.19 y Figuras 2.51 a 2.55, muestran que en la fase BP los incrementos de presión del RCS son altos en todos los casos (M1 y M2 sobrepasan el límite), lo que indica el impacto de MTC es de HS para la fase BP. En la fase AP, los valores finales de la presión y potencia del RCS para todos los casos analizados no muestran diferencias con respecto a M3, no obstante difieren durante esta fase. De manera que según el criterio de sensibilidad, la sensibilidad al MTC es LS para la fase AP.

Por su parte los resultados de las referencias previas para la fase BP, Tabla 2.19, muestran la misma tendencia. En [Jen-87] se analiza el caso correspondiente al límite de ETFs correspondiente a un MTC = 0 pcm/K y el máximo de presión excede el criterio de aceptación tal y como se observa en los resultados obtenidos con TRACE.

Por último, cabe resaltar que se analizaron los casos D1, D2, D3 y V0, Figuras 2.56 y 2.60 con la intención de tenerlos en cuenta posteriormente para la propuesta del PIRT, Sección 2.5. Los resultados muestran que:

- Los casos D1, D2 y V0 son de LS para ambas fases.
- Sin embargo, el caso D3 es HS en la fase AP.

Tabla 2.17: Coeficientes de reactividad en el modelo de referencia

Reactivity coefficient	BOC	MOC	EOC
MTC (pcm/K)	-15	-33	-70
DTC (pcm/K)	-2.18	-2.16	-2.15
VTC (1/p.u. huecos)	lineal -(0.058- 0.16)		

Tabla 2.18: MTC con dependencia respecto de la temperatura (M7)

Temperatura (K)	MTC (1/K)
580.13	-1.5E-4
650.00	-5.5E-4

Tabla 2.19: Sensibilidad al MTC (Casos S6 / A8)

CASO	BP: Δ Press. (bar)				
MTC pcm/K	TRACE		[Pei-90]	[Wan-14]	[Jen-87]
-3.1		–	0	–	–
0.0	M1	>30	40	–	89
-6	M2	>30	4	–	–
-7.2		–	–	20	39
-12.6		–	–	5	–
-15	M3	0	–	–	–
-17	M4	7	–	–	–
-33	M5	10	–	–	–
-70	M6	25	–	–	–
lineal	M7	12	–	–	–

Figura 2.51: Presión en el RCS. Impacto del MTC (100 %)

Figura 2.52: Presión en el RCS. Impacto del MTC en BOC (100 %)

Figura 2.53: Potencia Nuclear. Impacto del MTC (100 %)

Figura 2.54: Presión en el RCS. Impacto MTC, MTC lineal (100 %)

Figura 2.55: Potencia Nuclear. Impacto del MTC, MTC lineal (100 %)

Figura 2.56: Presión en el RCS. Impacto del VFC (100 %)

Figura 2.57: Potencia Nuclear. Impacto del VFC (100 %)

Figura 2.58: Presión en el RCS. Impacto del DTC (100 %)

Figura 2.59: Potencia Nuclear. Impacto del DTC (100 %)

Figura 2.60: Balance de reactividades. Impacto del DTC (100 %)

2.3.8. Impacto de la potencia del reactor (A9)

En esta Sección se analiza el impacto de la potencia y del calor residual. Solo en [Pei-90] y [Rad-09] se incluyen simulaciones con diferentes potencias o diferentes valores de calor residual. Los casos que se han simulado son:

- Caso P1: Caso base (100 % de potencia).
- Caso P2: Caso al 110 % de potencia.
- Caso P3: Caso al 121 % de potencia.
- Caso P4: Caso con calor residual 1.2 veces mayor que el modelo ANS79, [NRC-14b].

Los resultados de los casos P1 a P3 muestran que en la fase BP es de HS respecto de la potencia, puesto que la presión del RCS es mayor para P2 (203 bar) y P3 (230 bar) con respecto a P1 (190 bar) para un mismo valor de MTC, Figura 2.61. Por otro lado, el resultado de la variación del calor residual muestra que es LS en ambas fases, Figura 2.62.

Por otra parte, en el caso P3 (fase AP) se produce una fracción de huecos mayor que en los otros casos, lo cual domina el transitorio de potencia dando lugar a una presión del RCS a medio plazo menor (135 bar) con respecto a P1 y P2 (155 bar). Por ello, se considera de MS en la fase AP, Figuras 2.63 y 2.64. Este aumento de la fracción de huecos en la fase AP es debido al aumento de potencia en la fase BP, lo cual provoca un aumento de la presión y de la descarga de inventario a través de las válvulas del PZR.

Figura 2.61: Presión en el RCS. Impacto de la potencia

Figura 2.62: Presión en el RCS. Impacto del modelo de calor residual

Figura 2.63: Balance de reactividades. Impacto de la potencia

Figura 2.64: Potencia Nuclear. Impacto de la potencia

2.3.9. Efecto de los parámetros relacionados con la transmisión de calor (A10)

En este caso, se analiza el impacto de la variación de la transferencia de calor primario- secundario debido a dos fenómenos: un 10 % de taponado de los tubos en U de los SGs y variación de la energía almacenada en la pastilla debida a distintas conductancias del huelgo. Se han comparado tres casos:

- Caso H1: cuya conductancia del huelgo es de $12000\text{W/m}^2\text{K}$, se corresponde con el caso base
- Caso H2: cuya conductancia del huelgo es de $6000\text{W/m}^2\text{K}$
- Caso H3: Caso en el que se simula un taponado del 10 % de los tubos en U de los SGs.

En las referencias encontradas no se incluye el estudio del impacto de la energía almacenada en las varillas. Además, sólo en [Jen-87] se analiza la variación de la transferencia de calor modificando la nodalización del haz de tubos de los SGs, aunque los resultados muestran ser de LS.

Los resultados de las simulaciones en TRACE muestran que el impacto del taponado de tubos es de LS en las dos fases, Figuras 2.65 y 2.66, sin embargo el de la energía almacenada es de HS en BP:

- En la fase BP, se observa que la presión máxima del RCS del caso H2 es 10 bar más alta que en los casos H1 y H3, Figura 2.65.
- En la fase AP, la presión y la potencia se estabilizan en el mismo valor en todos los casos y por tanto es LS en esta fase, Figuras 2.65 y 2.66.

El análisis del impacto del taponado de tubos y de la energía almacenada también da una visión sobre la transferencia de calor primario-secundario y de la transferencia de calor de la barra de combustible. En ambos casos se observa que la variación de la transferencia de calor debida al taponado de tubos y la diferencia de la conductividad es pequeña, Figuras 2.67 a 2.69. El interés de este comentario es que posteriormente será tenido en cuenta para la obtención del PIRT, Sección 2.5.

Figura 2.65: Presión en el RCS. Efecto de los parámetros relacionados con la transferencia de calor

Figura 2.66: Potencia Nuclear. Efecto de los parámetros relacionados con la transferencia de calor

Figura 2.67: Transferencia de calor RCS-SG (10 % de taponado)

Figura 2.68: Transferencia de calor pastilla- vaina (Variación del hgap)

Figura 2.69: Temperatura de la pastilla (Variación del hgap)

2.3.10. Disparo manual/automático de las bombas del primario (A11)

En este caso se analiza la sensibilidad al disparo manual/automático de las RCPs. Se analizan siete casos:

- Caso R1: caso sin disparo de las RCPs, correspondiente al caso base
- Caso R2: Condiciones de DSA (CASE RCPs trip DSA). El disparo manual de las RCPs se realiza cuando el subenfriamiento en la entrada de las mismas es menor de 3.3 K para evitar la cavitación, [Wan-14] y [Rad-09].
- Caso R3: Siguiendo los POEs (CASE RCPs trip POEs). El disparo de RCPs se realiza cuando se cumple que la potencia instantánea es menor del 5 % y que el subenfriamiento en la entrada de las RCPs es menor que 3.3 K. Estas condiciones de disparo de las RCPs se incluyen como una nota inicial en el procedimiento FR-S.1, [Hyn-02], [Apg-11].
- Caso R4: Disparo de las RCPs en el instante inicial del transitorio (CASE RCPs trip 0).
- Caso R5: Disparo de las RCPs coincidente con la señal de AMSAC (CASE RCPs trip 27).
- Caso R6: Disparo de las RCPs coincidente con el disparo de turbina (CASE RCPs trip 30).
- Caso R7: Disparo de las RCPs coincidente con la inyección de AFW (CASE RCPs trip 60).
- Caso R8: Disparo de las RCPs 30 segundos después de la inyección de AFW (CASE RCPs trip 90).

En el caso R1 se observa que la potencia instantánea alcanza el 5 % después de la condición de subenfriamiento. Por ello la condición de los disparos de las RCPs de los POEs es más restrictiva la condición de potencia de los POEs que la condición de DSA, Figuras 2.70 y 2.71.

Por otra parte, como en los casos R2 y R3 las condiciones de disparo de las RCPs en la fase BP se cumplen una vez pasado el máximo de presión del RCS no se observan diferencias con respecto al caso R1 en la misma, Figuras 2.71 y 2.72. Por tanto, el disparo de las RCPs después de pasar el máximo de presión es de LS. Sin embargo, si las RCPs se disparan antes del máximo de presión, las diferencias con respecto al caso R1 son muy notorias: los casos R4 a R8 provocan que disminuya el máximo de presión del RCS, Tabla 2.20 y Figuras 2.72 y 2.73. Por ejemplo, en el caso R4 el máximo de la presión es casi 15 bar más bajo con respecto al caso R1 (190 bar). Por tanto, el disparo anterior al máximo de presión de las RCPs en la fase BP es de HS.

En la fase AP, el disparo de las RCPs provoca un transitorio de caudal que se ve reflejado en la presión y la potencia, Figuras 2.71 a 2.74. La presión en los casos con disparo se estabiliza 0.5 bar por encima del caso R1. A su vez, la potencia se

estabiliza en el mismo valor que el caso R1, Figura 2.71. Por tanto el disparo de las RCPs en la fase AP es de LS en todos los casos.

En los análisis encontrados en las referencias [Wan-14] y [Rad-09], se analiza el impacto de disparar las bombas bajo la condición DSA y muestran resultados con una tendencia similar a R2 y R3.

Tabla 2.20: Sensibilidad al disparo de las RCPs (Casos A11 / S12)

CASO	$ \Delta P $ (bar)	
RCPs trip (s)	TRACE	
– (BC)	R1	–
255	R2	0
325	R3	0
0	R4	15
27	R5	20
30	R6	20
60	R7	10
90	R8	5

Figura 2.70: Condición de subenfriamiento para el disparo de las RCPs del caso base

Figura 2.71: Condición de Potencia nuclear. Disparo RCPs

Figura 2.72: Presión en el RCS. Disparo RCPs

Figura 2.73: Presión en el RCS. Disparo RCPs

Figura 2.74: Caudal en rama fría. Disparo RCPs

2.3.11. Conclusiones del análisis de sensibilidad realizados con TRACE

Los resultados de los análisis previos y los realizados con TRACE, presentan en general la misma tendencia, Tablas 2.21 y 2.22. Sin embargo, los casos A2/S2 y A11/S11 muestran diferente grado de sensibilidad. Esto puede ser debido a las hipótesis realizadas o/y las diferencias entre las plantas.

Por otra parte, cabe comentar que este análisis es más completo que los encontrados en la literatura, ya que ha permitido analizar con detalle la fase AP para todos los casos, así como casos no realizados en análisis previos.

Este conjunto de resultados, junto con otros relativos a DSA/PSA y experimentos permitirá realizar la propuesta de un PIRT para este tipo de secuencias, Sección 2.5.

Tabla 2.21: Resumen de los resultados de los análisis de sensibilidad realizados con TRACE

Grupo	CASO	BP	AP	
		$ \Delta P $ (bar)	$ \Delta P_{ot} $ (%)	$ \Delta P $ (bar)
Sistemas	A1	8->30	~ 0	0-5
	A2	9-14	5-10	5-10
	A3	8	~ 0	~ 0
	A4	5	~ 0	3
	A5	5.5	~ 0	10
	A6	~ 0	1	10
Parámetros	A7	~ 0	10	60
	A8	20-30	~ 0	~ 0
	A9	0-40	~ 0	0-20
	A10	0-10	~ 0	~ 0
Acciones Humanas	A11	0-15	~ 0	0-3

Tabla 2.22: Comparación del grado de sensibilidad de los casos simulados con TRACE y los de la bibliografía

Grupo	CASO	Descripción	Sensibilidad TRACE		Análisis Previos	
			BP	AP	BP	AP
Sistemas	A1	Fallo de las PZR-PORV y/o PZR-SV	HS	LS	HS	–
	A2	Retraso o fallo parcial o total del sistema AFW	HS	MS	HS	HS
	A3	Retraso o fallo del TT	HS	LS	HS	–
	A4	Fallo de SG-PORVs	MS	LS	–	–
	A5	Fallo de las válvulas de alivio al condensador	MS	MS	MS	LS
	A6	Fallo del HPSI	LS	HS	–	–
Parámetros	A7	Efecto del boro del HPSI	LS	HS	–	–
	A8	Impacto de las realimentaciones	HS	LS	HS	LS
	A9	Impacto de la potencia del reactor	HS	MS	HS	–
	A10	Impacto de taponado de los tubos	HS	LS	LS	–
Acciones Humanas	A11	Disparo de las bombas del primario	HS	LS	LS	MS

2.4. Obtención de dominios de daño. Impacto del uprate y optimización del AMSAC

En el análisis de sensibilidad realizado en la sección anterior se encontró que los casos relacionados con el alivio de presión, los sistemas que actúan con el AMSAC (TT y AFW), el impacto de la variación de los coeficientes de realimentación del ciclo y la potencia (A1, A2, A3, A8 y A9) son de HS en la fase BP. Por esta razón, se decidió realizar dos análisis bidimensionales. En el primero se analiza el impacto combinado de la potencia y el MTC (Casos A8 y A9) y en el segundo se analizan los tiempos de actuación de los sistemas que incluye la señal de AMSAC (Casos A2 y A3). No se ha incluido la dependencia del caso A1 ya que es un análisis de configuraciones discretas, no continuas como las que se analizan en esta Sección.

El análisis del impacto de la potencia en secuencias de ATWS se considera de gran interés, ya que actualmente dicho análisis se realiza solamente ante cambios importantes en la planta que requieran licenciamiento:

- Cambio de los Generadores de Vapor. En España CN Almaraz y CN Ascó sustituyeron los SGs por unos de Siemens-Framatome.
- Aumento de potencia (uprates). En la Tabla 2.23 se muestran algunos de los países que han realizado uprates, así como su valor medio. En España CN Vandellos-II, CN Ascó y CN Almaraz han realizado uprates durante el tiempo transcurrido desde el inicio de la operación de las CCNN (13 % de media de la potencia nominal).

Por otra parte, el análisis de los tiempos de actuación del AMSAC tiene como objetivo no solo analizar el impacto combinado de ambos parámetros sino además comprobar el valor optimo de los mismos, así como indicar un rango de tiempos de actuación en los que la acción automática sea óptima.

Tabla 2.23: Uprates medios en diversos países

País	UPRATE (%)
Finlandia	10
Francia	12
España	13
Suecia	20
Suiza	13.4
USA	20

2.4.1. Dominios de Daño función del MTC y la potencia

Con el objetivo de analizar el impacto de las variaciones de potencia y MTC en secuencias LONF-ATWS, se ha realizado un muestreo cartesiano de ambos parámetros. Se han simulado un total de 80 casos en los intervalos (-17 pcm/K, -8 pcm/K)x(100 %, 121 %). El valor máximo de la potencia seleccionado (121 %), se corresponde con el valor máximo de uprate realizado en un reactor PWR diseño Westinghouse tres lazos. Un ejemplo de los resultados obtenidos en el muestreo se presenta en la Figura 2.75. Los resultados del análisis, Figuras 2.75, 2.76 y 2.77, permite obtener las siguientes conclusiones,

- Hay una región de los parámetros inciertos (MTC y potencia) donde se supera el límite de daño, Figuras 2.76 y 2.77. La región del espacio de estos parámetros inciertos donde se excede el límite se denomina dominio de daño (DD) y es un concepto ampliamente utilizado en la metodología ISA, [Iba-16].
- Al 100 % de la potencia nominal existe un amplio margen de MTC hasta alcanzar el MTC límite (-9 pcm/K).
- En el caso del uprate (109 %, MTC = -12 pcm/K) existe un margen menor que en el caso base, aunque sigue observandose un margen bastante amplio.
- El máximo aumento de potencia que se podría realizar para el MTC del caso base (-15 pcm/K) es de 117 %. Por lo tanto, también hay un amplio margen en cuanto al aumento de potencia para secuencias de ATWS.
- El borde de la región de daño proporciona el máximo aumento de potencia en función del MTC, $P_{uprate}^{max} = f(MTC)$, el cual es una función aproximadamente lineal, $P_{uprate}^{max}(\%) = -\frac{21}{8} MTC(pcm/K) + \frac{611}{8}$.

Por otro lado, cabe resaltar que los valores de MTC crítico que se encuentran en la literatura son: -12.6 pcm/K (-7 pcm/°F) en [NRC-78], -14.4 pcm/K (-8 pcm/°F) en [Sal-74] y -10 pcm/K (-5.5 pcm/°F) en [FEN-01], que son valores que se encuentran por debajo del MTC crítico obtenido en el DD, Figura 2.76. Por tanto, se puede concluir que estos valores de MTC son muy conservadores teniendo en cuenta los resultados que se observan en ésta figura.

Figura 2.75: Presión del RCS para algunos casos del DD MTC-Potencia (LONF-ATWS).

Figura 2.76: Domino de Daño MTC-Potencia en 2D (LONF-ATWS).

Figura 2.77: Domino de Daño MTC-Potencia en 3D (LONF-ATWS).

2.4.2. Optimización de los tiempos de actuación del AMSAC

En la bibliografía consultada, Tabla 2.5, se indica que tanto el disparo de turbina como la actuación del AFW son actuaciones importantes para evitar una alta presión en el primario, tal y como se ha comprobado en el análisis realizado con TRACE. Sin embargo, los tiempos de actuación del AMSAC, englobando el TT y el AFW, solo se analizan en [Pei-90]. En ésta referencia se muestra que la variación de estos tiempos puede cambiar considerablemente la presión máxima alcanzada en el primario en la secuencia ATWS.

Con el objetivo de obtener los tiempos óptimos del AMSAC, se han realizado dos muestreos con respecto de los tiempos de actuación de TT y AFW ($11 \times 14 = 154$ simulaciones) al 100 % (Figuras 2.78 y 2.79) y al 110 % (Figuras 2.80 y 2.81) de la potencia nominal.

Los resultados permiten obtener las siguientes conclusiones:

- El muestreo al 100 % de potencia, Figuras 2.78 y 2.79, muestra que en ningún caso se sobrepasa el límite de daño. Un análisis más detallado muestra que para $T_{TT} < 55s$ y $T_{AFW-TT} < 40s$ se obtienen presiones máximas (P_{max}) con un alto margen hasta el límite. Sin embargo fuera de este rango se observa un fuerte incremento de la P_{max} que se estabiliza en valores del orden de 210 bar, todavía inferior al criterio de aceptación pero con mucho menos margen.

Este resultado muestra que los valores bajos de ambos tiempos ($T_{TT} < 30s$ y $T_{AFW-TT} < 30s$) son valores óptimos para la actuación de ambos sistemas.

- En el análisis al 110 % la superficie de la presión máxima se desplaza generando un DD en el que un conjunto de casos superan el criterio de aceptación (221.6 bar). Este DD es una región que se divide en dos zonas alcanzando presiones mayores de 22.7 MPa a partir de $T_{TT} > 70s$.
- Se observa que la presión máxima del RCS (al 100 % y 110 %) presenta una región con quasi-linealidad respecto al instante de TT hasta llegar a una zona con valores constantes, Figuras 2.78 y 2.80.
- Los casos bases al 100 % y 110 % se encuentran en las regiones de menor presión máxima, de modo que tienen optimizados los tiempos de actuación del AMSAC.
- Se observa que al 100 %, la presión presenta mayor sensibilidad frente al instante de TT. En este sentido [New-94] hace mención al tiempo máximo de TT a partir del cual se supera el límite de presión es del orden de 60 segundos para CN Indian Point.
- En el caso del 110 % se reduce el tiempo máximo de actuación de los sistemas porque se alcanza la condición de daño a partir de $T_{TT} > 60s$.

En conjunto, en el análisis se muestra que los tiempos de actuación del AMSAC (tanto en el caso del 100 % como en el del 110 % de potencia nominal) son óptimos con respecto al límite de presión.

Figura 2.78: Análisis de sensibilidad del sistema AMSAC, 100 % de potencia nominal. LONF-ATWS

Figura 2.79: Análisis de sensibilidad del sistema AMSAC, 100 % de potencia nominal. LONF-ATWS. Figura en 3D

Figura 2.80: Análisis de sensibilidad del sistema AMSAC, 110 % de potencia nominal. LONF-ATWS

Figura 2.81: Dominio de Daño del sistema AMSAC, 110% de potencia nominal. LONF-ATWS

2.5. Propuesta de PIRT para secuencias LONF-ATWS

En esta Sección se muestra la metodología seguida para la obtención de un PIRT para secuencias de LONF-ATWS. El objetivo de la Tabla de Identificación y Clasificación de Fenómenos (Phenomena Identification and Ranking Table, PIRT) es identificar los fenómenos importantes asociados a una secuencia y ordenarlos según su importancia en las distintas fases del mismo. El PIRT nació como parte de la metodología CSAU (Code Scaling, Applicability and Uncertainty evaluation methodology) como guía para la cuantificación de la incertidumbre, [Wil-97]. Sin embargo, el PIRT también se utiliza en otros ámbitos, como la planificación de experimentos, desarrollo de códigos o la realización de nuevos APS, [OECD-18]. El proceso de PIRT que se ha utilizado en esta tesis sigue los pasos de la metodología habitual en el desarrollo de PIRT, [Wil-98], Figura 2.82. Estos pasos son:

- 1.- Se selecciona el diseño de la planta y la secuencia a estudio.
- 2.- Se incluyen todos los parámetros que se creen de interés para el análisis.
- 3.- Se identifica y recopila toda la información disponible sobre la secuencia, tales como experimentos, análisis PSA/DSA y análisis de sensibilidad.
- 4.- Se definen los procesos básicos de mayor interés para la secuencia.
- 5.- La secuencia se divide en las fases convenientes según los procesos de mayor interés descritos en el paso anterior.
- 6.- Se identifican los sistemas y componentes de la planta seleccionada para los que posteriormente se analicen los fenómenos que se producen en los mismos. En la metodología del desarrollo de los PIRT se incluyen ciertos componentes según el diseño de la planta.
- 7.- Se analiza la propuesta de los candidatos a fenómenos importantes para la secuencia por cada fase y componente.
- 8.- Una vez analizados todos los fenómenos en cada fase, componente y secuencia se le asigna un rango de importancia que normalmente varía entre alta y baja.
- 9.- Se verifican algunos de los fenómenos que previamente no se habían tenido en cuenta en los análisis de sensibilidad. El nivel de importancia de los mismos no estaba suficientemente definido.
- 10.- Se obtiene el PIRT definitivo y se documenta.

La aplicación de la metodología se ha desglosado en tres secciones:

- Sección 2.5.1, pasos 1 a 6.
- Sección 2.5.2, Paso 7.
- Sección 2.5.3, pasos 8 a 10.

Figura 2.82: Metodología del proceso para la obtención de un PIRT, [Wil-98]

2.5.1. PIRT-ATWS, pasos 1 a 6. Datos, procesos, fases y estructura

La aplicación de los primeros seis pasos de la metodología se pueden realizar y describir de manera compacta y se describen a continuación,

- 1.- El diseño de planta seleccionado es W-3L y la secuencia a estudio LONF-ATWS.
- 2.- En el análisis de LONF-ATWS los parámetros de interés son: la presión del RCS y la potencia.
- 3.- Se ha recopilado la información disponible sobre ATWS correspondiente a los experimentos realizados en instalaciones experimentales (Capítulo 1, Tabla 1.10), análisis de PSA/DSA (Capítulo 1) y análisis de sensibilidad (Secciones 2.2 y 2.3). También se ha analizado la única referencia relativa a un PIRT de ATWS [KIN-08], cuyo resumen se incluye en el Anexo B.
- 4.- La secuencia LONF-ATWS presenta varios procesos de alto nivel que ocurren antes o después del máximo de la presión:
 - Disminución de la transferencia de calor primario-secundario debido a la pérdida de MFW
 - Calentamiento del moderador debido al LONF-ATWS
 - Presurización de primario, consecuencia de los procesos anteriores
 - Disminución de la potencia por la acción de las realimentaciones
 - Enfriamiento del moderador por el efecto combinado de la disminución de la potencia, el alivio de vapor a través del PZR, la inyección de HPSI y la refrigeración mediante los SGs.
- 5.- Con la ayuda de los procesos seleccionados en la secuencia LONF-ATWS se han definido dos fases: Fase anterior y fase posterior al pico de presión denominadas AP (After peak) y BP (Before peak). Cabe resaltar que estas fases se verán reflejadas en la estructura de PIRT (paso 6), así como en el análisis de cada fenómeno según la fase en la que se encuentre el transitorio.
- 6.- La estructura del PIRT parte de los componentes de la planta que incluyen los fenómenos importantes, en este aspecto, tal y como se vió en el inicio de esta sección, se han recopilado las referencias de análisis de PIRT en la Tabla 2.24 con el objetivo de comparar las estructuras típicas de los PIRT y a partir de dicha información obtener una estructura para el PIRT de ATWS. La estructura elegida sigue las referencias [KIN-08] y [Yar-11], Tabla 2.25.

Esta primera fase de la metodología ha permitido definir el problema a tratar, desglosar la secuencia en procesos de alto nivel y principalmente obtener una primera estructura del PIRT. A continuación, en la siguiente sección se procede a proponer los candidatos a fenómenos importantes.

Tabla 2.24: Referencias de análisis de PIRT

Referencias	Tipo CN	Secuencias
[HWA-12]	VHTR	Thermal Fluids
[Yar-11]	BWR	ATWS en MELLA+
[Pal-10]	BWR/2-6 y ABWR	Transitorios rápidos y ATWS
[Bal-08]	HTGR, GT-MHR y PBMR	Operación normal y transitorios (incluyendo ATWS)
[KIN-08]	PWR	LBLOCA, SBLOCA, MSLB, SGTR y ATWS
[Son-04]	APR-1400	MSLB
[Gre-01]	PWR	ATWS, MSLB, LONF, Loss of heat sink, SBO, Reactivity disturbance y Overcooling
[Sco-01]	BWR	Power Oscillations + ATWS
[Wes-01]	AP100 y AP600	LBLOCA, SBLOCA, Non-Loca (incluyendo ATWS) y Contención
[Kro-98]	SBWR	MSLB, BDLB y GDLB
[Wil-98]	PWR, AP600 y SBWR	LOCA
[Wil-97]	AP600	SBLOCA, MSLB y SGTR
[NRC-88]	PWR y BWR	LOCA

Tabla 2.25: Propuesta de estructura de PIRT para LONF- ATWS (pasos 5 y 6)

System	Process/Phenomena	Importance	
		BP	AP
CORE			
VESSEL			
Pressurizer			
Steam Generator			
SIS			

2.5.2. PIRT-ATWS, paso 7. Propuesta de los candidatos a fenómenos importantes

En este paso se analiza la propuesta de los candidatos a fenómenos importantes para la secuencia de ATWS en cada fase (fases en el paso 5). Para realizar este paso y el anterior se han recopilado las referencias de análisis de PIRT, Tabla 2.24, con el objetivo de comprender que tipos de fenómenos suelen incluirse en los PIRT. Los fenómenos propuestos para el PIRT de LONF- ATWS son:

- Realimentación por temperatura del combustible
- Realimentación del moderador
- Realimentación del boro
- Realimentación de la fracción de huecos
- Efecto de las realimentaciones 3D
- Transferencia de calor de la barra de combustible
- Liberación de la energía almacenada en el combustible
- Calentamiento del moderador
- Ebullición, incluyendo el flashing
- Balance de potencia
- Calor residual
- Ebullición en el PZR
- Liberación de masa y energía a través de las PZR-PORVs y PZR-SVs, incluyendo el caudal crítico
- Disparo de las RCPs
- Transferencia de calor de primario-secundario, incluyendo el secado de los tubos y el inventario inicial de los SGs
- Liberación de masa y energía a través de las SG-PORVs y, SG-SVs, turbina y de las válvulas de alivio al condensador incluyendo el caudal crítico
- Cierre de las MSIV
- Inyección del HPSI
- Inyección de boro

A continuación se incluye la descripción de cada fenómeno, la relación que guarda con los análisis de sensibilidad (Sección 2.3), si está presente en los test realizados en instalaciones experimentales, Tabla 1.10 y si es un fenómeno que se incluye en análisis DSA/PSA. Cabe resaltar que estos candidatos a fenómenos importantes están incluidos en varias referencias de PIRTs realizados previamente, Tabla 2.26. Dicha descripción es:

■ **Realimentación por temperatura del combustible:**

- Este fenómeno tiende a estabilizar la potencia del reactor compensando las realimentaciones debidas a la temperatura del moderador y la fracción de huecos. Es un fenómeno que se encuentra en la mayoría de las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26.
- La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A8) y también ha sido analizada en algunas referencias (caso S6, Tabla 2.4). Los casos A8/S6 son de HS en BP y LS en AP. Además es un fenómeno que ha sido indicado como importante en el conjunto de experimentos realizados, Tabla 1.10.
- Por último cabe mencionar que este fenómeno no está incluido de forma explícita en ningún cabecero del ET-ATWS. Sin embargo, se incluye la hipótesis de coeficiente de temperatura del combustible de principio de ciclo en los análisis DSA.

■ **Realimentación del moderador:**

- Es un fenómeno que tiene gran influencia a lo largo del transitorio, ya que afecta fuertemente a la evolución de la potencia. Es un fenómeno que se encuentra en la mayoría de las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26. También cabe mencionar que el fenómeno de **diseño de ciclo de combustible** se tiene en cuenta en cuatro de las referencias de PIRT consultadas, sin embargo el impacto principal del mismo está recogido en las realimentaciones.
- La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A8) y también ha sido analizada exhaustivamente en muchas referencias (caso S6, Tabla 2.4). Los casos A8/S6 son de HS en BP y LS en AP. Además es un fenómeno que ha sido indicado como importante en el conjunto de experimentos realizados, Tabla 1.10.
- Por último cabe mencionar que este fenómeno está incluido en el cabecero MT del ET-ATWS y que es determinante para el resto de los criterios de éxito, se analiza con mayor detalle en el Capítulo 3. Además, este parámetro en los análisis DSA está en el rango -14.5 a -12.5 pcm/K, es decir MTC de principio de ciclo.

■ **Realimentación del boro:**

- El impacto de este fenómeno en la fase AP se puede deducir del efecto de la inyección del HPSI con boro debido al alto valor de reactividad negativa en el reactor, provocando la subcriticidad del mismo. Es un fenómeno que se encuentra en cuatro de las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A7), pero no ha sido analizada previamente. El caso A7 es de LS en BP y HS en AP. Además es un fenómeno que ha sido indicado como importante en el conjunto de experimentos realizados, Tabla 1.10.
 - Por último cabe mencionar que este fenómeno está incluido en el cabecero EB del ET-ATWS.
- **Realimentación de la fracción de huecos:**
- Este fenómeno provoca una reducción de la potencia en la fase AP. Se encuentra en cinco de las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad de este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A8-V0), pero no se encuentra en referencias previas. En el caso particular A8 es de LS en BP y LS en AP. Además es un fenómeno que ha sido indicado como importante en el conjunto de experimentos realizados, Tabla 1.10.
 - Por último cabe mencionar que este fenómeno no está incluido de forma explícita en ningún cabecero del ET-ATWS ni se incluye de manera específica dentro de las hipótesis de los análisis de DSA.
- **Efecto de las realimentaciones 3D:**
- Es un fenómeno que tiene gran influencia a lo largo del transitorio, ya que afecta fuertemente a la evolución de la potencia. Se encuentra en una de las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad de este fenómeno no se ha analizado con TRACE, pero existen dos referencias, [Hil-13] y [Ive-06], en las cuales se incorpora dicho fenómeno y se observa la gran variación de potencia y presión, debido a este efecto.
 - Por último cabe mencionar que este fenómeno no está incluido de forma explícita en ningún cabecero del ET-ATWS ni se incluye de manera específica dentro de las hipótesis de los análisis de DSA.
- **Transferencia de calor de la barra de combustible:**
- Aunque la transferencia de calor es adecuada durante toda la secuencia por estar refrigerado en todo momento, se observa que si la transmisión de calor varía provoca un impacto sobre el calor almacenado en las barras y por tanto es un fenómeno importante en las dos fases. Es un fenómeno que se encuentra en seis de las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A10-H3), pero no ha sido analizado previamente. El caso H3 es de LS en BP y AP. Además es un fenómeno que se ha visto que es importante en diversos experimentos realizados en las instalaciones LOFT y ROSA, Tabla 1.10.

- Por último cabe mencionar que este fenómeno no está incluido de forma explícita en ningún cabecero del ET-ATWS ni se incluye de manera específica dentro de las hipótesis de los análisis de DSA.
- **Liberación de la energía almacenada en el combustible:**
 - Este fenómeno provoca que el incremento de la presión sea mayor o menor según el calor inicial que se encuentre almacenado en el combustible, reflejándose en las temperaturas del mismo. Es un fenómeno que se encuentra en todas las referencias de PIRT consultadas excepto en [Gre-01], Tabla 2.26.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A10-H2) mediante la variación de la conductancia del huelgo, pero no ha sido analizada previamente. El caso H2 es de HS en BP y LS en AP. Además, se vio que no afecta a la transferencia de calor de la barra de combustible, Figura 2.68.
 - Por último cabe mencionar que este fenómeno no está incluido de forma explícita en ningún cabecero del ET-ATWS ni se incluye de manera específica dentro de las hipótesis de los análisis de DSA.
- **Calentamiento del moderador:**
 - Este fenómeno, independientemente de su impacto como realimentación neutrónica, produce una dilatación del líquido aumentando el nivel que a su vez provoca el aumento de presión en el primario y por tanto el transitorio de apertura/cierre de válvulas y así mismo el máximo de presión en el RCS. Es un fenómeno que se encuentra en dos de las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado en el caso base con TRACE en el que se observa una dilatación del líquido reflejado en el nivel del PZR, como se ha mencionado anteriormente. Por ello, se ha considerado que es de MS en BP y LS en AP. Además es un fenómeno que se ha visto que es importante en diversos experimentos realizados en las instalaciones LOFT, LOBI y LV400, Tabla 1.10.
 - Por último cabe mencionar que este fenómeno no está incluido de forma explícita en ningún cabecero del ET-ATWS ni se incluye de manera específica dentro de las hipótesis de los análisis de DSA.
- **Ebullición incluyendo el flashing:**
 - Este fenómeno ocurre después del pico de presión, produciendo un cierto efecto independientemente de la realimentación neutrónica en el RCS que hace alcanzar la condición de cavitación en las RCPs. Es un fenómeno que se encuentra en cinco las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado en el caso base con TRACE, Figura 2.23, pero no ha sido analizada previamente. Por ello, se ha considerado que es de LS en BP y MS en AP. Además es un fenómeno que se ha visto que es importante en diversos experimentos, Tabla 1.10.

- Por último cabe mencionar que este fenómeno no está incluido de forma explícita en ningún cabecero del ET-ATWS ni se incluye de manera específica dentro de las hipótesis de los análisis de DSA.
- **Balance de potencia:**
- Este fenómeno corresponde al desequilibrio provocado entre la potencia generada y la capacidad de refrigerar vía secundario. Es decir, cuanto mayor es la potencia la temperatura media es más alta, mayor el calor almacenado y mayor el desequilibrio de las potencias generada y refrigerada. A su vez, la potencia se incluye dentro de los fenómenos de la energía almacenada, la transferencia de calor primario-secundario y el diseño del ciclo. Es un fenómeno que se encuentra en dos de las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A9) y también ha sido analizada en una referencia (caso S7, Tabla 2.4) Los casos A9/S7 son de HS/HS en BP y MS/– en AP. Además es un fenómeno que ha sido indicado como importante en todo el conjunto de experimentos realizados, Tabla 1.10.
 - Por último cabe mencionar que este fenómeno está incluido en el ET-ATWS como parte de varios cabeceros (TT y BA). Además, se incluye la hipótesis de no dar crédito al SCRAM en los análisis DSA.
- **Calor residual:**
- Este fenómeno proviene del decaimiento de los actinidos y los productos de fisión, reflejándose en la potencia. Es un fenómeno que se encuentra en la mayoría de las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26. En las referencias se muestra separado tanto de la potencia como de el almacenamiento de la energía.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A9-P4) mediante el cambio de calor residual en el modelo TRACE y también ha sido analizada en una referencia (caso S11, Tabla 2.4) Los casos A9/S11 son de LS/LS en BP y LS/– en AP.
 - Por último cabe mencionar que este fenómeno no está incluido de forma explícita en ningún cabecero del ET-ATWS ni se incluye de manera específica dentro de las hipótesis de los análisis de DSA.
- **Ebullición en el PZR:**
- Este fenómeno se presenta en la fase AP y es debido al transporte de los huecos a través del caudal de vapor que entra al PZR desde la surge line. Es un fenómeno que se encuentra en una de las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado en el caso base con TRACE, Figuras 2.20 a 2.25, pero no ha sido analizado previamente. Por ello, se ha considerado que es de LS en BP y MS en AP.

- Por último cabe mencionar que este fenómeno no está incluido de forma explícita en ningún cabecero del ET-ATWS ni se incluye de manera específica dentro de las hipótesis de los análisis de DSA.
- **Liberación de masa y energía a través de las PZR-PORVs y PZR-SVs incluyendo el caudal crítico:**
 - Este fenómeno incluye la capacidad y el caudal crítico de las PZR-PORVs y PZR-SVs. El caudal crítico es el fenómeno que limita el caudal que son capaces de descargar las válvulas. Es un fenómeno que se encuentra en una de las referencias de PIRT consultadas, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A1) y también ha sido analizada en una referencia (caso S1, Tabla 2.4) Los casos A1/S1 son de HS/HS en BP y LS/– en AP. Además es un fenómeno que ha sido indicado como importante en todo el conjunto de experimentos realizados, Tabla 1.10.
 - Por último cabe mencionar que este fenómeno está incluido en el ET-ATWS, así como en los análisis de DSA como capacidad de alivio del primario.
- **Disparo de las RCPs.**
 - Este fenómeno domina el transitorio de presión y potencia según el instante de tiempo en el que se realice el disparo. Es decir, si ocurre en la fase BP provoca una bajada muy acusada del pico de presión en contraposición de si se realiza en la fase AP, en la cual se observa una variación intermedia de la potencia. Es un fenómeno que se encuentra en un amplio conjunto de referencias sobre PIRTs, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A11) y también ha sido analizada en varias referencias (caso S12, Tabla 2.4). Los casos A11/S12 son de HS/LS en BP y LS/MS en AP, las diferencias en sensibilidad entre los análisis previos y los resultados de TRACE se encuentran en que en TRACE se ha tenido en cuenta el disparo anterior al pico de presión. Además es un fenómeno que ha sido indicado como importante en todo el conjunto de experimentos realizados, Tabla 1.10.
 - Este fenómeno no guarda relación con los cabeceros del ET. Sin embargo, en los análisis de DSA se suelen tener en cuenta como disparo manual en condiciones indicativas de cavitación.
- **Transferencia de calor de primario- secundario incluyendo el secado de los tubos y el inventario inicial de los SGs.**
 - Éste fenómeno es importante a partir de la degradación de la transmisión de calor de primario- secundario, debido al secado de los tubos, que depende a su vez del inventario inicial de los generadores de vapor así como la falta de aporte de inventario a través del FW o del AFW. Es un fenómeno que se encuentra en cinco referencias sobre PIRTs, Tabla 2.26.

- La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (casos A2 y A10) y también ha sido analizada en una referencia (caso S8, Tabla 2.4). Los casos A2,A10/S2,S8 son de HS,LS/HS,LS en BP y MS,LS/HS,— en AP, este resultado permite confirmar que en este fenómeno es más sensible el caso A2 (retraso o fallo parcial o total del sistema AFW). Además es un fenómeno que ha sido indicado como importante en todo el conjunto de experimentos realizados, Tabla 1.10.
 - Este fenómeno no guarda relación con los cabeceros del ET, ya que solo se considera como posible actuación manual por tener al máximo de presión. Tampoco se tiene en cuenta en el análisis de DSA.
- Liberación de masa y energía a través de las SG-PORVs, SG-SVs, turbina y de las válvulas del condensador incluyendo el caudal crítico.
- Las válvulas en el secundario permiten que se alivie vapor. Este fenómeno incluye la capacidad de las válvulas y el caudal crítico de las SG-PORVs, SG-SVs y de las válvulas del condensador. La capacidad de las válvulas de turbina es el fenómeno que afecta al inventario de vapor que puede perderse al no disparar la turbina. El caudal crítico es el fenómeno que limita el caudal que son capaces de descargar las válvulas. Es un fenómeno que se encuentra en cinco referencias sobre PIRTs, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (casos A3, A4 y A5) y también ha sido analizada en varias referencia (casos S3, S4 y S5, Tabla 2.4). Los casos A3,A4,A5/S3,S4,S5 son de HS,MS,MS/HS,—,MS en BP y LS,LS,MS/—,—,MS en AP, este resultado permite confirmar que en este fenómeno es más sensible el caso A3 (retraso o fallo del TT). Además es un fenómeno que se ha visto que es importante en diversos experimentos realizados en las instalaciones LOFT, ROSA, PACTEL y PMK, Tabla 1.10.
 - Este fenómeno están incluidos en los cabeceros TT y SF del ET, así como también se incluye en los análisis de DSA como capacidad de alivio del secundario y a través del TT incluido en el sistema de actuación del AMSAC.
- Cierre de las MSIV
- Este fenómeno puede provocar un cambio en el transitorio en cuanto a la despresurización e inyección de inventario en el primario, siendo dependientes del cierre a través de la señal de aislamiento bajo la condición de disminución de la presión en el secundario por debajo del setpoint. Además, en el caso de no cerrar, se provocaría flashing en las líneas del FW y en la entrada de inventario en los SGs modificando el transitorio, como se indica en la referencia [Pos-98]. Es un fenómeno que se encuentra en una referencias sobre PIRTs, Tabla 2.26.
 - La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado en el caso base con TRACE, Figura 2.21 se ha analizado con TRACE (caso A5), pero no ha sido

analizada en referencias previas. El caso A5 es de LS en BP y MS. Además es un fenómeno que se ha visto que es importante en la instalación experimental ROSA analizada, Tabla 1.10.

- Este fenómeno está incluido en el cabecero SF del ET. Además se tiene en cuenta en los análisis de DSA mediante la disponibilidad del alivio al condensador, puesto que sin el sistema de alivio al condensador el aislamiento de las MSL se atrasaría y el calentamiento del primario sería menor.

■ Inyección del HPSI

- Este fenómeno introduce en el primario cierta cantidad de inventario pudiendo tener efectos como la producción de ebullición en el RCS por temperatura (al ser más fría) y efectos en las realimentaciones aunque leves en el transitorio. Es un fenómeno que se encuentra en cuatro referencias sobre PIRTs, Tabla 2.26.
- La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A6), pero no ha sido analizada en referencias previas. El caso A6 es de LS en BP y HS en AP. Además es un fenómeno que se ha visto que es importante en las instalaciones experimentales LOFT y PMK, Tabla 1.10.
- Este fenómeno está incluido en el cabecero EB del ET. Además se tiene en cuenta en los análisis de DSA de forma que no se tiene en cuenta la inyección del SIS.

■ Inyección de boro

- Este fenómeno se refleja en la realimentación del boro y la inyección del HPSI con boro. Es un fenómeno que se encuentra en dos referencias sobre PIRTs, Tabla 2.26.
- La sensibilidad a este fenómeno se ha analizado con TRACE (caso A7), pero no ha sido analizada en referencias previas. El caso A7 es de LS en BP y HS en AP.
- Este fenómeno está incluido en el cabecero EB del ET. Además se tiene en cuenta en los análisis de DSA de forma que no se tiene en cuenta la inyección de boro.

Una vez seleccionados los fenómenos y analizada la información disponible sobre los mismos será posible asignar y verificar los niveles de importancia de cada fenómeno. Estas tareas se describen en la siguiente sección.

Tabla 2.26: Candidatos de posibles fenómenos importantes propuestos para LONF-ATWS y PIRTs en los que se han incluido previamente.

Process/Phenomena	PIRTs References
Fuel temperature feedback	[Gre-01], [Sco-01], [Pal-10], [Yar-11], [Son-04], [KIN-08], [Wes-01], [Bal-08], [HWA-12]
Moderator feedback	[Gre-01], [Sco-01], [Pal-10], [Yar-11], [Wil-97], [Son-04], [KIN-08], [Wes-01], [Bal-08], [HWA-12]
Boron reactivity feedback	[Gre-01], [Pal-10], [Wil-97], [Wes-01]
Void reactivity feedback	[Gre-01], [Yar-11], [KIN-08], [Wes-01], [HWA-12]
3D feedback effects	[Yar-11]
Fuel cycle design	[Sco-01], [Pal-10], [Yar-11], [HWA-12]
Stored energy release (including fuel, gap and cladding)	[Kro-98], [Sco-01], [Pal-10], [Yar-11], [NRC-88], [Wil-97], [Son-04], [KIN-08], [Wil-98], [HWA-12]
Fuel Rod heat transfer	[Gre-01], [Kro-98], [Pal-10], [Son-04], [Wes-01], [Wil-97]
Moderator heating	[Sco-01], [Yar-11]
Voiding (including flashing)	[Kro-98], [Wil-97], [KIN-08], [Wes-01], [Wil-98]
Power Balance	[Kro-98], [Wil-97]
Decay heat	[Kro-98], [Gre-01], [Pal-10], [NRC-88], [Wil-97], [Son-04], [KIN-08], [Wes-01], [Bal-08], [HWA-12]
PZR voiding	[KIN-08]
PZR-PORVs and PZR-SVs mass and energy release (including critical flow)	[KIN-08]
RCPs trip, coastdown of RCPs, voiding in inlet of RPCs with natural circulation and resistance	[Gre-01], [NRC-88], [Wil-97], [Son-04], [KIN-08], [Wes-01], [Wil-98]
Primary to Secondary heat transfer (including tube dryout and initial SG inventory)	[Gre-01], [Wil-97], [Son-04], [KIN-08], [Wes-01]
SG-PORVs, SG-SV and steam dump mass/energy release (including critical flow)	[Gre-01], [Wil-97], [Son-04], [Pal-10], [KIN-08]
MSIV closure	[Son-04]
HPSI Injection	[Pal-10], [NRC-88], [Son-04], [KIN-08]
Boron injection	[Pal-10], [KIN-08]

Tabla 2.27: Propuesta de fenómenos importantes para el ATWS y su relación con los análisis de sensibilidad y experimentos

System	Phenomena	Sensitivity Cases	Sensitivity		Experimental Tests
			BP	AP	
VESSEL	Fuel temperature feedback	S6/A8	HS	LS	E1
	Moderator feedback	S6/A8	HS	LS	and
	Boron reactivity feedback	A7	LS	HS	E2
	Void reactivity feedback	S6/A8	LS	LS	
	3D feedback effects	A6	HS	-	-
	Fuel Rod heat transfer	S8/A10	LS	LS	E1 and E2
	Stored energy release (including fuel, gap and cladding)	S8/A10	HS	LS	-
	Moderator heating	BC	MS	LS	E1, E3 y E5
	Voiding (including flashing)	BC	LS	MS	E12
	Power Balance P-S	S7/A9	HS	MS	E1 to E12
RCS	Decay heat	S11/A9	LS	LS	-
	PZR voiding	BC	LS	MS	-
	PZR-PORVs and PZR-SVs mass and energy release (including critical flow)	S1/A1	HS	LS	E1, E2, E5, E6, E7, E8, E9 and E10
	RCPs trip, coastdown of RCPs, voiding in inlet of RPCs natural circulation and resistance	S12/A11	HS	LS	E1 to E12
Secondary	Primary to Secondary heat transfer (including tube dryout and initial SG inventory)	S2/A2, S8/A10	HS	MS	E1 to E12
	SG-PORVs, SG-SV and steam dump mass/energy release (including critical flow)	S4/A4	HS	LS	E6, E7 y E11
	MSIV closure	BC	LS	MS	E11 and E12
SIS	HPSI Injection	A6	LS	HS	E1, E2, E6, E7 and E9
	Boron injection	A7	LS	HS	E1, E2, E6, E7 and E9

2.5.3. PIRT-ATWS, pasos 8 a 10: Propuesta de PIRT

En esta última sección se describen los pasos 8 a 10, éstos incluyen el rango de importancia de cada fenómeno importante, confirmación del PIRT y la Tabla final de PIRT,

- 8.- El rango de importancia que se ha aplicado en este PIRT incluye HI (High Importance), MI (Medium Importance) y LI (Low Importance), Tabla 2.28. Este paso junto con el paso siguiente se ha aplicado en varias iteraciones que se detallan en el paso 9, ya que inicialmente algunos fenómenos no estaban incluidos en los análisis de sensibilidad.
- 9.- La confirmación de la importancia de los fenómenos de la propuesta de PIRT se ha realizado en varias iteraciones. Los casos realizados en diversas iteraciones han sido,
 - Realimentación por temperatura del combustible. Inicialmente se analizó el impacto del coeficiente de temperatura del combustible a lo largo del ciclo, con valores típicos de BOC, MOC y EOC (análisis A8) como parecía concluirse que era un fenómeno de gran importancia, se decidió realizar el caso D3 (análisis A8) en el que el coeficiente de temperatura del combustible tiene un valor nulo, confirmando que éste fenómeno presenta un gran impacto en la fase BP.
 - Realimentación de la fracción de huecos. En el caso V0 (análisis A8) se ha analizado el impacto de la realimentación de la fracción de huecos dejando a cero el valor del coeficiente de fracción de huecos, con ello se vió que este fenómeno tiene un impacto pequeño en ambas fases.
 - La transferencia de calor de la barra de combustible y la liberación de la energía almacenada en el combustible se analizaron con el caso H2 (análisis A10). En los resultados de este caso se observa que el impacto de la variación del valor de la conductancia del huelgo es alto con respecto al máximo de presión (BP) y en consecuencia a la energía almacenada. Sin embargo, se aprecia que la variación de la transferencia de calor de la barra de combustible es pequeña en BP y AP.
 - Balance de potencia y calor residual. En los casos P3 y P4 (análisis A9) se analizaron estos fenómenos importantes, donde se concluyó que el balance de potencia genera un gran impacto a diferencia de la variación del calor residual el cual no genera impacto alguno para BP y AP.
 - Disparo de las RCPs. En un primer análisis el disparo de las RCPs se realizaba posteriormente al máximo de presión bajo la condición DSA o siguiendo los POEs. Sin embargo, al creer que es un fenómeno importante se decidió analizar los casos R4 a R8 (análisis A11) correspondientes al disparo anterior al máximo de la presión de las RCPs, confirmando el gran impacto que este fenómeno genera en la fase BP.
 - Transferencia de calor de primario-secundario. Este fenómeno importante se analizó con el caso H3 (análisis A10) en el que se vió que no generaba gran impacto en ambas fases.

- 10.- El PIRT propuesto para la secuencia LONF-ATWS se muestra en la Tabla 2.29. En la primera columna se identifican los sistemas a los que pertenece cada fenómeno, en la segunda se nombra el fenómeno importante y en las dos últimas las importancias alta o media por cada fase.

El PIRT de LONF-ATWS muestra que los fenómenos importancia alta en las fases BP y AP son aquellos relacionados con la reactividad y la energía almacenada del núcleo, el calentamiento del moderador en la vasija, el alivio de masa y energía tanto en el primario (a través de las válvulas del PZR) como por el secundario (a través de las válvulas de los SGs). En cuanto al disparo de las RCPs cabe mencionar que es importante en la fase BP si el disparo de las RCPs se realiza en una fase temprana de la secuencia. Esto no sería posible salvo que el disparo fuera automático, cosa que no ocurre actualmente en este diseño. Por otro lado, los fenómenos de importancia alta en la fase AP son el aislamiento que en el caso de que no ocurriese el TT, sería la forma de mitigar y la inyección de boro que realiza la función de llevar a la planta a condiciones de RHR.

Este PIRT permite, entre otras aplicaciones:

- Entender con mayor detalle la fenomenología de la secuencia LONF-ATWS.
- Seleccionar los parámetros inciertos de la secuencia LONF-ATWS para el análisis BEPU.
- Proponer nuevos experimentos.
- Comprender el impacto de las hipótesis para DSA.
- Proponer modificaciones en los POEs relacionados con la secuencia de ATWS.

Tabla 2.28: Propuesta de fenómenos importantes para el ATWS con rango de importancia, su relación con los análisis de sensibilidad y experimentos

System	Phenomena	Sensitivity Cases	Sensitivity		Experimental Tests	Importance	
			BP	AP		BP	AP
VESSEL	Fuel temperature feedback	S6/A8	HS	LS	E1	HI	HI
	Moderator feedback	S6/A8	HS	LS	and	HI	HI
	Boron reactivity feedback	A7	LS	HS	E2	LI	HI
	Void reactivity feedback	S6/A8	LS	LS		LI	MI
	3D feedback effects	A6	HS	-	-	HI	LI
	Fuel Rod heat transfer	S8/A10	LS	LS	E1 and E2	MI	MI
	Stored energy release (including fuel, gap and cladding)	S8/A10	HS	LS	-	HI	LI
	Moderator heating	BC	BC	BC	E1, E3, E5	HI	HI
	Voiding (including flashing)	BC	LS	MS	E12	LI	MI
	Power Balance P-S	S7/A9	HS	MS	E1 to E12	HI	MI
RCS	Decay heat	S7/A9	LS	LS	-	LI	LI
	PZR voiding	BC	LS	MS	-	LI	MI
	PZR-PORVs and PZR-SVs mass and energy release (including critical flow)	S1/A1	HS	LS	E1, E2, E5, E6, E7, E8 and E9	HI	HI
	RCPs trip, coastdown of RCPs, voiding in inlet of RCPs natural circulation and resistance	S11/A11	HS	LS	E1 to E12	HI	MI
Secondary	Primary to Secondary heat transfer (including tube dryout and initial SG inventory)	S2, S9/A2, S8/A10	HS	MS	E1 to E12	MI	MI
	SG-PORVs, SG-SV and steam dump mass/energy release (including critical flow)	S4/A4	HS	LS	E6, E7 and E11	HI	MI
	MSIV closure	BC/A5	LS	MS	E11 and E12	LI	HI
SIS	HPSI Injection	A6	LS	HS	E1, E2, E6, E7 and E9	LI	MI
	Boron injection	A7	LS	HS		LI	HI

Tabla 2.29: Propuesta de PIRT para LONF- ATWS

System	Process/Phenomena	Importance	
		BP	AP
CORE	Fuel temperature feedback	HI	HI
	Moderator feedback	HI	HI
	Boron reactivity feedback	LS	HI
	Void reactivity feedback	LS	MI
	3D feedback effects	HI	
	Fuel Rod heat transfer	MI	MI
	Stored energy release (including fuel, gap and cladding)	HI	LS
VESSEL	Moderator heating	HI	HI
	Voiding (including flashing)	LS	MI
	Power Balance P-S	HI	MI
	Decay heat	LS	LS
Pressurizer	PZR voiding	LS	MI
	PZR-PORVs and PZR-SVs mass and energy release (including critical flow)	HI	HI
Pumps	RCPs trip, coastdown of RCPs, voiding in inlet of RPCs natural circulation and resistance	HI	MI
Steam Generator	Primary to Secondary heat transfer (including tube dryout and initial SG inventory)	MI	MI
	SG-PORVs, SG-SV, turbine and steam dump mass/energy release (including critical flow)	HI	HI
	MSIV closure	LS	HI
SIS	HPSI Injection	LS	MI
	Boron injection	LS	HI

2.6. Conclusiones del capítulo

El objetivo principal de este Capítulo ha sido analizar la fenomenología de la secuencia LONF-ATWS. El estudio se ha dividido en dos partes, por un lado un análisis de sensibilidad que engloba tanto análisis previos como los realizados con TRACE, en los que se incluye la aplicación de los Dominios de Daño (Impacto del uprate y la optimización del AMSAC), y por otro una propuesta de PIRT para LONF-ATWS. En resumen, las principales conclusiones obtenidas han sido:

- Se han ampliado y verificado con el código TRACE los casos de los análisis de las referencias. De estos análisis se concluye que los casos HS son: En la fase BP los relacionados con el alivio del RCS (A1, A2, A3 y A8), la potencia (A9), la conductancia del huelgo (A10) y disparo de las RCPs (A11) y en la fase AP los casos relacionados con el enfriamiento a largo plazo (A6 y A7).
- Se ha realizado una aplicación de los DD con la que se ha obtenido el impacto de la potencia y MTC así como la optimización de los tiempos de actuación del AMSAC. Del resultado del análisis del DD se tiene una visión global del margen de seguridad que las plantas pueden llegar a tener a la hora de aumentar la potencia. Asimismo, cabe resaltar que los valores críticos de MTC en los casos DSA tienen alto margen de seguridad al 100 % de potencia que van perdiendo conforme se aumenta la potencia.
- Se ha aplicado la metodología típica de PIRT para la obtención de un PIRT para la secuencia de ATWS. El PIRT propuesto permite realizar diversas aplicaciones como entender la fenomenología de la secuencia, seleccionar parámetros inciertos de la misma para el análisis BEPU, proponer nuevos experimentos, comprender el impacto de las hipótesis para DSA y proponer modificaciones en los POEs relacionados con la secuencia.

Capítulo 3

Análisis de secuencias ATWS en el Análisis Probabilista de Seguridad

Índice

3.1. Análisis de los Árboles de sucesos de ATWS para PWR-W .	156
3.1.1. Análisis de los cabeceros de los ETs de ATWS	161
3.1.2. Análisis de los CEs de los ETs de ATWS	162
3.2. Árbol de sucesos genérico para secuencias ATWS	167
3.2.1. Descripción de las secuencias del GET de ATWS	170
3.2.2. Verificación de los CEs del GET de ATWS al 100 % y 110 % .	173
3.2.3. Relajación de los CEs del árbol de ATWS	184
3.3. Análisis de fiabilidad humana para secuencias de ATWS . . .	185
3.3.1. Acciones humanas de ATWS para PWR-W	187
3.4. Análisis de datos y cuantificación para secuencias de ATWS	194
3.4.1. Probabilidad de fallo de componentes genéricos	194
3.4.2. Conjuntos mínimos de fallo y probabilidad de fallo de cada ca- becero	196
3.4.3. Comparación de las probabilidades de fallo de los sistemas . . .	201
3.4.4. Cuantificación del GET de ATWS	202
3.5. Conclusiones del capítulo	205

En el presente capítulo se realiza un análisis de varios PSA/IPE y modelos SDP de la secuencias de ATWS de PWR-W, de forma que permite extraer los cabeceros y CE que se incluirán en un árbol de sucesos genérico (GET) para ATWS. Para cada cabecero del GET para ATWS se analizan y verifican tanto los CE como el impacto del uprate en los mismos. A partir de la propuesta de GET para ATWS se realiza el análisis de fiabilidad humana para ATWS permitiendo obtener la propuesta de GET con POEs y la propuesta de acciones humanas que se incluyen en el mismo

junto con la probabilidad de fallo de las mismas mediante la metodología SPAR-H de la NRC. Por último, se cuantifica el GET para ATWS con los datos recopilados de la bibliografía.

3.1. Análisis de los Árboles de sucesos de ATWS para PWR-W

En esta sección se muestra un resumen del análisis detallado de los ETs de los PSA/IPE y SDP de un amplio conjunto de plantas para la secuencia de ATWS. A modo de ejemplo se muestran tres árboles de sucesos de diversas fuentes para la secuencia de ATWS, Figuras 3.1 a 3.3. El conjunto de los ETs analizados se incluye en el Anexo C.

En primer lugar, se recopiló información de los ETs y los cabeceros de las plantas que se muestran en la Tabla 3.1. Un análisis más detallado de cada caso se incluye en el Anexo C. Posteriormente, se analizaron tanto los ET como los cabeceros para la secuencia ATWS obtenidos de la bibliografía y se puso en común la correspondencia entre ellos. Por cada cabecero se realizó un análisis comparativo de sus CEs obteniendo una primera visión global de los mismos.

El análisis realizado se ha desglosado en dos secciones. En la primera sección se resume el conjunto de cabeceros encontrados en los distintos APS y cuales de ellos son más habituales. En la segunda sección se analizan de manera detallada los CEs de los cabeceros seleccionados.

Tabla 3.1: Referencias de PSA con información sobre secuencias de ATWS

Planta	Tipo	Referencia
Surry	W-3L	[SNL-90]
Curso de EPRI	W-4L	[EPRI-11]
Harris Unit 1	W-3L	[NRC-08]
North Anna	W-3L	[NAN-90]
Braidwood	W-4L	[Dic-95]
Ulchin 3&4	W-2L	[KAE-08]
Indian Point	W-4L	[New-94]
Summer	W-3L	[SCE-93]
Zion	W-4L	[INL-90]
NUREG-1780	PWR	[Rau-03]
PWR Genérico	W-3L	[Hag-81]
SDP-PWR Genérico	W-2L	[NRC-07a]
SDP-Beaver-Valley	W-3L	[NRC-99]
SDP-Shearson Harris	W-3L	[NRC-00]
SDP-PWR Genérico	W-4L	[NRC-07b]
SDP-Callaway	W-4L	[NRC-01a]
SDP-Catawa	W-4L	[NRC-10]
SDP-Comanche Peak	W-4L	[NRC-01b]
SDP-Seabrook	W-4L	[NRC-01c]
SDP-Vogtle	W-4L	[NRC-01d]

Figura 3.1: Árbol de sucesos de ATWS (Curso de EPRI, [EPRI-11])

Figura 3.2: Árbol de sucesos de ATWS (Curso de Westinghouse, Harris Unit 1, [NRC-08])

Figura 3.3: ET de ATWS (modelo SDP de Beaver Valley, [NRC-99])

3.1.1. Análisis de los cabeceros de los ETs de ATWS

En el análisis realizado (Anexo C) se ha encontrado una correspondencia entre cabeceros de distintos ETs, siendo los cabeceros más comunes:

- **TT (Turbine Trip):** Disparo de turbina. Este cabecero representa la necesidad del disparo de turbina para altas potencias (en algunos casos mayores del 40 % de potencia nominal). Debido al poco tiempo disponible, no se le da crédito a la acción humana de apoyo asociada.
- **AF (Auxiliary Feed Water injection):** Evacuación de calor mediante el secundario. La función de extracción de calor del secundario requiere una capacidad de refrigeración mediante la inyección del AFW y de apertura de las válvulas de los SGs. Este cabecero presenta dos acciones humanas asociadas, por un lado el control de los SGs y por otro una acción de apoyo a las señales automáticas del sistema AFW a la cual no se le da crédito debido al poco tiempo disponible.
- **BA (Bleed Automático):** Alivio automático de presión del RCS. Esta función requiere la apertura de varias de las válvulas del PZR para el alivio de presión. Este cabecero no incluye ninguna AH de apoyo, ya que debido al poco tiempo disponible no se le da crédito.
- **EB (Emergency Boration):** Control de reactividad a largo plazo. La función de este cabecero es la reducción de potencia del reactor mediante la adición de reactividad negativa de ácido bórico. La acción humana asociada a este cabecero es la iniciación de la boración de emergencia que está contemplada en el POE FR-S.1.
- **PF (Primary Failure):** Integridad del primario. Esta función requiere que todos los caminos disponibles para la despresurización del primario deben cerrar de forma automática. La acción humana de apoyo asociada a este cabecero es el cierre de la válvula de bloqueo de las PZR-PORVs si alguna de las PZR-PORVs hubiera fallado al cierre.

Por otra parte, en la mayoría de los ETs de PSA/IPEs se incluyen los siguientes cabeceros:

- **MC (Moderator Temperature coefficient):** Valor crítico del coeficiente de temperatura del moderador junto con el valor típico de UET (1 %). En general el valor crítico es dependiente de planta, aunque en muchos casos se utilizan valores conservadores tomados de análisis genéricos.
- **SF (Secondary Failure):** Integridad del secundario. Esta función requiere que todos los caminos disponibles para la despresurización del secundario deben cerrar de forma automática.

- **HR (HPSI recirculation):** Recirculación de la inyección de seguridad a alta presión. Esta función representa la necesidad de disponer de la inyección de una bomba del HPSI conjuntamente con una bomba del LPSI y su cambiador de calor asociado aspirando desde el sumidero de la contención y descargando en las líneas de aspiración de las bombas del HPSI.
- **CS (Containment Sprays):** Rociado de la contención. Esta función representa la necesidad de disponer del rociado de la contención evitando el arranque del CSS (sistema de rociado de la contención) por alta presión en contención.
- Además, cabe resaltar que en diversos ETs se tiene en cuenta cabeceros correspondientes a la **introducción parcial o total en manual** de los bancos de control

Por último, cabe resaltar que otro cabecero que ocasionalmente se incluye en los ETs es la **actuación del MFW**.

3.1.2. Análisis de los CEs de los ETs de ATWS

Los CEs para la secuencia de ATWS incluyen tres funciones básicas de seguridad: la subcriticidad, el enfriamiento del núcleo y la integridad del primario (criterio de aceptación ASME nivel C).

A continuación, se realiza un análisis comparativo de los CE pertenecientes a diversas CCNN PWR 3L y 4L, Tabla 3.1 analizados previamente en el Anexo C. Dichos CEs se han agrupado en las Tablas 3.2 y 3.3, y se comparan a continuación:

MC Coeficiente de temperatura del moderador:

- En CN Surry y en algunos CCNN PWR-W 3L el valor crítico del MTC se estima en -12.6 pcm/K ($-7 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$) junto con un UET del 1 %, según NUREG-0460, [NRC-78] y acorde a los descrito en NUREG/CR-4550, [NRC-93].
- En otras CCNN PWR-W 3L el valor crítico del MTC se estima en -14.4 pcm/K ($-8 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$), con un UET del 1 %, según WCAP-8330, [Sal-74].

TT Disparo de turbina:

- Las CCNN North Anna, Indian Point, Shearon Harris y Comanche Peak requieren TT antes de un minuto (60 s).
- Las CCNN Summer, Beaver Valley, Callaway, Catawa, Seabrook y Vogtle, requieren TT como parte de la actuación del sistema AMSAC.
- En CN Surry y en otras CCNN PWR-W 3L se requiere TT antes de un minuto (60 s) si el MTC es mayor que -36 pcm/K ($-20 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$) o -39.6 pcm/K ($-22 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$) dependiendo de la planta.

Por último, en CN Zion el cabecero requiere TT o el cierre de MSIV.

AF Evacuación de calor mediante el secundario. Este cabecero requiere de un caudal de AFW muy similar para las plantas analizadas, pero difiere en el alivio del secundario:

- El de caudal de AFW es:
 - 1/1 TDP ó 2/2 MDP en CCNN North Anna, Surry y Zion ó 2/2 MDP en CCNN Indian Point, Beaver Valley, Callaway, Catawa, Seabrook, Shearon Harris y Comanche Peak, así como en otras CCNN PWR-W 3L.
- El CE del alivio del secundario es dependiente de planta:
 - En varias CCNN PWR-W 3L: Alivio mediante 5/6 SG-Vlvs por cada SG.
 - En CN genérica PWR 2L: Alivio mediante 1/4 SG-PORVs o 1/20 SG-SVs.
 - En CN genérica PWR-W 4L: Alivio mediante 1/1 SG-PORVs o 1/5 SG-SVs por cada SG.
 - En CN Comanche Peak: Alivio mediante 2/4 SG-PORVs o 6/12 SG-SVs.

BA Alivio de presión del primario: Éste cabecero muestra gran diversidad de CEs, las configuraciones encontradas han sido:

- En CN Surry es dependiente del cabecero MC,
 - Si el MTC está entre -12.6 pcm/K y -36 pcm/K se requiere 2/2 PZR-PORV + 2/3 PZR-SV ó 3/3 PZR-SV + cierre MSIV
 - No requiere alivio si el MTC es menor que -36 pcm/K
- En CCNN North Anna, Indian Point, Catawa y otras CCNN PWR-W 3L, la configuración es (2/2 PZR-PORV + 2/3 PZR-SV) ó (3/3 PZR-SV).
- En CN Summer es: 1/2 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV.
- En CN Zion es: (1/3 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV) ó (3/3 PZR-SV).
- En CN Catawa es: 2/3 PZR-PORV ó 3/3 PZR-SV.
- En CCNN Beaver Valley, Callaway, Seabrook, Shearon Harris, Comanche Peak y Genérica W-4L, el CE es 3/3 PZR-SV + 2/2 PZR-PORV.

EB Control de reactividad a largo plazo:

- 1 bomba de carga, común para todas las plantas.
- En CCNN North Anna, Summer, Surry e Indian Point sino requieren: Inserción de barras manualmente.
- En CCNN Indian Point, Zion, genérica W-4L y Votlge sino requieren: 1 bomba del sistema de ácido bórico.

- En CN Zion, el cabecero EB también incluye la realización de F&B: Iniciar inyección de seguridad antes de 25 min desde el inicio del transitorio y despresurizar el RCS por debajo de la consigna del sistema de inyección de alta presión usando las PZR-PORVs.

PF Integridad del primario:

- En CN Surry, se indica que la secuencia en la que el cabecero de alivio del primario falla se induciría LOCA y además se produciría la deformación plástica de las válvulas de las líneas de inyección.
- En CCNN Summer, North Anna y Catawba, se indica que el fallo al cierre de las válvulas del primario induciría un SBLOCA.

SF Integridad del secundario: Se tiene en cuenta la necesidad del cierre automático de todos los caminos de alivio del secundario. En CN Summer, se indica que el fallo llevaría a secuencias similares a MSLB.

Los resultados de esta comparación junto con los resultados obtenidos previamente permitirán una propuesta de delineación del ET genético junto con los ETs de los cabeceros MC, TT, AF, BA, EB, PF y SF en la siguiente sección.

Tabla 3.2: Criterios de éxito en APS/IPE y SDP de W-PWR

Cabecero	C.E. para W-3L	C.E. para W-4L
MC	[SNL-90]: MTC $< -12.6\text{pcm/K}$	Dependiente de planta
TT	[NAN-90], [NRC-00], [NRC-01b] y [New-94]: Necesario antes 1 min.	
	[SCE-93], [NRC-99], [NRC-01a], [NRC-10], [NRC-01c] y [NRC-01d]: Actúa por AMSAC	
	Sí MTC $> -36\text{pcm/K}$: Necesario antes 1 min., [SNL-90]	[INL-90]: Necesario TT o cierre MSIV
AF-AFW	[NAN-90], [SNL-90], [NRC-99], [NRC-01a], [NRC-10], [NRC-01c] [NRC-00], [NRC-01b] y [INL-90]: 1TDP ó 2/2MDP	
	[SCE-93]: 2 ramas en el árbol: 1/3 ó 3/3 bombas	[New-94] y [NRC-10]: 2/2 MDP
AF-SRV	Alivio mediante 5/6 SG-Vlvs por cada SG	[NRC-01b]: Alivio mediante 2/4 SG-PORVs o 6/12 SG-SVs
		[NRC-07b]: Alivio mediante 1/1 SG-PORVs o 1/5 SG-SVs por cada SG
BA	[SNL-90]: Si $-12.6\text{pcm/K} > \text{MTC} > -36\text{pcm/K}$: 2/2 PZR-PORV + 2/3 PZR-SV ó 3/3 PZR-SV + cierre MSIV [SNL-90]: Si $\text{MTC} > -12.6\text{pcm/K}$: no es posible alivio	[INL-90]: 3/3 PZR-SV ó 1/3 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV ó no es posible alivio
	[NAN-90]: 2/2 PZR-PORV + 2/3 PZR-SV + no en UET ó 3/3 PZR-SV + no en UET	[New-94] 2/2 PZR-PORV + 3/3PZR-SV
	[SCE-93]: 1/3 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV	[NRC-10]: 2/3 PZR-PORV ó 3/3 PZR-SV
EB	Común para todas: 1 bomba de carga	
	[SCE-93] y [SNL-90]: Inserción de barras manual ó 1 bomba de carga	[New-94]:Inserción de barras manual ó 1/2 bombas de ácido bórico y 1/3 bombas de carga [INL-90]: F&B (SI antes 25min. + open PZR-PORV) + 1/2 bombas de ácido bórico
PF	2/2PZR-PORV + 3/3PZR-SV cerradas	
SF	[SCE-93]: SG-PORVs + SG-SVs cerradas	

Tabla 3.3: Comparación de los CEs de otras plantas PWR-W 3L

Cabeceros	CN1	CN2	CN3
TT+MC	-14.4 pcm/K >MTC >-39.6 pcm/K [TT REQUERIDO]	-12.6 pcm/K >MTC >-36 pcm/K [TT REQUERIDO]	-12.6 pcm/K >MTC >-36 pcm/K [TT REQUERIDO]
	MTC <-39.6 pcm/K [TT NO REQUERIDO]	MTC <-36 pcm/K [TT NO REQUERIDO]	
AF-AFW	2/3 pumps AFW	2/3 pumps AFW (SinAIS) 3/3 pumps AFW (ConAIS)	2/3 pumps AFW
AF-SRV	15/18 SG-Vlvs	5/6 SG-Vlvs x SG	5/6 SG-Vlvs x SG (ConAIS)
			15/18 SG-Vlvs (SinAIS)
BA	2/3 PZR-SV + 2/2 PZR-PORV 6 3/3 PZR-SV	2/3 PZR-SV + 2/2 PORV-PZR 6 3/3 PZR-SV	2/3 PZR-SV + 2/ PZR-PORV 6 3/3 PZR-SV
EB	1CCP	1CCP	1CCP
PF	2/2 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV	2/2 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV	2/2 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV
SF	3/3 SG-PORV + 15/15 SG-SV CLOSED	3/3 SG-PORV + 15/15 SG-SV CLOSED + ISOLATED	3/3 SG-PORV + 15/15 SG-SV CLOSED

3.2. Árbol de sucesos genérico para secuencias ATWS

En base al estudio comparativo de los cabeceros y ETs para las plantas tipo PWR-W, se propone incluir los cabeceros MC, TT, AF, BA, EB, PF y SF en el ET genérico (GET) de ATWS, ver Figura 3.4. Los CEs para los cabeceros propuestos del GET ATWS, Tabla 3.4, se han obtenido a partir de los CE analizados en la sección anterior:

- **MC Coeficiente de temperatura del moderador.** Este cabecero corresponde al valor crítico del MTC en los casos fuera de UET. El CE seleccionado para éste cabecero corresponde al valor crítico más conservador de MTC ($MTC < -12.6$ pcm/K), [NRC-78], suponiendo que el UET es del 1 % (aunque realmente será un valor muy inferior al 1 % permitido en el DSA).
- **TT Disparo de turbina.** Este cabecero representa el requisito del TT. El CE para este cabecero es la necesidad del TT para todo el ciclo. Este cabecero no incluye ninguna AH de apoyo, ya que debido al poco tiempo disponible no se le da crédito.
- **AF Evacuación de calor mediante el secundario.** Este cabecero requiere la refrigeración mediante la inyección del AFW junto con la apertura de las válvulas de los SGs. En este cabecero se incluye dos sistemas: la inyección mediante el sistema de AFW, cuyo CE es de 2/3 bombas, y la extracción de calor a través del sistema de alivio del secundario, cuyo CE seleccionado inicialmente es de 5/6 válvulas por cada línea de SG.

Cabe resaltar que el CE para la inyección de AFW es común en la mayoría de las plantas, sin embargo el CE de la extracción de calor es muy diverso, en el CE propuesto se ha elegido el valor más conservador aunque se verificará posteriormente, Sección 3.2.2.

En este cabecero no incluye la AH de apoyo de arranque del AFW, ya que debido al poco tiempo disponible no se le da crédito. Sin embargo, se incluye la AH del control de nivel en los SGs con el sistema AFW. El tiempo disponible para realizar esta AH es de 20 minutos y siendo el tiempo requerido de 4 minutos.

- **BA Alivio de presión del RCS.** Este cabecero representa el requerimiento de la apertura de varias de las válvulas del PZR para el alivio de presión. El CE seleccionado para este cabecero es el más común en la mayoría de las plantas (3/3 PZR-SVs o 2/3 PZR-SVs + 2/2 PZR-PORVs). Este cabecero no incluye ninguna AH de apoyo, ya que debido al poco tiempo disponible no se le da crédito.
- **EB Control de reactividad a largo plazo.** Este cabecero corresponde a la reducción de la potencia del reactor mediante la adición de reactividad negativa de ácido bórico. El CE de éste cabecero es común en la mayoría de las plantas (1 bomba de carga).

Este cabecero incluye una AH de apoyo, contemplada en el paso 4 del POE FR-S.1 (iniciación de la boración de emergencia). El tiempo disponible para realizar esta AH es de 120 minutos y el tiempo requerido de 3 minutos.

- **PF Integridad del primario.** Este cabecero requiere que todos los caminos disponibles que hayan abierto en la despresurización del primario, cierren de forma automática. El CE de éste cabecero es cierre de todos los posibles caminos abiertos.

Este cabecero incluye una AH de apoyo, el cierre de la válvula de bloqueo de las PZR-PORVs si alguna de las PZR-PORVs hubiera fallado al cierre. El tiempo disponible para realizar esta AH es de 30 minutos, teniendo en cuenta que para el caso de ATWS la inyección del sistema de AFW y el HPSI ya se han realizado previamente, y siendo el tiempo requerido de 5 minutos.

- **SF Integridad del secundario.** Este cabecero requiere que todos los caminos disponibles para que hayan abierto en la extracción de calor del secundario, cierren de forma automática. Se ha incluido éste cabecero aunque solo se considera en CN Summer. El CE de éste cabecero es el cierre de todos los posibles caminos abiertos. Este cabecero no incluye ninguna AH de apoyo, ya que no todos los PWR-W disponen de válvulas de bloqueo de las SG-PORV operables desde la sala de control.

Tabla 3.4: CE propuestos para el GET de ATWS

Cabeceros	CEs	NOTAS
MC	MTC $< -12.6\text{pcm/K}$	UET = 1 %
TT	[TT REQUERIDO]	
AF	2/2 MDP + $T_D = 20\text{min}$ $T_R = 4\text{min}$ + 5/6 SG-Vlvs	Inyección AFW y Extracción
BA	3/3 PZR-SVs o 2/3 PZR-SVs + 2/2 PZR-PORVs	Apertura No se le da credito a AH por poco TD
EB	1 CCP + $T_D = 120\text{min}$ $T_R = 3\text{min}$	camino de HPSI
PF	Cierre de 3/3 PZR-SVs + 2/2 PZR-PORVs + $T_D = 30\text{min}$ $T_R = 5\text{min}$	cualquier posible camino abierto
SF	Cierre de 15/15 SG-SVs + 3/3 SG-PORVs

Figura 3.4: GET de secuencias ATWS

3.2.1. Descripción de las secuencias del GET de ATWS

En la presente sección se describen las secuencias del GET de ATWS. Una vez delineado el GET se obtienen ocho secuencias que se agrupan en distintos estados finales o transferencias a otros ET:

- **OK:** La secuencia ha finalizado con éxito.
- **CD:** La secuencia conduce a daño al núcleo (CD: Core Damage) como consecuencia directa de superar el criterio de aceptación (presión del primario <221.65 bar)
- **SLB:** La secuencia conduce al ET de SLB ante el fallo de la integridad del secundario
- **MBLOCA y SGTR:** La secuencia conduce al ET de MBLOCA o SGTR ante el fallo de la integridad del primario

Las secuencias del árbol de sucesos genérico de ATWS, Figura 3.4, se denotan de forma que los cabeceros en minúscula son aquellos que fallan y los cabeceros en mayúsculas los de éxito:

- **ET1: MC/TT/AF/BA/EB/PF/SF** En esta secuencia la presión en el primario aumenta rápidamente, lo que se mitiga con el disparo la turbina y la inyección del AFW. La presión del primario llega a la consigna de las válvulas de alivio y seguridad que abren aliviando presión. Se controla la subcriticidad mediante la inyección de boro. Por último, las válvulas de alivio y seguridad tanto del primario como del secundario cierran. Esta secuencia finaliza con éxito y se trata del caso base descrito con detalle en el Capítulo 2.
- **ET2: MC/TT/AF/BA/EB/PF/sf** En esta secuencia la presión en el primario aumenta rápidamente, lo que se mitiga con el disparo la turbina y la inyección del AFW. La presión del primario llega a la consigna de las válvulas de alivio y seguridad que abren aliviando presión. Se controla la subcriticidad a través de la inyección de boro. Las válvulas de alivio y seguridad del PZR cierran. Sin embargo, alguna de las SG-PORV o SG-SV falla al cierre, por lo que la secuencia se transfiere al árbol de roturas en las líneas de vapor (SLB: Steam Line Break).
- **ET3: MC/TT/AF/BA/EB/pf** En esta secuencia la presión en el primario aumenta rápidamente, lo que se mitiga con el disparo la turbina y la inyección del AFW. La presión del primario llega a la consigna de las válvulas de alivio y seguridad que abren aliviando presión. Se controla la subcriticidad a través de la inyección de boro. Por último, alguna las válvulas de alivio y seguridad del presionador falla al cierre, por lo que la secuencia es transferida al árbol de roturas medias en el primario (MBLOCA: Medium Break Loss of Coolant Accident). También se incluye en esta secuencia la probabilidad de que durante la secuencia se produzca un SGTR. Estas secuencias se analizan en el Capítulo 4.

- **ET4: MC/TT/AF/BA/eb** En esta secuencia la presión en el primario aumenta rápidamente, lo que se mitiga con el disparo la turbina y la inyección del AFW. La presión del primario llega a la consigna de las válvulas de alivio y seguridad que abren aliviando presión. La subcriticidad no se puede controlar debido fallo del aporte de boro, por lo que la secuencia conduce a daño al núcleo a largo plazo.
- **ET5: MC/TT/AF/ba** En esta secuencia la presión en el primario aumenta rápidamente, lo que se mitiga con el disparo la turbina y la inyección del AFW. La presión de primario llega a la consigna de las válvulas de alivio y seguridad, sin embargo algunas de las válvulas fallan a la apertura, por lo que la secuencia conduce a fallo del RCS y daño al núcleo.
- **ET6: MC/TT/af** En esta secuencia la presión en el primario aumenta rápidamente, lo que se intenta mitigar con el disparo la turbina y la inyección del AFW, sin embargo la inyección de AFW falla y la secuencia conduce a daño al núcleo por fallo del RCS, debido al aumento de presión, o por falta de refrigeración a largo plazo.
- **ET7: MC/tt** En esta secuencia la presión en el primario aumenta rápidamente, lo que se intenta mitigar con el disparo la turbina, pero falla lo que provoca que la presión supere el criterio de aceptación, el RCS fallo y se produzca daño al núcleo.
- **ET8: mc** En esta secuencia el transitorio tiene lugar con un MTC que sobrepasa el valor crítico, por lo que la secuencia conduce a un transitorio de sobrepresión y se produzca daño al núcleo.

Varias secuencias del GET de ATWS propuesto se corresponden con diversos casos del análisis de sensibilidad descrito en el Capítulo 2. De manera que la secuencia ET1 se corresponde al caso base y las secuencias ET4, ET5, ET6 y ET7 se corresponden con diversos casos descritos en la Tabla 3.5. Por otro lado, las secuencias que implican el fallo de la integridad del primario o secundario (ET2 y ET3) se analizan en el Capítulo 4, ya que se refieren a secuencias de ATWS que generan fallos en el RCS por sobrepresión, válvulas atascadas en abierto, SGTR o SB/MBLOCA.

Tabla 3.5: Correspondencia de las secuencias del GET de ATWS con casos del análisis de sensibilidad

Grupo	CASO TRACE	ANALISIS PREVIOS	GET Seq.	Descripción
Sistemas	A1	S1	ET5	Fallo de las PZR-PORV y/o PZR-SV
	A2	S2, S9	ET6	Retraso o fallo del AFW
	A3	S3, S10	ET7	Retraso o fallo del TT
	A4	S4		Fallo de SG-PORVs a la apertura
	A5	S5		Fallo de las válvulas de alivio al condensador a la apertura
	A6		ET4	Fallo del HPSI
Parámetros	A7		ET4	Efecto del boro
	A8	S6	ET8	Impacto de las realimentaciones
	A9	S7, S11		Potencia del reactor
	A10	S8		Efecto de los parámetros relacionados con la transferencia de calor
Acciones Humanas	A11	S12		Disparo manual de las RCPs

3.2.2. Verificación de los CEs del GET de ATWS al 100 % y 110 %

En esta sección se verifican los CEs del GET de ATWS (al 100 % y 110 % de potencia) mediante el análisis de un conjunto de casos realizados con el código TRACE con el objetivo de confirmar que los mismos no exceden el criterio de aceptación. La metodología que se ha seguido para la verificación de los CEs se describe a continuación:

1. Verificar el caso inicial (incluyendo los CEs: MC, TT y AF), cuyas hipótesis son:
 - [MC] MTC crítico de -15 pcm/K (8.3 pcm/°F) con un UET <1 %.
 - [TT] Se requiere el TT
 - [AF] Se requiere de 2/3 bombas.
 - Potencias del 100 % y 110 %

Cabe destacar que la diferencia del caso inicial (incluyendo los CEs: MC, TT y AF) con respecto al caso base analizado en el Capítulo 2 está en el número de bombas del sistema de AFW que inyectan de manera efectiva, sólo funcionan las MDPs, mientras que en el caso base funcionan 2/2 MDPs y 1/1 TDP.

También cabe mencionar que los CEs de los cabeceros son dependientes entre sí. Por ello, la metodología consiste en analizar un cabecero partiendo de la configuración escogida del paso anterior. Es decir, este caso inicial es aquel del cual partirán los sucesivos análisis.

2. Analizar el CE de alivio del cabecero AF partiendo del paso anterior. Este paso incluye el análisis de las diferentes configuraciones de fallo de las válvulas de los SGs.
3. Analizar el CE de BA partiendo de la peor configuración del paso anterior. Este paso incluye el análisis de las diferentes configuraciones de fallo de las válvulas del PZR.
4. Revisión y comparación en el que se pone en común los pasos anteriores y en el que se comentan la totalidad de los resultados confirmando cada CE.

Paso 1: Verificación de los CEs de los cabeceros MC, TT y AF

En el primer paso se analiza el caso inicial (incluyendo los CEs: MC, TT y AF) en el que se aplican las hipótesis descritas en el proceso descrito arriba. Los resultados al 100 % y 110 % de potencia, Figuras 3.5 a 3.7, muestran que:

- La presión en el RCS de los casos iniciales al 100 % y al 110 % de potencia no supera el criterio de aceptación, siendo los máximos obtenidos de 197 y 221 bar respectivamente, Figura 3.5. Este análisis concuerda con análisis de sensibilidad realizado en el Capítulo 2 donde se analizaba la sensibilidad al fallo total o parcial del AFW para el caso base (3/3 bombas de AFW) en el

que se encontró que el fallo total del AFW no provocaba que se superase el criterio de aceptación. Por otro lado, la potencia disminuye por debajo del 5 % en los dos casos, Figura 3.6.

- En el análisis se observa que la presión en el secundario tampoco supera el criterio de aceptación a ninguna de las potencias analizadas y al igual que en el caso base (Capítulo 2), aunque si que alcanza la consigna de apertura de las SG-SVs. También se produce el aislamiento de los SGs y la inyección del HPSI, Figura 3.7. Como era de esperar se observa una ligera diferencia entre el 100 y 110 % para el pico máximo y mínimo de la presión en el secundario.

Cabe destacar que el conjunto de CEs analizados son una hipótesis de partida y que se podría elegir otros CEs distintos para los cabeceros MC, TT y AF, lo que daría lugar a otros CEs diferentes para el resto de los cabeceros.

Figura 3.5: Presión en el RCS (Verificación de CEs: MC, TT y AF al 100 % y 110 %)

Figura 3.6: Potencia (Verificación de CEs: MC, TT y AF al 100 % y 110 %)

Figura 3.7: Presión en los SG (Verificación de CEs: MC, TT y AF al 100 % y 110 %)

Paso 2: Verificación del CE del alivio del cabecero AF

En el segundo paso se analiza el criterio de éxito de la extracción de calor del secundario del cabecero AF. Para ello, se analizan una serie de configuraciones de fallo que se recogen en la Tabla 3.6. Los resultados al 100 % de potencia muestran que:

- Los casos 1R-2S y 3S no exceden el criterio de aceptación, sin embargo el caso 1R-3S lo supera, Figura 3.8, por lo que el CE que se obtiene es la apertura de 3/6 válvulas por cada línea de SG.
- Cabe resaltar que la limitación en este caso es con respecto al criterio de aceptación en el secundario y no en el primario, Figura 3.9.
- Por último mencionar que en todos los casos con válvulas falladas (1R-2S, 3S y 1R-3S) no se produce el aislamiento, Figura 3.10, por lo que en estos casos la boración de emergencia deberá realizarse de forma manual.

Los resultados del análisis para el 110 % de potencia son muy similares al análisis al 100 % de potencia, Figura 3.11. La configuración de éxito es la misma que al 100 %, (3/6 válvulas por cada línea de SG o más) siendo su configuración de fallo la perteneciente al caso 1R-3S (fallo de SD + 1/1 SG-PORV + 3/5 SG-SV por cada línea).

Tabla 3.6: Configuraciones de fallo de SG-PORV y SG-SV para 2MDPs

Caso	Configuración	100 %	110 %
		Presión (bar)	
CASO BASE	Sin fallos	85	85
1R-2S	Fallo de SD, 1/2 SG-PORV y 2/5 SG-SV por cada línea de SG	96	96
3S	Fallo de SD y 3/5 SG-SV por cada línea de SG	96	96
1R-3S	Fallo de SD, 1/1 SG-PORV y 3/5 SG-SV por cada línea de SG	>100	>100

Figura 3.8: Presión en los SG (Verificación de CE del alivio en el cabecero AF al 100 %)

Figura 3.9: Presión en el RCS (Verificación de CE del alivio en el cabecero AF al 100 %)

Figura 3.10: Presión en los SG (incluyendo LL) (Verificación de CE del alivio en el cabecero AF al 100%)

Figura 3.11: Presión en los SG (Verificación de CE del alivio en el cabecero AF al 110%)

Paso 3: Verificación del CE del cabecero BA

En el tercer paso se parte del caso de éxito con la peor configuración para la presión del RCS del paso anterior (2 MDPs, 1/1 SG-PORV + 5/5 SG-SV).

En este paso se analiza una serie de configuraciones de fallo del alivio del primario que se recogen en la Tabla 3.7. Los resultados muestran que:

- Al 100 % de potencia, los casos 1R, 2R y 1S no exceden el criterio de aceptación, Figura 3.12.
- Al 110 % de potencia, los casos 1R y 2R no exceden el criterio de aceptación, Figura 3.13.

Por lo tanto, los resultados muestran que el criterio de éxito es: 2/2 PZR-PORV + 2/3 PZR-SV ó 3/3 PZR-SV (al 100 % de potencia) y 1/2 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV (al 110 % de potencia). El CE propuesto inicialmente (Sección 3.1.2) queda verificado al 100 %, sin embargo al 110 % es distinto y más restrictivo.

Por otro lado, cabe mencionar que éstos CE coinciden con las configuraciones de éxito obtenidas en el caso A1 (Capítulo 2), aunque la presión máxima del RCS es más baja que en la verificación debido a que la configuración de la inyección del AFW era de 3/3 bombas.

Tabla 3.7: Configuraciones de fallo de PZR-PORV y PZR-SV para 2MDPs

Caso	Configuración	100 %	110 %
		Presión (bar)	
CASO BASE	Sin fallos	190	209
1R	Fallo de 1/2 PZR-PORV	205	221
2R	Fallo de 2/2 PZR-PORV	216	>221
1S	Fallo de 1/3 PZR-SV	219	>221
2S	Fallo de 2/3 PZR-SV	>221	>221
1R-1S	Fallo de 1/2 PZR-PORV y 1/3 PZR-SV	>221	>221

Figura 3.12: Presión en el RCS (Verificación de CE del alivio en el cabezera BA al 100 %)

Figura 3.13: Presión en el RCS (Verificación de CE del alivio en el cabezera BA al 110 %)

Paso 4: Revisión y comparación de los CEs del conjunto de los cabeceros

En este último paso se revisan y comparan los CEs propuestos (Sección 3.1.2) después del análisis de los resultados de los pasos 1, 2 y 3, Tablas 3.8 y 3.9. Por lo que la verificación de los CEs del GET de ATWS muestra que:

- Los CEs de los cabeceros MC, TT y la inyección del AF se verifican con el caso inicial.
- Se ha obtenido el CE de extracción de calor a través de las válvulas del secundario (cabecero AF): 3/6 válvulas por cada línea de SG o más.

En la bibliografía el CE de este cabecero es muy dispar y no coincide con el resultado obtenido en el paso 2:

- Comanche Peak: 2/4 SG-PORV o 6/12 SG-SV, [NRC-01b]
- W-2L: 1/4 SG-PORVs o 1/20 SG-SVs, [NRC-07a]
- W-4L: 1/1 SG-PORVs o 1/5 SG-SVs por cada SG, [NRC-07b]
- W-3L: 5/6 SG-Vlvs por cada SG
- Se ha obtenido el CE del cabecero BA, siendo: 2/2PZR-PORV + 2/3 PZR-SV ó 3/3 PZR-SV (al 100 % de potencia) y 1/2 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV (al 110 % de potencia).

El CE de este cabecero presenta la misma configuración de éxito que en el análisis A1 con la diferencia de que la presión máxima es mayor debido al número de bombas de AFW que se incluye en el CE del cabecero AF, Tabla 2.12. Algunos de los CEs de la bibliografía de PSA/IPE (por ejemplo el CE para [SNL-90], [NAN-90] y [New-94]) presentan la misma configuración de éxito que al 100 % de potencia: 2/2PZR-PORV + 2/3 PZR-SV. Sin embargo difiere del CE para los SDPs: 3/3PZR-SV + 2/2 PZR-PORV que es más parecido al CE del 110 % de potencia.

En resumen, los CEs al 100 % de potencia obtenidos mediante el código TRACE confirman los CEs más comunes recogidos de la bibliografía, exceptuando el CE del cabecero AF-SRV que se queda en configuraciones intermedias de entre las que se han encontrado en la bibliografía, Tabla 3.8. Sin embargo, el cabecero BA al 110 % de potencia se hace más restrictivo coincidiendo con las referencias [SCE-93] y [INL-90].

Tabla 3.8: Criterios de éxito obtenidos con TRACE (100 % y 110 %)

Cabecero	C.E. (100 %)	C.E. (110 %)
MC (fijado)	MTC <-15 pcm/K	MTC <-15 pcm/K
TT (fijado)	Requerido TT	Requerido TT
AF-AFW(fijado)	2/3 bombas a 2/3 SGs + AH control de nivel	2/3 bombas a 2/3 SGs + AH control de nivel
AF-SRV(obtenido con TRACE)	3/6válvulas en cada SG o más	3/6válvulas en cada SG o más
BA (obtenido) (con TRACE)	2/2 PZR-PORV + 2/3 PZR-SV ó 3/3 PZR-SV	1/2 PZR-PORV +3/3 PZR-SV
EB	1/2 bombas de carga + AH boración	1/2 bombas de carga + AH boración
PF	2/2PZR-PORV + 3/3PZR-SV cerradas + AH Cierre PZR-BLK	2/2PZR-PORV + 3/3PZR-SV cerradas + AH Cierre PZR-BLK
SF	SG-PORVs + SG-SVs cerradas	SG-PORVs + SG-SVs cerradas

Tabla 3.9: Criterios de fallo obtenidos con TRACE (100 % y 110 %)

Cabecero	C.E. (100 %)	C.E. (110 %)
MC (fijado)	MTC >-15 pcm/K	MTC >-15 pcm/K
TT (fijado)	Fallo TT	Fallo TT
AF-AFW(fijado)	Fallo de 2/3 bombas + Fallo AH control de nivel	Fallo de 2/3 bombas + Fallo AH control de nivel
AF-SRV(obtenido con TRACE)	Fallo de 4/6 válvulas por SG	Fallo de 4/6 válvulas por SG
BA (obtenido) (con TRACE)	Fallo 1/2 PZR-PORV + 1/3 PZR-SV ó Fallo 2/3 PZR-SV	Fallo 2/2 PZR-PORV ó Fallo 1/3 PZR-SV
EB	Fallo de 2/2 bombas de carga + Fallo AH boración	Fallo de 2/2 bombas de carga + Fallo AH boración
PF	Alguna PZR-PORV ó PZR-SV abierta + AH Fallo cierre PZR-BLK	Alguna PZR-PORV ó PZR-SV abierta + AH Fallo cierre PZR-BLK
SF	Alguna SG-PORV ó SG-SV abierta	Alguna SG-PORV ó SG-SV abierta

3.2.3. Relajación de los CEs del árbol de ATWS

Cabe resaltar que la variación de las hipótesis fijadas en el análisis de los CEs puede modificar los resultados, es decir, algunos CEs se pueden relajar:

- Si el CE del cabecero MC se relaja a los valores límite obtenidos en los DD para las dos potencias (-9 pcm/K al 100 % y -12.5 pcm/K al 110 %) los CEs de los demás cabeceros serían más restrictivos:
 - El TT sería requerido
 - El CE del cabecero BA sería: 2/2PZR-PORV + 3/3 PZR-SV
 - AF-AFW: 3/3 bombas
- Para que el TT no sea requerido el cabecero MC deberá ser más negativo o definirse por intervalos de tiempo (quemado), tal y como se hace en algunas plantas.
- Si el CE del cabecero AF se relaja a 1 MDP, las configuraciones de éxito del cabecero BA sería más restrictivo: 3/3 PZR-SV al 100 % y 2/2PZR-PORV + 3/3 PZR-SV al 110 %.

La verificación de los CEs permite poner en contexto como se podrían relajar los CEs a cambio de restringir otros. Por lo que como trabajo futuro se expone la probabilidad de obtener el margen que se podría alcanzar aplicando las distintas configuraciones de éxito/fallo con la variación de las hipótesis, como por ejemplo la obtención de un mapa de MTC límite según los cabeceros AF y el BA, distinguiendo para cada mapa los casos con y sin TT.

Además, una vez conocido el MTC límite para cada configuración se podría calcular la probabilidad de que el MTC estuviere por debajo de dicho límite lo cual permitiría cuantificar de manera precisa el riesgo de la secuencia.

Por tanto se podría obtener el MTC límite de cada configuración dependiente de TT, número de válvulas de alivio/seguridad del PZR, y número de bombas del AFW. Este árbol expandido tendría 2 ramas en TT, 5 en AFW-SRV y 4 en AFW (0 a 3 bombas), con un total de 40 ramas en las que habría que calcular el MTC crítico en cada una y con ello la probabilidad de cada configuración con daño.

3.3. Análisis de fiabilidad humana para secuencias de ATWS

El análisis de fiabilidad humana (HRA: Human reliability Analysis) se define como la evaluación cuantitativa de la fiabilidad humana considerada en APS, identificando el comportamiento del equipo humano, comúnmente denominado acciones humanas. Comprende una serie de actividades y técnicas para evaluar las probabilidades de error humano (HEP: human error probability) e incorporarlas en un modelo cualitativo o cuantitativo de un sistema, siendo necesario distinguir entre aquellas acciones humanas que pueden tener un efecto en la fiabilidad o la disponibilidad del sistema. La aplicación más común de HRA es el requerimiento de las acciones humanas en el contexto de sistemas, [Swa-83].

En este capítulo se ha realizado una primera aproximación a las acciones humanas contempladas en las secuencias ATWS para después conocer la probabilidad de fallo de cada acción humana. En primer lugar, se han identificado las acciones humanas propuestas por la NRC en sus modelos SPAR. Posteriormente se han identificado las acciones humanas más significativas de otras plantas que se han agrupado con las acciones humanas de los modelos SPAR de la NRC. Por último, se propone un conjunto de acciones humanas y se calculan sus probabilidades de fallo con la metodología SPAR-H para HRA.

En el árbol propuesto para la secuencia ATWS se han incluido las principales acciones humanas documentadas en los POEs, Figura 3.14. Los POEs incluidos en el ET para ATWS son E-0, FR-S.1, E-1 y E-3 que se describen en el Capítulo 1.

Figura 3.14: Propuesta del ET de ATWS con POEs para el modelo SPAR-CSN

3.3.1. Acciones humanas de ATWS para PWR-W

Se han consultado diversos documentos sobre APS de distintas plantas, modelos SPAR de la NRC y otras referencias, [NRC-10b] y [Rob-10] y se han recopilado las siguientes acciones humanas relacionadas con las secuencias de ATWS asociadas a los cabeceros del GET ATWS en PWR-W:

[TT] En el caso de que no se efectúe automáticamente el TT, el grupo de operadores debe disminuir la carga manualmente tanto como sea posible, y si esto tampoco es posible sería necesario cerrar las MSIV. Pasos 2 y 6 del POE FR-S.1. Normalmente no se le da crédito a la acción humana por la rapidez de la secuencia, ya que el tiempo disponible para TT es muy bajo en general, $T_{TT-Disponible} < 30s$. Por lo que **no se propone inducir ninguna acción humana de apoyo.**

[AF] Fallo del operador en el apoyo de las señales automáticas sobre el AFW. Pasos 3b/3c del POE FR-S.1. Asimismo, se considera el control del nivel de los SGs por parte del operador.

Para este cabecero se propone una acción humana existente en todos los APS y que en los modelos SPAR-NRC existe como control de nivel de los SGs mediante la TDP (AFW-XHE-XM-CNTRL, PEH = 3E-1), denominada 1OFAF-CNT-SG.

Los tiempos disponibles para la acción humana de este cabecero son dependientes de planta, siendo $T_D = 20$ min y $T_R = 4$ min, los valores tomados de la literatura para el cálculo que se realizará posteriormente mediante la metodología SPAR-H.

[BA] Fallo del operador en el apoyo de las señales automáticas de apertura de las válvulas de alivio del PZR. No se corresponde con ningún paso del POE FR-S.1 (pero si con el paso 5 del ES-0.1). No se le da credibilidad por el poco tiempo disponible y la rapidez de la secuencia. Por lo que **no se propone acción humana de apoyo.**

[EB] Fallo del operador a iniciar la boración de emergencia. El diagnóstico de la necesidad de iniciar la boración de emergencia no está modelado ya que las acciones están contempladas en los POEs y la necesidad de la acción es obvia. En tales circunstancias los procedimientos indican la necesidad de inyectar agua borada, paso 4 del POE FR-S.1. Para este cabecero se propone una acción humana existente en todos los APS y en los modelos SPAR-NRC (CVC-XHE-XM-BOR), denominada 1OFEB-INY.

La hipótesis en los modelos SPAR de la NRC sobre el tiempo disponible es que se tiene tiempo suficiente para realizar la acción. Los factores de forma de la metodología SPAR-H para esta acción humana son, según [NRC-10b]: El nivel de estrés es alto ya que la hipótesis de tener el tiempo justo para la acción implica alto estrés para la acción. La complejidad, experiencia / entrenamiento, procedimientos, ergonomía y estado de forma para realizar el

trabajo son nominales. No se ha modelado dependencia para esta acción. La probabilidad de fallo es $2E-2$ en [Rob-10].

Los tiempos disponibles para la acción humana de este cabecero son dependientes de planta, siendo $T_D = 120$ min y $T_R = 3$ min para el cálculo tomados de la literatura que se realizará posteriormente mediante la metodología SPAR-H.

[PF] Fallo del operador a cerrar la válvula de bloqueo del PZR. Para este cabecero se propone una acción humana existente en los modelos SPAR-NRC (PPR-XHE-XM-BLK) que es el cierre de la válvula de bloqueo de las PZR-PORVs si alguna de las PZR-PORVs se hubiera quedado abierta. En este caso la acción humana se denomina 1OFPRAT-BLK.

El diagnóstico de la necesidad de cerrar la válvula de bloqueo del PZR no está modelado ya que las acciones están contempladas en los POEs, aunque no corresponde a ningún paso del POE FR-S.1. Los factores de forma de la metodología SPAR-H para esta acción humana son: El tiempo disponible para la acción y el estrés es nominal. La complejidad, experiencia / entrenamiento, procedimientos, ergonomía y estado de forma para realizar el trabajo también son nominales. No se ha modelado dependencia para esta acción. La probabilidad de fallo es $1E-3$ en [Rob-10].

Los tiempos disponibles para la acción humana de este cabecero son dependientes de planta, siendo $T_D = 30$ min y $T_R = 5$ min para el cálculo tomados de la literatura que se realizará posteriormente mediante la metodología SPAR-H.

Del análisis de las posibles acciones humanas de la secuencia ATWS descritas arriba, se han propuesto tres para ser cuantificadas mediante la metodología SPAR-H, Tabla 3.10:

[AF] 1OFAF-CNT-SG: Fallo del operador al inicial el control de nivel de los SGs

[EB] 1OFEB-INY: Fallo del operador a iniciar la boración de emergencia

[PF] 1OFPRAT-BLK: Fallo del operador a cerrar la válvula de bloqueo del PZR

Estas acciones humanas propuestas están incluidas en los modelos SPAR-NRC, lo que permite recopilar los datos de probabilidades de fallo para HRA de la bibliografía y compararlo posteriormente con los obtenidos para este caso.

La metodología SPAR-H para HRA de la NRC, [INL-05], es una metodología sencilla que permite estimar las probabilidades de error humano asociadas con las acciones del operador y del personal así como las decisiones que estos toman en respuesta a los sucesos iniciadores que ocurran. El cálculo de las probabilidades de fallo para HRA de las acciones humanas se realiza a través de las tablas que proporciona la misma metodología. De forma que se rellenan los factores de forma para acción manual y/o acción cognitiva. La descripción de la metodología SPAR-H se incluye en el Anexo D.

Los resultados de la aplicación de la metodología SPAR-H para la obtención de las probabilidades de fallo para HRA de las acciones humanas de los cabeceros

AF, EB y PF se muestran en las Tablas 3.10 a 3.14 junto con datos obtenidos de cálculos de otros SPAR-H para las mismas acciones humanas. Se observa que las probabilidades de fallo obtenidas con SPAR-H están dentro del rango medio de PSA/IPE, sin embargo en otras referencia de SPAR-H los ordenes de magnitud son mayores, posiblemente porque los tiempos disponible y requerido son genéricos y conservadores.

Tabla 3.10: AH del GET de ATWS

Cabeceros							Secuencias	
MC	TT	AF	BA	EB	PF	SF		
		10FAF-CNT-SG		10FEB-INY	10FP RAT-BLK		ET1	OK
							ET2	SLB
							ET3	MBLOCA
								SGTR
							ET4	CD
							ET5	CD
							ET6	CD
							ET7	CD
							ET8	CD
ATWS								

Tabla 3.11: Probabilidad de fallo de la AH del cabecero AF

MODELO GENÉRICO	Identificador: 10FAF-CNT-SG	Descripción: Fallo del operador en el control del nivel de los SGS	C/M: Manual	Cabecero: AF
Secuencias: ATWS (ET1-ET6)				
Descripción detallada: Acción humana relacionada con el apoyo al control del nivel de los SGs para mantener el nivel de rango estrecho de almenos un SG.				
Pasos de POEs aplicables: POE E-0 (Paso 18)				
Criterio de éxito: El TD para esta acción es de 20 minutos para el desarrollo de las acciones de apoyo. El tiempo requerido para esta acción es 4 minutos.				
Parámetros para SPAR-H :				
1-Tiempo Disponible/Requerido/Nominal:	TD- 20 min	x0.1	El tiempo disponible mayor que 5 veces el tiempo requerido.	
	TR- 4 min			
	TN- NA			
2-Estrés/Factores de Estrés:	Nominal	x1	El nivel de estrés es nominal.	
3-Complejidad:	Nominal	x1	-	
4-Experiencia / Entrenamiento:	Nominal	x1	Los operadores tienen entrenamiento en los procedimientos que se realizan durante esta acción.	A partir de aquí se considera en nominal, según [INL-05]
5-Procedimientos:	Nominal	x1	Existen POEs completos que mejoran la actuación del operador, lo cual se considera como nominal.	
6-Ergonomía:	Nominal	x1		
7-Aptitud para el trabajo:	Nominal	x1		
8-Procedimientos de trabajo:	Nominal	x1		
9-Dependencias:				
Probabilidad de error: 1.0E-3 x 0.1 x 1 x 1 x 1 x 1 x 1 x 1				1.00E-04

Tabla 3.12: Probabilidad de fallo de la AH del cabecero EB

MODELO GENÉRICO	Identificador: 10FEB-INY	Descripción: Fallo del operador al iniciar la boración de emergencia	C/M: Manual	Cabecero: EB
Secuencias: ATWS (ET1-ET5)				
Descripción detallada: Fallo del operador en la puesta en servicio manual del sistema de inyección a alta presión para la boración de emergencia para detener la reacción nuclear.				
Pasos de POEs aplicables: POE FR-S.1 (Paso 4)				
Criterio de éxito: El grupo de operación dispone de 120 minutos para el desarrollo de las acciones de apoyo cuando se produzca la necesidad de boración. El tiempo requerido para esta acción es 3 minutos.				
Parámetros para SPAR-H (Acción) :				
1-Tiempo Disponible/Requerido/Nominal:	TD- 120 min	x0.1	El tiempo disponible mayor que 5 veces el tiempo requerido.	
	TR- 3 min			
	TN- NA			
2-Estrés/Factores de Estrés:	Alto	x2	El nivel de estrés es alto.	
3-Complejidad:	Nominal	x1	-	
4-Experiencia / Entrenamiento:	Nominal	x1	Los operadores tienen entrenamiento en los procedimientos que se realizan durante esta acción.	A partir de aquí se considera en nominal, según [INL-05]
5-Procedimientos:	Nominal	x1	Existen POEs completos que mejoran la actuación del operador, lo cual se considera como nominal.	
6-Ergonomía:	Nominal	x1		
7-Aptitud para el trabajo:	Nominal	x1		
8-Procedimientos de trabajo:	Nominal	x1		
9-Dependencias:				
Probabilidad de error (Acción): 1.0E-3 X 0.1 x 2 x 1 x 1 x 1 x 1 x 1 x 1				2.00E-04

Tabla 3.13: Probabilidad de fallo de la AH del cabecero PF

MODELO GENÉRICO	Identificador: 1OFPRAT-BLK	Descripción: Fallo del operador en cerrar caminos de alivio	C/M: Manual	Cabecero: PF
Secuencias: ATWS (ET1-ET3)				
Descripción detallada: Acción humana relacionada con el apoyo al cierre de la válvula de alivio o de la válvula motorizada de bloqueo de los caminos de alivio del PZR.				
Pasos de POEs aplicables: POE E-0 (Paso 18)				
Criterio de éxito: El TD para esta acción es de 30 minutos para el desarrollo de las acciones de apoyo. El tiempo requerido para esta acción es 5 minutos. Cabe resaltar que la diferencia con respecto a GT es que en ATWS se parte de secuencias con AFWS y HPSI.				
Parámetros para SPAR-H :				
1-Tiempo Disponible/Requerido/Nominal:	TD- 30 min	x0.1	El tiempo disponible mayor que 5 veces el tiempo requerido.	
	TR- 5 min			
	TN- NA			
2-Estrés/Factores de Estrés:	Nominal	x1	En esta fase del ATWS, el accidente	
3-Complejidad:	Nominal	x1	-	
4-Experiencia / Entrenamiento:	Nominal	x1	Los operadores tienen entrenamiento en los procedimientos que se realizan durante esta acción.	A partir de aquí se considera en nominal, según [INL-05]
5-Procedimientos:	Nominal	x1	Existen POEs completos que mejoran la actuación del operador, lo cual se considera como nominal.	
6-Ergonomía:	Nominal	x1		
7-Aptitud para el trabajo:	Nominal	x1		
8-Procedimientos de trabajo:	Nominal	x1		
9-Dependencias:				
Probabilidad de error: 1.0E-3 x 0.1 x 1 x 1 x 1 x 1 x 1 x 1 x 1				1.00E-04

Tabla 3.14: Probabilidad de fallo de las acciones humanas

Cabecero	Identificador de la AH	T_D	T_R	PSA/IPE	SPAR-H [Rob-10]	SPAR-H UPM
AF	1OFAF-CNT-SG	20min	4min	1E-4	3E-1	1E-4
EB	1OFEB-INY	120min	3min	(2E-4, 4E-3)	2E-2	2E-4
PF	1OFPRAT-BLK	30min	5min	(6E-3, 1E-2)	1E-3	1E-4

3.4. Análisis de datos y cuantificación para secuencias de ATWS

En esta sección se analizan los datos sobre probabilidades de fallo tanto de componentes, como de sistemas. Además, se cuantifica el GET de la secuencia de ATWS. La metodología que se ha seguido se describe a continuación:

1. Se analizan los datos de probabilidades de fallo de componentes genéricos.
2. Se obtienen y analizan los conjuntos mínimos de fallo de cada cabecero, obteniendo la probabilidad de fallo de cada cabecero.
3. Se comparan los datos de las probabilidades de fallo de sistemas de cada cabecero. Para ello, se realiza un análisis comparativo de los datos obtenidos en el paso anterior junto con los datos recopilados de la literatura.
4. Finalmente, se cuantifica el GET de ATWS. Para ello, se recopilan las probabilidades de fallo de cada cabecero obtenidas en el paso anterior y con ello se cuantifica el GET obteniendo la CDF debida a ATWS.

3.4.1. Probabilidad de fallo de componentes genéricos

Las probabilidades de fallo de los componentes de sistemas que deben actuar durante un ATWS, que se han tomado de [NRC-15], [NRC-10] y [INL-07], se recopilan en la Tabla 3.15. Estos datos permitirán cuantificar el GET de ATWS. En los datos de probabilidades de fallo de los componentes de cada cabecero se observa que:

- [TT] Los principales fallos son los de las válvulas del sistema de disparo de turbina. Además, también se observa que el fallo a la apertura de la válvula de selenoide es más alto que el fallo a la apertura de la válvula neumática.
- [AF-AFW] El fallo al arranque de la TDP del sistema AFW tiene una probabilidad de fallo bastante alta con respecto al fallo al arranque de las MDPs que tienen una probabilidad de fallo 2 órdenes de magnitud más baja.
- [AF-SRV] El fallo a la apertura de una SG-PORV junto con el FCC a la apertura de las SG-SV son los de mayor peso en la probabilidad de fallo del sistema.
- [BA] El fallo a la apertura de 1/2 PZR-PORV junto con el fallo a la apertura de 1/2 PZR-SV son los de mayor peso en la probabilidad de fallo del sistema.
- [EB] El fallo al arranque de 1/2 HPSI es el más alto con respecto a éste cabecero.
- [PF] La probabilidad de fallo más importante en este cabecero proviene del fallo al cierre de 1/3 PZR-SV al paso de líquido. Sobre este dato, cabe mencionar que es un valor que no se ha actualizado en las referencias más actuales, como [NRC-15] y que el último dato se recopiló de [INL-07]. Este valor pertenece a la base de datos para componentes desarrollada por Savannah River en la que se incluyen datos de las CCNN que operaron desde los años 80 y no se ha actualizado desde 1993.

[SF] El FCC al cierre de 1/3 SG-PORV es la causa más probable en este cabecero.

Por último, cabe destacar que en cada cabecero existe una probabilidad de fallo de un componente con un valor alto (del orden de 1.0E-3).

Tabla 3.15: Probabilidades de fallos de componentes relacionados con cabeceros del GET de ATWS, [NRC-15], [NRC-10] y [INL-07]

Cabecero	Descripción de los posibles fallos de componentes	Prob.
TT	Fallo a la apertura de la válvula de selenoide de disparo de turbina	7.0E-4
	Fallo a la apertura de la válvula neumática de aceite de autodisparo de turbina	4.0E-4
AF-AFW	Fallo al arranque de 1/2 MDP del AFW	7.9E-4
	FCC al arranque de 2/2 MDP del AFW	3.1E-5
	Fallo al arranque de la TDP de AFW	4.3E-3
AF-SRV	Fallo a la apertura de 1/3 SG-PORV	4.9E-3
	Fallo a la apertura de 3/3 SG-PORV	7.1E-5
	FCC a la apertura de 15/15 SG-SVs, vapor	1.0E-4
BA	Fallo a la apertura de 1/2 PZR-PORVs	3.2E-3
	FCC a la apertura de 2/2 PZR-PORVs	4.7E-5
	Fallo a la apertura de 1/3 PZR-SVs	5.2E-4
	Fallo a la apertura de 2/3 PZR-SVs	1.3E-5
	FCC a la apertura de 3/3PZR-SVs	4.2E-6
EB	Fallo al arranque del HPSI (1/2)	4.0E-3
	FCC al arranque del HPSI (2/2)	7.5E-5
PF	Fallo al cierre de 1/2 PZR-PORVs, liquido	6.3E-2
	Fallo al cierre de 1/2 PZR-PORVs, vapor	3.2E-3
	Fallo al cierre de 1/3 PZR-SVs, liquido	1.0E-1
	Fallo al cierre de 1/3 PZR-SVs, vapor	5.2E-4
	FCC al cierre de todas válvulas del PZR, liquido	3.9E-6
	FCC al cierre de todas válvulas del PZR, vapor	1.6E-10
SF	Fallo al cierre de 1/15 SG-SVs, vapor	1.2E-4
	Fallo al cierre de 1/3 SG-PORV, vapor	2.2E-3
	FCC al cierre de 3/3 SG-PORV, vapor	1.0E-5

3.4.2. Conjuntos mínimos de fallo y probabilidad de fallo de cada cabecero

En esta sección se obtienen las probabilidades de fallo de los cabeceros y se analizan los principales conjuntos mínimos de fallo (MCS: Minimal Cut Sets) de los que cabe mencionar que:

[MC] La probabilidad de fallo proviene de cualquier $MTC > MTC$ crítico ($UET = 1\%$), Tabla 3.16. Éste es un valor conservador puesto que actualmente el UET es menor.

[TT] En este cabecero (CF: fallo de TT) los principales conjuntos mínimos de fallo los constituyen dos fallos que suman casi el 40 % de la contribución. La mayor contribución corresponde al fallo a la apertura de las dos válvulas de selenoide de disparo de turbina (24.3 %), Tabla 3.16.

[AF-AFWS] La probabilidad de fallo de este cabecero proviene de la suma de pequeñas contribuciones de fallo de ventiladores, válvulas, fallo de la AH del control de nivel de los SGs y FCC al arranque de las MDPs, por lo que no existe un único contribuyente de un alto porcentaje, Tabla 3.17. Asimismo, en este cabecero la probabilidad de fallo de la AH del control de nivel de los SGs cobra relativa importancia para el fallo del cabecero (1.6 %), aunque es imprescindible en la secuencia porque si no se realiza fallaría el cabecero y provocaría una secuencia de daño. Por otro lado, cabe resaltar que en otros análisis la probabilidad de los FCC al arranque de las MDPs es más alta que en éste.

[AF-SRV] La probabilidad de fallo de este cabecero está dominado por la contribución del FCC de calibración de las SG-SV (75 %), Tabla 3.17.

[BA] El CE y los MCS dominantes son dependientes de la potencia:

100 % En este caso el CF es el fallo de $1/2$ PZR-PORV + $1/3$ PZR-SV ó fallo de $2/3$ PZR-SV, por ello se observan probabilidades de fallo que provienen de la combinación de los dos tipos de válvulas, así como de las probabilidades individuales de cada válvula y FCC. Casi el 40 % de la contribución al fallo corresponde a la suma de los errores de calibración de las PZR-SV combinados con fallos en los canales de instrumentación de presión de las PZR-PORVs para la señal automática (21 %), errores de calibración combinados 2 a 2 de las PZR-SV y el FCC del error de calibración de las PZR-SV, Tabla 3.18. En otros análisis la mayor contribución es debida al FCC a la apertura de las PZR-SV.

110 % En este caso el CF es el fallo de $2/2$ PZR-PORV ó fallo de $1/3$ PZR-SV, por lo que la combinación de los principales conjuntos de fallo varían y la mayor contribución proviene del error de calibración de una PZR-SV (57 %), Tabla 3.18.

[EB] En este cabecero (CF: fallo de 2/2 bombas de carga) los principales conjuntos mínimos de fallo los constituyen tres fallos con un 20 % de contribución cada uno, Tabla 3.19. Los fallos provienen de FCC a la apertura de las válvulas del camino principal de inyección combinado con el fallo del operador a abrir el camino alternativo como el fallo de la AH de boración y FCC a la apertura de las válvulas desde la aspiración del tanque de agua de recarga. En este caso se confirma la alta contribución de las AHs para este cabecero. Además, la AH es imprescindible en la secuencia porque si no se realiza fallaría el cabecero y provocaría una secuencia de daño.

[PF] La probabilidad de fallo de este cabecero está dominada por la contribución del fallo al cierre de alguna PZR-SV, tanto si el paso es de vapor (99.98 %) o de líquido (99.99 %), Tabla 3.20. La acción humana en este cabecero es importante ya que sino la probabilidad de fallo del cabecero se duplicaría.

[SF] La probabilidad de fallo de este cabecero está dominada por la contribución del fallo al cierre de alguna SG-PORV (78 %), Tabla 3.20.

Cabe destacar que el único cabecero en el cual cambian los CEs y los MCS dominantes al variar la potencia es el cabecero BA.

Tabla 3.16: Principales conjuntos mínimos de fallo de los cabeceros MC y TT

Cabecero	Conjunto mínimo de Fallo	Contribución (%)	Prob. Fallo
MC MTC >-15 pcm/K	MTC >crítico (UET = 1 %)	100	1.0E-2
TT	Fallo a la apertura de las válvulas selenoide de disparo de turbina	24.3	7.0E-4
Fallo TT	Fallo de la válvula neumática de aceite de auto parada de la turbina	13.5	3.9E-4
	Fallo de TT		2.9E-3

Tabla 3.17: Principales conjuntos mínimos de fallo del cabecero AFW

Cabecero	Conjunto mínimo de Fallo	Contribución (%)	Prob. Fallo
AF-AFW	FCC en operación de los ventiladores de la sala de las bombas	4.7	3.0E-4
Fallo de 2/3 bombas o Fallo del control de nivel	Fallo de la AH de control de nivel de los SGs	1.6	1.0E-4
	FCC al arranque de las MDPs	0.5	3.1E-5
	El resto es una combinación de pequeñas contribuciones fallos de ventiladores y válvulas	–	6.0E-3
	Fallo de AF-AFW		6.4E-3
AF-SRV Fallo de 4/6 válvulas por SG	FCC de error de calibración de las SG-SV	75	3.0E-4
	FCC a la apertura de las SG-SV	25	1.0E-4
	Fallo de AF-SRV		4.00E-4

Tabla 3.18: Principales conjuntos mínimos de fallo del cabecero BA (100 % y 110 %)

Cabecero	Conjunto mínimo de Fallo	Contribución (%)	Prob. Fallo
BA (100 %)	Errores de calibración de las PZR-SV combinados con fallos en los canales de instrumentación de presión de las PZR-PORV para la señal automática	21	9.0E-5
	Fallo 1/2 PZR-PORV + 1/3 PZR-SV ó Fallo 2/3 PZR-SV	10	4.50E-5
	FCC del error de calibración de las PZR-SV	7	3.0E-5
	FCC a la apertura de las PZR-SV	1	4.2E-6
	Fallo de BA al 100 % de potencia		4.3E-4
BA (110 %)	Error de calibración de una PZR-SV	57	1.0E-2
	Error a la apertura de una PZR-SV	3	5.2E-4
	Fallo 2/2 PZR-PORV ó Fallo 1/3 PZR-SV	0.3	4.7E-5
	FCC a la apertura de una PZR-SV	0.02	4.16E-6
	Fallo de BA al 110 % de potencia		1.8E-2

Tabla 3.19: Principales conjuntos mínimos de fallo del cabecero EB

Cabecero	Conjunto mínimo de Fallo	Contribución (%)	Prob. Fallo
EB	FCC a la apertura de las válvulas del camino principal de inyección (entrada/salida del BIT) combinado con el fallo del operador a abrir el camino alternativo (las líneas de bypass del BIT)	22	2.2E-4
Fallo de 2/2 bombas de carga	Fallo de la AH de boración	20	2.0E-4
	FCC a la apertura de las válvulas desde la aspiración del tanque de agua de recarga	20	2.0E-4
	Fallo de EB		1.0E-3

Tabla 3.20: Principales conjuntos mínimos de fallo de los cabeceros PF y SF

Cabecero	Conjunto mínimo de Fallo	Contribución (%)	Prob. Fallo
PF	Fallo al cierre de alguna PZR-SV	98.98/99.99	1.5E-3/0.3
Alguna PZR-PORV ó PZR-SV abierta	Fallo de una PZR-PORV + Fallo de la AH de cierre de la válvula de bloqueo de las PZR-PORV	0.02/0.01	3.2E-7/2.0E-5
	Fallo de PF		1.5E-3/3.0E-1
SF	Fallo al cierre de alguna SG-PORV	78	6.6E-3
Alguna SG-PORV ó SG-SV abierta	Fallo al cierre de alguna SG-SV	22	1.8E-3
	Fallo de SF		8.5E-3

Tabla 3.21: Probabilidades de fallos de sistemas relacionados con la secuencia de ATWS (100 % y 110 %)

Cabecero	C.Fallo	Prob. Fallo
MC	MTC >-15 pcm/K	1.0E-2
TT	Fallo TT	4.6E-3
AF-AFW	Fallo de 2/3 bombas	6.4E-3
AF-SRV	Fallo de 4/6 válvulas por SG	4.0E-4
BA-100	Fallo 1/2 PZR-PORV + 1/3 PZR-SV ó Fallo 2/3 PZR-SV	4.3E-4
BA-110	Fallo 2/2 PZR-PORV ó Fallo 1/3 PZR-SV	1.8E-2
EB	Fallo de 2/2 bombas de carga	1.00E-3
PF	Alguna PZR-PORV ó PZR-SV abierta	1.5E-3/ 3.0E-1
SF	Alguna SG-PORV ó SG-SV abierta	8.5E-3

3.4.3. Comparación de las probabilidades de fallo de los sistemas

Se han recopilado las probabilidades de fallo de los sistemas de los cabeceros de varias referencias con la intención de obtener unos valores genéricos con los que comparar el cálculo realizado en la sección anterior (Tablas 3.16 a 3.21). Por ello, en el cálculo realizado por la UPM con respecto a los valores recopilados se observa que, Tabla 3.22:

[TT] Sólo se ha encontrado un dato, [NAN-90]. A lo largo de los años las probabilidades de fallo de los sistemas han variado en cada planta, ya que el histórico de datos es mayor. En este sentido, el valor obtenido por la UPM es más realista, puesto que proviene de unos datos genéricos actualizados.

[AF] La probabilidad de fallo obtenida para este cabecero es del mismo orden de magnitud que en las referencias.

[BA] En este cabecero cabe resaltar que es muy dependiente de planta. Además, cabe resaltar también que la probabilidad de fallo obtenida es dependiente del CE (diferente potencia), por su parte la disparidad de datos podría ser debida a los distintos CEs.

[EB] La probabilidad de fallo obtenido para este cabecero es del mismo orden de magnitud que en las referencias [NAN-90] y [New-94]. Además, cabe resaltar que se han comparado las probabilidades de fallo de modelos SPAR de la AH de boración presentan valores más altos que los obtenidos, Sección 3.3. Esto indica que es posible que la probabilidad de fallo de esta AH sea muy dependiente del tiempo disponible y por tanto que su impacto en la probabilidad de fallo del cabecero pueda variar considerablemente en función de dicho T_D .

[PF] En este cabecero la probabilidad de fallo obtenida para líquido es del mismo orden de magnitud que en el resto de las referencias.

Tabla 3.22: Probabilidades de fallo de los cabeceros del GET de ATWS de diversas referencias

	[NAN-90]	[NRC-08]	[SCE-93]	[New-94]	UPM
TT	2.0E-1				2.9E-3
AF	1.8E-3	2.3E-3	3.0E-2		6.8E-3
BA	2.8E-1	8.8E-3		2.7E-1	4.3E-4/ 1.8E-2
EB	9E-3	1.2E-1		4.8E-3	1.0E-3
PF	3.9E-2	1.0E-1	4.7E-2		3.0E-1

3.4.4. Cuantificación del GET de ATWS

La cuantificación del GET de ATWS se ha realizado después de la obtención de los conjuntos mínimos de fallo y de las probabilidades de fallo de cada cabecero, Sección 3.4.2. Previamente también se han comparado los datos calculados por la UPM, Tablas 3.16 a 3.21 con los recopilados de la literatura, Tabla 3.15.

Por otra parte, se han recopilado varios datos de la frecuencia del suceso iniciador ATWS, Tabla 3.23. En el caso de ATWS, el suceso iniciador se puede calcular como el producto de la frecuencia de un transitorio genérico (aproximadamente $7E-1 / (r \cdot y)$, según [UPM-18]) por la probabilidad de fallo de RPS, Tabla 3.23. Las principales hipótesis para la cuantificación del GET de ATWS son:

- La cuantificación se ha realizado para el 100 % y 110 % de potencia.
- En la cuantificación se ha tenido en cuenta el fallo de las válvulas con paso de líquido.
- La frecuencia del suceso ATWS elegida es: $1.5E-5 / (r \cdot y)$ que corresponde al dato genérico de la probabilidad de fallo de RPS sin crédito a la AH de SCRAM, Tabla 3.23.

Los resultados obtenidos se muestran en la Tabla 3.24 y la Figura 3.15, de los que se concluye que:

- La probabilidad de daño se duplica al pasar del 100 % al 110 % de potencia, al igual que la CDF obtenida, Tabla 3.24.
- La contribución de las AH es del 1 % con respecto a la CDF obtenida, Tabla 3.24. Sin embargo, cabe resaltar que las acciones humanas de los cabeceros AF y EB son imprescindibles ya que sino se realizan, supondrían el fallo del cabecero y que las secuencias fueran a daño. Por otra parte, la AH del cabecero PF es importante, como se ha mencionado anteriormente, debido a que si no se realiza se duplicaría la probabilidad de fallo del cabecero.
- Las probabilidades de fallo de transferencia son altas, Tabla 3.24, sin embargo no se tienen en cuenta en la CDF obtenida.
- Se observa que las secuencias dominantes son ET6 (fallo del cabecero AF) y ET8 (fallo del cabecero MC), y también ET5 (fallo del cabecero BA) en el caso del 110 % de potencia. Esto es debido a que los cabeceros MC y AF, y también BA en el caso del 110 % de potencia, son los de mayor probabilidad de fallo.
- Por último, cabe resaltar que las CDFs obtenidas (100 % y 110 %) son del mismo orden de magnitud que las CDFs encontradas para PWR de diseño occidental, Tabla 3.25. Asimismo, también cabe resaltar que las CDFs en los reactores WWER son dos ordenes de magnitud mayor que los diseños occidentales, [IAEA-99].

Tabla 3.23: Comparación de las frecuencias de los sucesos iniciadores de ATWS

Referencia	Ref.	Frecuencia Suceso Iniciador $/(r \cdot y)$
CNA	[UPM-18]	1.94E-6
CNV2	[UPM-18]	1.54E-5
Frecuencia de transitorio genérico x Prob-Fallo RPS (sin crédito a la AH de SCRAM)	[NRC-98b]	$7.0E-1 \cdot 2.1E-5 = 1.5E-5$
Frecuencia de transitorio genérico x Prob-Fallo RPS (con crédito a la AH de SCRAM)	[NRC-98b]	$7.0E-1 \cdot 5.4E-6 = 3.7E-6$

Tabla 3.24: Comparación de las probabilidades de daño y transferencia a otras secuencias (100 % y 110 %)

	100 %	110 %
Probabilidad de Daño	2.3E-2	4.1E-2
Probabilidad de Daño por AH	3.0E-4	3.0E-4
Probabilidad por SLB	8.5E-3	8.5E-3
Probabilidad por MBLOCA	1.5E-3	1.5E-3
CDF	3.1E-7	5.7E-7

Tabla 3.25: Comparación de las CDFs debidas a ATWS

Referencia	Ref.	CDF $1/(r \cdot y)$
NUREG-1150	[NRC-90]	4.4E-7
APS Francés	[CEA-90]	4.3E-6
IPE de CN North Anna	[NAN-90]	4.2E-7
IPE de CN Surry	[NAN-90]	3.2E-7
NUREG/CR-4550, CN Surry	[NRC-93]	1.4E-6
IPE de CN Summer	[SCE-93]	2.0E-6
NUREG/CR-1560, varias CCNN	[NRC-97]	(1.0E-5, 1.0E-7)
WWER-440	[IAEA-99]	1.0E-5
WWER-1000	[IAEA-99]	3.4E-5
UPM	100 %	3.1E-7
UPM	110 %	5.7E-7

ATWS INITIATOR EVENT	MTC	TURBINE TRIP	AFW & SECONDARY COOLING	RCS PRESSURE RELIEF	EMERGENCY BORATION	RCS INTEGRITY	SECONDARY INTEGRITY	Seq.	Freq.	Status
ATWS	MC	TT	AF	BA	EB	PF	SF	ET1	1.0E-5	OK
								ET2	8.7E-8	SLB
								ET3	4.4E-6	MBLOCA
								ET4	1.5E-8	CD
								ET5	6.3E-9/ 2.6E-7	CD
								ET6	1.0E-7	CD
								ET7	4.3E-8	CD
								ET8	1.5E-7	CD

Figura 3.15: Cuantificación del GET de ATWS al 100 % y 110 % de potencia

3.5. Conclusiones del capítulo

En el presente capítulo se ha realizado un análisis probabilista de la secuencia ATWS. Para ello, se ha recopilado toda la información necesaria que ha servido para el proceso de la metodología de análisis cuyas principales conclusiones obtenidas son,

- Se han verificado los criterios de éxito propuestos para la secuencia ATWS. En el caso de fijar los criterios de éxito de los cabeceros: MC (MTC crítico de -15 pcm/K), TT (se requiere el disparo de turbina), AF (se requiere de 2/3 bombas del sistema de AFW). Se obtienen nuevos criterios de éxito para los cabeceros AF-SRV (evacuación del calor mediante la apertura de válvulas del secundario) y BA (alivio de vapor mediante las válvulas del presionador) para las potencias del 100 % y 110 %:
 - El criterio de éxito obtenido del cabecero AF-SRV es 3/6 válvulas por cada línea de SG o más (100 % y 110 %), este criterio de éxito en la bibliografía es muy dispar y difiere de los resultados obtenidos.
 - El criterio de éxito obtenido del cabecero BA es 2/2PZR-PORV + 2/3 PZR-SV ó 3/3 PZR-SV (al 100 % de potencia) y 1/2 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV (al 110 % de potencia). El criterio de éxito obtenido para el 100 % de potencia coincide con la mayoría de las referencias con mayor antigüedad, sin embargo en criterio de éxito obtenido para el 110 % de la potencia es más restrictivo.
- Se han obtenido los MCS de los cabeceros del GET de ATWS de los que cabe resaltar que los MCS dominantes son MTC mayor que el crítico, fallo a la apertura de las válvulas de selenoide y neumática de disparo de turbina, FCC en operación de los ventiladores de la sala de control del sistema AFW, FCC de error de calibración de las SG-SV, error de calibración de una PZR-SV y los fallos individuales y causa común de apertura de válvulas junto al fallo de la AH del sistema de boración.
- Aunque la mayor contribución a la probabilidad de fallo es debida al MCS del cabecero MC, éste es un valor muy conservador puesto que actualmente el UET es menor del 1 %.
- Las CDF de ATWS calculadas (100 % y 110 %) muestran valores similares con respecto a los encontrados en las distintas referencias para PWR-W, sin embargo las CDFs para los reactores tipo WWER son dos ordenes de magnitud mayor.
- Se han obtenido las probabilidades de fallo de las AH asociadas a los cabeceros AF, EB y PF mediante la metodología SPAR-H. Los valores obtenidos son similares a los encontrados en diversas referencias, siendo la AH asociada al cabecero EB la más alta. La contribución debida a las AH a la probabilidad de daño es de 1.3 % y 0.73 % (100 % y 110 %) respectivamente. Cabe resaltar que las acciones humanas de los cabeceros AF y EB son imprescindibles ya que sino se realizan, supondrían el fallo del cabecero y que las secuencias fueran a

daño. Por otra parte, la acción humana del cabecero PF es importante, debido a que si no se realiza se duplicaría la probabilidad de fallo del cabecero.

- La cuantificación del GET de ATWS muestra que las secuencias ET6 (100 % y 110 %), ET8 (100 % y 110 %) y ET5 (110 %) son las que presentan mayor contribución a la CDF de ATWS. Esto es debido a que las probabilidades de los cabeceros MC, AF y BA son las más altas.
- Las probabilidades de los cabeceros con transferencia (SLB y MBLOCA) son altas, pero hay que tener en cuenta que para el cálculo final se debe realizar el producto de éstos valores por la probabilidad de daño del suceso iniciador.

En conjunto se observa que ha sido posible cuantificar el árbol completo y encontrar cuales son los MCS dominantes de los cabeceros del GET de ATWS.

Capítulo 4

Análisis de secuencias inducidas por LONF-ATWS

Índice

4.1. Análisis previos de secuencias inducidas por ATWS	208
4.2. Selección de los casos de partida y de las secuencias inducidas por ATWS	212
4.2.1. Casos de baja presión (LP) y de alta presión (HP) sin fallos posteriores	218
4.3. Secuencias de LOCA inducidos por LONF-ATWS	227
4.3.1. Secuencias de LOCA, inducidos desde el caso LP	228
4.3.2. Secuencias de LOCA, inducidos desde el caso HP	235
4.4. Secuencias SLB inducidas por LONF-ATWS	241
4.4.1. Fallo al cierre de una SG-SV (LP/HP)	241
4.4.2. SLB por fallo a la apertura de varias SG-SV (LP/HP)	250
4.5. Secuencias de SGTR inducido por LONF-ATWS	258
4.5.1. SGTR inducido desde los casos LP y HP sin acciones del operador	260
4.5.2. SGTR inducido desde el caso LP con acciones del operador . . .	267
4.5.3. SGTR inducido desde el caso HP con acciones del operador . . .	277
4.6. Conclusiones del capítulo	285

Las secuencias de ATWS son susceptibles de provocar a su vez nuevos tipos de secuencias. Por ejemplo, en los casos en los que el MTC se encuentre por encima del límite se producirá un transitorio de presión que puede provocar distintos fallos en componentes del RCS como el cierre de las RCPs, el cierre de válvulas y tubos en U. Así mismo, aunque no se sobrepase el límite se pueden producir ciertos fallos durante la secuencia como el fallo al cierre de una válvula, fallo al cierre de una válvula en secundario, rotura de una línea de vapor o SGTR.

Por ello, en este capítulo se analizan los transitorios de roturas y/o fallos (LOCA, SLB y SGTR) inducidos por ATWS, tal y como se muestra en el árbol de sucesos de secuencias inducidas por ATWS que se analizará en el presente capítulo.

El objetivo del presente capítulo es comprobar si las secuencias inducidas por ATWS son secuencias que derivan o no en secuencias de daño al núcleo.

4.1. Análisis previos de secuencias inducidas por ATWS

Dentro de la escasa bibliografía disponible relativa a las secuencias inducidas por ATWS se ha encontrado un conjunto de referencias mencionadas en el capítulo 1 y que se resumen a continuación:

- En el apéndice C (Evaluación de la tensión en los componentes del RCS para las secuencias ATWS) de [Sal-74] se indica la presión límite junto con otros parámetros de cada componente. Cabe destacar que en este estudio la presión límite que soportan las RCPs es de 199,25 bar y la presión diferencial límite de los tubos en U es de 205 bares respecto al secundario. Por último, cabe mencionar que la presión límite que soportan las válvulas de retención del sistema RHR es un poco superior (207 bar).
- En [Pu-85] se describen los resultados de tres casos de SBLOCA inducido por LONF-ATWS en un modelo PWR Westinghouse 4 lazos, basado en la C.N Zion:
 - Fallo al cierre de una PZR-SV
 - Fallo al cierre de tres PZR-SV
 - Fallo del sello de una RCP cuando el transitorio llega al máximo de presión

El objetivo de la referencia es analizar SBLOCAs inducidos por ATWS con respecto a la secuencia SBLOCA con SCRAM. En el texto se indican algunas conclusiones de interés:

- Las consecuencias de un SBLOCA inducido por LONF-ATWS son similares a las de SBLOCA con SCRAM, ya que inicialmente actúa la realimentación del moderador y durante el transitorio se prevé una inyección de boro que mitiga la posibilidad de recriticidad.
- Se indican las zonas sensibles a los fallos por sobrepresión: el sello de las RCPs, tubos en U de los generadores de vapor, PZR-PORVs junto con PZR-SVs o roturas pequeñas.
- Además, se analiza el efecto del criterio de disparo de las RCPs. Se postula que con el fallo al cierre de una PZR-SV las RCPs disparan por la pérdida del subenfriamiento o por el inicio de las ECCS. Por otra parte, si el fallo al cierre es de tres PZR-SV, se asume que las RCPs disparan por la señal de subenfriamiento, pero con fallo de los sellos de las mismas.

- En [NRC-98] se evalúa el riesgo para SGTR. Entre los contribuyentes al riesgo de SGTR se encuentra el ATWS. En el capítulo 2 se recogen datos del NUREG-1150, [NRC-90], mencionando que la CDF debida a ATWS se presenta en cuatro categorías, según la potencia y el MTC:
 - Potencia baja, con una frecuencia de $6,7 \cdot 10^{-5}/(r \cdot y)$
 - Potencia alta con MTC bajo, con una frecuencia de $3,0 \cdot 10^{-4}/(r \cdot y)$
 - Potencia alta con MTC intermedio, con una frecuencia de $2,9 \cdot 10^{-4}/(r \cdot y)$
 - Potencia alta con MTC alto, con una frecuencia de $8,4 \cdot 10^{-6}/(r \cdot y)$, siendo esta categoría la de mayor contribución por ATWS

En el texto se indican algunas conclusiones de interés:

- Si el MTC es lo suficientemente bajo -36 pcm/K (-20 pcm/ $^{\circ}$ F), el disparo de turbina y el alivio por las válvulas del PZR no serían necesarios para que no exista sobrepresión.
 - Se indica que en cálculos del INEEL (Idaho National Engineering and Environmental Laboratory) la rotura de tubos disminuye el pico de presión del transitorio ATWS, reduciendo la presión diferencial RCS- secundario y por consecuencia disminuye la probabilidad de rotura de otros tubos.
 - Los fallos de causa común son aquellos que más contribuyen a la probabilidad de fallo de todos los SGs.
 - Si la presión supera el criterio de aceptación durante la secuencia, las válvulas de retención de la inyección al RCS podrían sufrir una deformación plástica tal que el ECCS fallara, en consecuencia no permitiría al HPSI el aporte de caudal al RCS.
- En [NRC-16] se analizan las secuencias SGTR inducidas por presión y por temperatura (donde se incluye la secuencia ATWS) para reactores tipo Westinghouse y CE, con mayor detalle que en [NRC-98]. A lo largo de todo el documento, se analizan los niveles 1 (CDF) y 2 (LERF) del PSA de un PWR-W 4 lazos, las conclusiones relacionadas con SGTR inducido por ATWS son:
 - En la sección 2 se definen las secuencias analizadas. Cabe resaltar que el resultado de las consecuencias del SGTR se asume conservador tanto para valores de CDF y LERF.
 - En los árboles de sucesos descritos en la referencia se distinguen dos casos, la inducción de SGTR por defecto y por alta presión.
 - En el apéndice C se analiza la CDF y se concluye que la secuencia ATWS no presenta riesgo significativo con respecto a otras secuencias. La probabilidad de daño de la secuencia SGTR inducida por ATWS de 0.01/SG.
 - Del apéndice F se puede extraer la estimación de los defectos de un tubo de los SGs y la probabilidad de que ocurra SGTR inducido por presión y temperatura. A partir de los análisis de la referencia, la estimación de los defectos muestra que la probabilidad de que falle un tubo del SG es de 0.57

para un 70 % de profundidad de defecto (3 cm de longitud), aunque cabe resaltar que los resultados del informe indican que el caudal producido sería insuficiente como para denominarlo rotura.

- En el apéndice L se describe el proceso de obtención de las CDFs con un modelo de PSA para una planta PWR Westinghouse 4 lazos donde inicialmente en el nivel 1 no fueron consideradas inicialmente las consecuencias de SGTR inducido. Los resultados del proceso muestran que el SGTR inducido es una fracción de CDF muy baja (<2 %). Cabe mencionar que el caso SGTR inducido por presión (ATWS) presenta la menor contribución.
- En [Bar-01] se analiza la secuencia de SGTR inducida por ATWS y se calcula la CDF. Este análisis se realizó porque se descubrió en CN Indian Point (ciclo 14) el fallo de un tubo en U de un SG y tres defectos en la misma zona de uno de los SGs. Los autores indican que en otros PSAs el SGTR inducido no es considerado dentro de la secuencia ATWS, además justifican que el SGTR inducido por ATWS no forme parte de la la CDF debido a que ya forma parte de la estimación de la CDF mediante SGTR y no presente cambios en la CDF aportada por ATWS.
- En [HSE-09] y [HSE-11] se analiza cada apartado del análisis de diseño del EPR (generic design assessment), centrándose en los análisis base de diseño y la validación de los códigos aplicados. Entre las conclusiones descritos en estas referencias cabe destacar:
 - La comparación sobre la secuencia ATWS entre Sizewell B y EPR indica que el diseño EPR no necesita sistema de boración (como tiene Sizewell B).
 - La consideración de la cinética puntual como conservadora para los análisis de PSA.
 - La necesidad de que las secuencias ATWS sean incluidas en el DBA.

De este conjunto de referencias se puede concluir que:

- Las zonas sensibles a los fallos por sobrepresión son: los cierres y los sellos de las RCPs, tubos en U de los generadores de vapor, PZR-PORVs y PZR-SVs.
- Si el MTC <-36 pcm/K (-20 pcm/°F), el disparo de turbina y el alivio por las válvulas del PZR no serían necesarios en ATWS.
- El SGTR reduce el pico de presión del transitorio ATWS, reduciendo la presión diferencial RCS- secundario y por tanto disminuye la probabilidad de rotura de otros tubos.
- Si la presión durante la secuencia supera el criterio de aceptación, las válvulas de retención de la inyección al RCS podrían sufrir una deformación plástica tal que el ECCS fallara, en consecuencia no permitiría al HPSI el aporte de caudal al RCS.

- El SGTR inducido por ATWS puede ocurrir tanto por defecto como por alta presión. Por tanto, podría ocurrir un SGTR inducido por el ATWS que no sobrepase el límite de presión o que si lo sobrepase.
- La probabilidad de daño de la secuencia de SGTR inducida por ATWS es de $0.01/SG$ (fracción de CDF muy baja con respecto al total).
- En el Reino Unido se está analizando la posibilidad de que la secuencia ATWS se incluya en las secuencias DBAs, como es el caso de Finlandia, ver capítulo 1.

Este conjunto de conclusiones y la información encontrada ha servido como punto de partida para los análisis que se realizan en el presente capítulo.

4.2. Selección de los casos de partida y de las secuencias inducidas por ATWS

En esta sección se analiza el ET de secuencias inducidas por ATWS, Figura 4.1. En el ET se observa que aparecen dos tipos de secuencias: Por una parte aparecen secuencias de ATWS que no superan el criterio de aceptación en el primario y que por ello se ha denominado de baja presión (LP). Por otra, aparecen secuencias de ATWS que no superan el criterio de aceptación y que por ello se han denominado de alta presión (HP). El ET de secuencias inducidas por ATWS está formado por catorce secuencias, las primeras siete tienen un MTC menor que el crítico y el resto tiene un MTC mayor o igual que el crítico:

- AI1 Secuencia de éxito.
- AI2 En esta secuencia se produce el fallo al cierre de al menos una SG-SV a LP.
- AI3 En esta secuencia se produce el fallo al cierre de al menos una PZR-PORV o PZR-SV. Además, en el caso de que hayan defectos previos en los tubos en U de los SGs, puede producirse un SGTR a LP.
- AI4 En el caso de que falle el cabecero EB, la subcriticidad no se puede garantizar, ya que no se aporta boro a largo plazo y la secuencia conduce a daño al núcleo.
- AI5 En esta secuencia fallan a la apertura varias válvulas del PZR debido a la alta presión en el RCS se produce un fallo en el cierre o sellos de las RCPs, transformándose en una secuencia de MBLOCA. Además, en este caso de HP la diferencia de presiones primario-secundario también puede provocar rotura de los tubos en U de los SGs y producirse un SGTR.
- AI6 En esta secuencia se pueden producir distintos tipos de fallo. Por una parte puede fallar la inyección del sistema AFW, lo cual acabaría generando un transitorio de tipo HP y por tanto daría lugar a un MBLOCA o un SGTR. Por otra, se puede producir el fallo a la apertura de un conjunto de válvulas de las líneas de vapor que provoque un transitorio de sobrepresión en el secundario, generando una secuencia de rotura de línea de vapor (SLB) con condiciones de LP en el RCS.
- AI7 En esta secuencia se produce una sobrepresión ya que no se contempla que se abran las válvulas del PZR y por tanto daría lugar a un MBLOCA o un SGTR.
- AI8 En esta secuencia se produce una sobrepresión porque el MTC es mayor que el MTC crítico y por tanto daría lugar a un MBLOCA o un SGTR.
- AI9 En esta secuencia se produce el fallo al cierre de al menos una PZR-PORV o PZR-SV. Además, en el caso de que hayan defectos previos en los tubos en U de los SGs, puede producirse un SGTR a LP.
- AI10 En esta secuencia se produce una sobrepresión porque el MTC es mayor que el MTC crítico anteriormente al fallo al cierre de varias válvulas del PZR y por tanto daría lugar a un MBLOCA o un SGTR.

- AI11 En el caso de que falle el cabecero EB, la subcriticidad no se puede garantizar, ya que no se aporta boro a largo plazo y la secuencia conduce a daño al núcleo.
- AI12 En esta secuencia se produce una sobrepresión porque el MTC es mayor que el MTC crítico anteriormente al fallo a la apertura varias válvulas del PZR y por tanto daría lugar a un MBLOCA o un SGTR.
- AI13 En esta secuencia se pueden producir distintos tipos de fallo. Por una parte puede fallar la inyección del sistema AFW, lo cual acabaría generando un transitorio de tipo HP y por tanto daría lugar a un MBLOCA o un SGTR. Por otra, se puede producir el fallo a la apertura de un conjunto de válvulas de las líneas de vapor que provoque un transitorio de sobrepresión en el secundario, generando una secuencia de rotura de línea de vapor (SLB) con condiciones de LP en el RCS.
- AI14 En esta secuencia se produce una sobrepresión ya que no se contempla que se abran las válvulas del PZR y por tanto daría lugar a un MBLOCA o un SGTR.

Después de describir las secuencias inducidas por ATWS, en las siguientes secciones se analizará un conjunto de secuencias envolventes a todas las AI del ET, Tabla 4.1, que se corresponden con las secuencias AI1, AI2, AI3, AI6, AI8, AI9 y AI13 que se detallan en las siguientes secciones. A su vez, el conjunto de secuencias parten de dos casos:

- **LP CASE.** Caso de baja presión, Figura 4.2, es el caso BASE CASE de LONF-ATWS del Capítulo 2, pero incluyendo el impacto del boro.
- **HP CASE.** Caso de alta presión, Figura 4.2, es un caso con $MTC > MTC_{crítico}$ que es representativo de los casos con el cabecero MC fallado. Las hipótesis del caso son las mismas que el caso base, pero con una potencia nominal inicial de 109 % y un MTC: -12 pcm/K y se considera la acción del boro durante el transitorio.

Por otro lado, se han recopilado las probabilidades de fallo al cierre de las válvulas del PZR y de los SGs, así como de un tubo en U de los SGs, Tabla 4.2. La probabilidades de fallo muestran que son mayores cuando es líquido lo que se descarga por las válvulas, por lo que la mayoría de las hipótesis de fallo en las simulaciones realizadas son el fallo de la válvula una vez salga líquido.

Cabe mencionar que en las secuencias de tipo HP las válvulas de retención del HPSI podrían fallar a la apertura ya que son uno de los componentes con mayor sensibilidad frente a la presión, [NRC-98], no se han simulado los transitorios con este fallo debido a que todos ellos conducen a casos con fallo del HPSI, y por consiguiente daño al núcleo.

Figura 4.1: Árbol de sucesos genérico de ATWS con secuencias inducidas.

Figura 4.2: Casos seleccionados de baja y alta presión en el dominio de daño MTC-Potencia

Tabla 4.1: Secuencias analizadas del ET de secuencias inducidas por ATWS

Tipo	Caso	Tipo de Secuencia	ET	Cubre otros casos del ET
Secuencias Iniciales	LP	LP	AI1	–
	HP	HP	AI8	–
LOCA	1 PZR-PORV	LP	AI3	–
	All-PZR-Vlv	LP	AI3	–
	MBLOCA	HP	AI8	AI5, AI6, AI7, AI10, AI12, AI13, AI14
SLB	1 SG-SV open	LP/HP	AI2, AI9	–
	MSLB	LP/HP	AI6, AI13	–
SGTR	LP-SGTR	LP	AI3	–
	HP-SGTR	HP	AI8	AI5, AI7, AI10, AI12, AI13, AI14
	LP-SGTR + OA	LP	AI3	–
	HP-SGTR + OA	HP	AI8	AI5, AI7, AI10, AI12, AI13, AI14

Tabla 4.2: Probabilidades de fallos de válvulas de alivio y seguridad, [NRC-10] y [INL-07]

CASO/ Cabecero	Descripción de los posibles fallos	Prob.
1 PZR-PORV(PF)	Fallo al cierre de 1/2 PZR-PORVs (liquido)	6.2E-2
	Fallo al cierre de 1/2 PZR-PORVs (vapor)	9.7E-4
	Fallo al cierre de 1/3 PZR-SVs (liquido)	1.0E-1
	Fallo al cierre de 1/3 PZR-SVs (vapor)	7.3E-4
all-PZR-Vlv (PF)	Fallo al cierre de todas PZR-Vlvs (liquido)	3.9E-6
	Fallo al cierre de todas PZR-Vlvs (vapor)	1.6E-10
1 SG-SV (SF)	Fallo al cierre de 1/15 SG-SVs (vapor)	1.2E-4
1 SG-PORV (SF)	Fallo al cierre de 1/3 SG-PORVs (vapor)	1.23E-4
SGTR (PF)	Fallo de 1 tubo un para un 70 % de profundidad de defecto (3 cm de longitud)	0.57

4.2.1. Casos de baja presión (LP) y de alta presión (HP) sin fallos posteriores

Las primeras simulaciones que se han realizado son los casos de partida (LP y HP), Figura 4.2, que se corresponden con las secuencias AI1 y AI8. Las hipótesis de los dos casos son:

- Potencia nuclear, 100 %/110 % (LP/HP)
- MTC = -15 pcm/K (LP) y -12 pcm/K (HP) del ET, Figura 4.1.
- Se le da crédito al efecto del boro. La concentración inicial en el RCS es de 1500 ppm y de 2500 ppm en el tanque de agua de recarga.

Los casos LP (caso base) y HP LONF-ATWS presentan una tendencia similar que ya fue descrita en el análisis del caso base, Capítulo 2. En este nuevo análisis cabe destacar las siguientes diferencias entre los dos casos, Tabla 4.3: La principal diferencia que se observa es en la presión máxima del RCS, ya que en el caso HP es 10 bar mayor que en el caso LP, Figura 4.3. Asimismo, a partir del aislamiento de las MSL se produce señal de inyección de seguridad, Figura 4.5 y los tiempos de actuación de los sistemas se adelantan en el caso HP, Figura 4.4.

Por otra parte, el nivel en el PZR disminuye por la descarga de inventario a través de las válvulas, aunque se recupera en el caso HP después de la descarga de los ACCs, Figura 4.7. Además, el nivel de los SGs se recupera en ambos casos (20 %) debido a la inyección del sistema de AFW, Figura 4.8.

También es importante indicar que a la potencia instantánea se estabiliza en ambos casos al 0 %, Figura 4.9. Asimismo, la reactividad de la fracción de huecos y la inyección de boro son mayores en el caso HP, Figuras 4.10 a 4.12.

Por último, las temperaturas a la salida del núcleo y la PCT presentan la misma tendencia en ambos casos, Figuras 4.13 y 4.14.

Cabe mencionar que aunque en estos casos no se le da crédito al disparo manual de las RCPs, los tiempos de las condiciones de disparo son:

- Caso LP. Las condiciones se cumplen a los 5287 s en potencia y 5240 s en subenfriamiento.
- Caso HP. Las condiciones se cumplen a los 6082 s en potencia, 5242 s en subenfriamiento.

En los análisis posteriores de secuencias inducidas por LONF-ATWS se le ha dado crédito al disparo de las RCPs (excepto MSLB) para los tiempos obtenidos en este análisis.

Tabla 4.3: Secuencia de sucesos de los casos LP y HP.

Tiempo desde LONF (s)		Secuencia
LP	HP	
0 (5100)		LONF
4		MFW trip, caudal nulo tras 4 s
27		Señal de AMSAC bajo nivel (12 %) en los SGs
30		Disparo de Turbina por señal de AMSAC. Hipótesis del análisis
39		95 % de Potencia Nuclear
60		Inyección del sistema AFW. Hipótesis del análisis (TT + 30 s)
90		Presionador sólido
104	92	Aislamiento de las MSL (Señal de baja presión en MSL, 48.1 bar dinámico)
107	104	Máximo de la presión del RCS (190/ 220 bar)
99	87	Demanda del HPSI (Señal de baja presión en MSL, 48.1 bar dinámico [L-L 50-5])
116	177	Inyección del sistema de HPSI
987	478	Estabilización de la Potencia Nuclear al 0 %
–	1300	Inyección de los ACC
1900		Fin de la simulación

Figura 4.3: Presión en el RCS (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.4: Presión en el secundario (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.5: Caudal del SIS por un lazo (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.6: Caudal integrado del ACC por un lazo (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.7: Nivel en el PZR (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.8: Nivel de los SGs (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.9: Potencia instantánea (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.10: Balance de reactividad (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.11: Reactividad total (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.12: nivel de vasija (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.13: Temperatura a la salida del núcleo (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.14: Temperatura máxima de vaina (Comparación casos LP y HP)

Figura 4.15: Diferencia de presiones RCS-SG (Comparación casos LP y HP)

4.3. Secuencias de LOCA inducidos por LONF-ATWS

En la presente sección se analizan los casos con LOCA inducido por ATWS. Las hipótesis generales en éstas secuencias son las mismas que en los casos LP y HP, descritas en la sección anterior. Los casos de LOCA inducido por ATWS analizados corresponde a las secuencias AI3 (LP) y AI8 (HP) incluyen las siguientes hipótesis:

- Potencia nuclear, 100 %/110 % (LP/HP)
- MTC = -15 pcm/K (LP) y -12 pcm/K (HP)
- El caudal del sistema de MFW se pierde totalmente tras cuatro segundos. La señal de AMSAC se activa tras la señal de muy bajo nivel en los SGs, 12 % RE. Tras treinta segundos del LONF actúa el TT y treinta segundos después inyecta el AFW con la capacidad total de 96 kg/s, correspondiente a las 2 MDP y la TDP.
- Se le da crédito a los sistemas de inyección (HPSI, LPSI y ACC).
- En las secuencias HP no se tiene en cuenta el posible fallo HPSI por fallo de apertura de las válvulas de retención.
- Se le da crédito al efecto del boro, la concentración inicial es de 1500 ppm en el RCS y de 2500 ppm en el HPSI.
- Alivio al condensador disponible.
- Se le da crédito al disparo de las RCPs 20 segundos después de cumplir las condiciones para el disparo manual, siguiendo el POE FR-S.1. Dichas condiciones son que la potencia instantánea se encuentre por debajo de un 5 % y que el subenfriamiento de entrada a las bombas sea menor de 3.3 K.

Los casos que se analizan en esta sección son:

- Secuencia AI3, por fallo al cierre de una PZR-PORV (1.5" de diámetro equivalente) desde el caso LP.
- Secuencia AI3, por fallo al cierre de todas las válvulas del PZR (8" de diámetro equivalente) desde el caso LP.
- Secuencia AI8, MBLOCA (instante máxima presión) en la rama fría (en la RCP del lazo 1) con diversos diámetros 2", 3", 4", 6", producido desde el caso HP.

4.3.1. Secuencias de LOCA, inducidos desde el caso LP

En esta sección se analizan las simulaciones de LOCA inducidas por el fallo al cierre de las válvulas del PZR (LP), secuencia AI3 del ET de ATWS, Figura 4.1. Se simulan dos casos, el fallo de una PZR-PORV (SBLOCA de 1.5") y el de todas las válvulas del PZR (MBLOCA de 8"). La principal hipótesis es el fallo al cierre de las válvulas del PZR desde que empieza a salir líquido (80 s aprox. desde el ATWS), Figuras 4.16 y 4.17 considerándose despreciable la probabilidad de fallo en los ciclados previos, ya que la probabilidad de fallo al cierre con vapor es muy baja comparada con el caso de paso de líquido, Tabla 4.2.

A continuación se comparan los dos casos analizados (1 PZR-PORV failure y All-PZR-Vlv failure), Tabla 4.4. Las principales diferencias entre ambos casos son los caudales descargados a través de las válvulas y como consecuencia de éstos la presión máxima del RCS es menor cuanto mayor es el caudal a través de las válvulas, Figuras 4.18 y 4.19. Es decir, la presión máxima del RCS es mayor en el caso 1 PZR-PORV failure, ya que los caudales iniciales de descarga son del orden de 60 kg/s y 550 kg/s (1 PZR-PORV failure y All-PZR-Vlv failure, respectivamente).

Asimismo, a partir del aislamiento de las MSL (baja presión en los SGs) los tiempos de actuación de los sistemas se adelantan en el caso All-PZR-Vlv failure. El aislamiento de las MSL provoca la señal de la demanda de inyección del SIS, Figuras 4.20 y 4.21. Primero inyectando el HPSI y posteriormente, tras 400 segundos aproximadamente se produce la descarga de los ACC ($P_{RCS} < 44$ bar), Figuras 4.22 y 4.19. Además, el LPSI también inyecta en el caso de All-PZR-Vlv failure ($P_{RCS} < 24$ bar), Figura 4.21.

Cabe resaltar que ambos casos llegan a condiciones de RHR ($P_{RCS} < 25$ bar y $T_{RCS} < 450$ K) sin necesidad de enfriamiento a 55 K/h (requerido al entrar en el POE ES-1.2), Figura 4.19.

Por otra parte, inicialmente el nivel del PZR aumenta hasta el 100 % debido al calentamiento y dilatación del agua en ambos casos. Al quedarse la/las válvulas abiertas el nivel fluctúa, Figura 4.23, hasta que se vuelve a recuperar hasta el 100 %.

Como conclusión principal cabe destacar que durante la secuencia no se observa condición de descubrimiento del núcleo, Figuras 4.24 y 4.25, aunque el nivel colapsado alcanza valores del orden de 0.6 m.

Tabla 4.4: Secuencia ATWS-LP LOCA

Acción del Operador	Descripción	Tiempo (s)	
		1 PZR-PORV	All-Vlv
	LONF y entrada al POE FR-S.1	5100	
	LOCA, fallo en abierto. Hipótesis	5180	
	Aislamiento e inyección automática del sistema de HPSI	5215.6	5211.7
	Potencia instantánea por debajo del 5 % (Paso 7 del POE FR-S.1).	5294	5263
AO-0	Disparo de las RCPs (20 s de retraso)	5314.0	5283.0
	Salida del FR-S.1, paso 16	5580	
	Inyección de los ACC	5755	6211
	Inyección del LPSI	—	6532

Figura 4.16: Fracción de huecos a la descarga de las válvulas del PZR (caso LP sin LOCA)

Figura 4.17: Ciclado de las válvulas del PZR (caso LP sin LOCA)

Figura 4.18: Caudal a través de la rotura (LOCA inducido desde LP)

Figura 4.19: Presión en el RCS (LOCA inducido desde LP)

Figura 4.20: Presión en el secundario (LOCA inducido desde LP)

Figura 4.21: Caudal del sistema de inyección de seguridad por un lazo (LOCA inducido desde LP)

Figura 4.22: Caudal del acumulador de una lazo (LOCA inducido desde LP)

Figura 4.23: Nivel del PZR (LOCA inducido desde LP)

Figura 4.24: Nivel de vasija (LOCA inducido desde LP)

Figura 4.25: Temperatura máxima en vaina (LOCA inducido desde LP)

Figura 4.26: Potencia instantánea (LOCA inducido desde LP)

4.3.2. Secuencias de LOCA, inducidos desde el caso HP

En esta sección se han analizado cuatro casos con distintos tamaños de rotura (2", 3", 4", 6") simulando una rotura por fallo en el cierre y/o sellos de las bombas desde el caso de alta presión, secuencia AI8 del ET de ATWS, Figura 4.1.

Los casos analizados de MBLOCA inducidos por ATWS siguen la misma tendencia, aunque los caudales a través de la rotura varían desde 100 a 300 kg/s, Figura 4.27. Esto provoca que la presión máxima en el RCS sea menor cuanto mayor es el caudal a través de la rotura, Figuras 4.28 y 4.29. La descripción de las secuencias se centrará en el caso de 4", Tabla 4.6.

Previamente a la rotura, todos los casos presentan la misma tendencia que el caso HP, posteriormente se observa una despresurización muy acusada, cuya pendiente depende el tamaño de rotura. Asimismo, a partir del aislamiento de las MSL (baja presión en los SGs) los tiempos de actuación de los sistemas difieren entre los casos. Después de 20 s de la señal de la demanda del SIS, inyectan el HPSI, los ACCs y el LPSI, Figuras 4.31 y 4.32.

Cabe resaltar que todos los casos llegan a condiciones de RHR ($P_{RCS} < 25$ bar y $T_{RCS} < 450$ K) e inyección del LPSI sin necesidad de enfriamiento a 55 K/h (requerido al entrar en el POE ES-1.2), Figura 4.28, ya que las rotura son suficientemente grandes.

Por otra parte, el nivel del PZR se hace nulo, aunque después se recupera al 100 %, Figura 4.33.

Como conclusión principal cabe destacar que durante la secuencia no se observa condición de descubrimiento del núcleo, Figuras 4.34 y 4.35, aunque el nivel colapsado alcanza valores del orden de 0.5 m.

Tabla 4.5: Tiempos de las condiciones de disparo de RCPs para MBLOCA

	POWER <5 % (s)	Subenfriamiento (s)
2"	5247.5	5227.5
3"	5236.5	5219.0
4"	5229.5	5214.3
6"	5235.5	5219.0

Tabla 4.6: Tabla de la secuencia ATWS-HP MBLOCA

Acción del Operador	Descripción	Tiempo (s)
	LONF y entrada al F.R.-S.1	5100.0
	MBLOCA (2", 3", 4" y 6") en el instante de máxima presión	5203.0
	Aislamiento e inyección automática del sistema de HPSI (5 s de retraso de la señal de baja presión en el secundario (con L- L) por arranque de bombas)	5255.9, 5233.2 5208.9, 5231.6
	Potencia instantánea por debajo del 5 %. Paso 7 del F.R.-S.1	5247.5, 5236.5 5229.5, 5235.5
AO-0	Disparo de las RCPs (20 s de retraso)	5267.5, 5256.5 5249.5, 5255.5
	Salida del F.R.-S.1	5580.0
	Inyección de los ACC (44 bar)	6246.5, 5821.8 5607.4, 5838.2
	Inyección de los LPSI (24 bar)	6244.1, 6889.6 7766.7, 6605.9

Figura 4.27: Caudal a través de la rotura (LOCA inducido desde HP)

Figura 4.28: Presión en el RCS (LOCA inducido desde HP)

Figura 4.29: Presión en el RCS ampliado el pico de presión (LOCA inducido desde HP)

Figura 4.30: Potencia instantanea (LOCA inducido desde HP)

Figura 4.31: Caudal del sistema de inyección de seguridad por un lazo (LOCA inducido desde HP)

Figura 4.32: Caudal del acumulador de una lazo (LOCA inducido desde HP)

Figura 4.33: Nivel del PZR (LOCA inducido desde HP)

Figura 4.34: Nivel de vasija (LOCA inducido desde HP)

Figura 4.35: Temperatura máxima de vaina (LOCA inducido desde HP)

4.4. Secuencias SLB inducidas por LONF-ATWS

En el caso de LONF-ATWS se puede producir un SLB por el fallo al cierre de una válvula de los SGs que a su vez implique una rotura de las MSL, Tabla 4.2. En esta sección se analizan cuatro casos:

- Fallo al cierre de una válvula. Se selecciona de forma conservadora la válvula que da más caudal (SG-SV: 5" de diámetro equivalente de la válvula) desde los casos LP (apertura del 55 %) y HP (apertura del 64 %). Secuencias AI2, AI9 del ET de ATWS, Figura 4.1.
- Rotura en doble guillotina de una MSL (a la salida de la cabeza del SG 3, $D = 0.6$ m) al superar el criterio de aceptación en el secundario por fallo a la apertura de varias válvulas (fallo del SD, 1 SG-PORV y 3/5 SG-SV por cada línea, Figura 3.10) de los SGs desde los casos LP y HP. Secuencias AI6, AI13 del ET de ATWS, Figura 4.1

Las hipótesis generales de ATWS en éstas secuencias son las mismas que en los casos LP y HP junto con las de SLB:

- Potencia de 100 %/110 % (LP/HP)
- MTC = -15 pcm/K (LP) y de -12 pcm/K (HP).
- Se le da crédito al efecto del boro, la concentración inicial es de 1500 ppm en el circuito RCS y de 2500 ppm en el HPSI.
- No se le da crédito al disparo de las RCPs.
- Inyección de alta presión (1/2) y ACCs (44 bar) en automático.

4.4.1. Fallo al cierre de una SG-SV (LP/HP)

En esta sección se analizan los casos de fallo al cierre de una SG-SV desde los casos LP y HP, secuencias AI2 y AI9.

A continuación se describen las secuencias de fallo al cierre de 1 SG-SV (LP/HP), Tabla 4.7. Las diferencias de los casos SLB con respecto a los casos de partida (LP/HP) son mínimas, sin embargo debido al caudal a través de la rotura (70 kg/s) similar en ambos casos, se observa que la descarga de inventario por las MSL provoca un enfriamiento que afecta al balance de reactividad, Figuras 4.36 a 4.39.

Asímismo, se aíslan las MSL (baja presión en los SGs) lo que provoca la inyección del HPSI, Figuras 4.42 y 4.43. Tras ello, tanto la presión como la potencia disminuyen alcanzando el 5 % de potencia instantánea, Figuras 4.44, 4.40 y 4.41. Después, los ACCs también inyectan, Figura 4.45.

Cabe resaltar que en ningún caso se llega a condiciones de RHR ($P_{RCS} < 25$ bar y $T_{RCS} < 450$ K) o inyección del LPSI, por lo que se prevee la necesidad de enfriamiento a 55 K/h (requerido al entrar en el POE ES-1.2), Figuras 4.40 y 4.41.

Por último, el nivel del PZR se hace nulo en los dos casos, recuperándose en el caso de fallo al cierre de 1 SG-SV desde LP debido a la inyección de los ACCs, Figura 4.46. Por su parte, el nivel colapsado de la vasija es bajo, en el caso de 1 SG-SV atascada para HP, sin embargo la PCT disminuye después del máximo de presión, por lo que se observa que no existe condición de descubrimiento del núcleo, Figuras 4.47 y 4.48.

La conclusión principal en este caso es que la descarga de inventario por la SG-SV provoca enfriamiento del moderador lo que provoca una inserción de reactividad positiva, sin embargo no se llega a producir la condición de reactor supercrítico, ya que la inyección de boro evita dicha circunstancia.

Tabla 4.7: Secuencias ATWS-LONF LP y HP SLB

Descripción	Tiempo (s)	
	LP	HP
LONF y entrada al F.R.-S.1	5100	
SLB, fallo en abierto. Hipótesis	5165	5155
Aislamiento e inyección automática del sistema de HPSI por la señal de baja presión (compensada con un Lead- Lag) con 5 segundos de retraso por arranque de las bombas	5215	5276
Potencia instantánea por debajo del 5 %.	5299	5259
Salida del FR-S.1, paso	5580	
Inyección de los ACC	6192	5920

Figura 4.36: Caudal a través de la rotura (SLB inducido desde LP)

Figura 4.37: Caudal a través de la rotura (SLB inducido desde HP)

Figura 4.38: Reactividad total (SLB inducido desde LP)

Figura 4.39: Reactividad total (SLB inducido desde HP)

Figura 4.40: Presión en el RCS (SLB inducido desde LP)

Figura 4.41: Presión en el RCS (SLB inducido desde HP)

Figura 4.42: Presión en el secundario (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.43: Caudal del sistema de inyección de seguridad por un lazo (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.44: Potencia instantánea (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.45: Caudal integrado del acumulador de una lazo (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.46: Nivel del PZR (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.47: Nivel de vasija (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.48: Temperatura máxima en vaina (SLB inducido desde LP y HP)

4.4.2. SLB por fallo a la apertura de varias SG-SV (LP/HP)

En esta sección se analizan los casos de rotura de una MSL debido al fallo a la apertura de tres SG-SV desde los casos LP y HP, secuencias AI6 y AI13.

A continuación se comparan las secuencias de SLB inducida (LP/HP), Tabla 4.8. Las principales diferencias entre ambas secuencias se observa en los caudales (diferencia de 850 kg/s), reactividades (diferencia en el mínimo de 0.02 es debida a la realimentación de boro) y como consecuencia del enfriamiento en la presión máxima del RCS, Figuras 4.49 a A.18.

Por una parte, el caudal inicial integrado de ambos casos analizados es similar en el lado de salida de vapor de la cabeza del SG con rotura e idéntico en el lado de la línea hacia las válvulas del SG, Figura 4.49. La descarga de inventario por las MSL provoca el enfriamiento del moderador afectando al balance de reactividad, Figuras A.21 y 4.51. Con respecto al caso anterior (1 SG-SV failure LP/HP) las diferencias se encuentran en la gran cantidad de caudal que sale a través de la rotura que provoca una bajada brusca de la presión del RCS, Figuras A.18 y 4.53.

Asimismo, debido a la rotura se aíslan las MSL (señal de baja presión en 1/3 SGs), lo que provoca que la presión en el RCS aumente debida al calentamiento del moderador, aunque el máximo es menor que en los casos LP/HP. Después se produce la demanda de la señal de inyección del SIS, Figuras 4.54, 4.55 y 4.56. Posteriormente, la secuencia se comporta de manera similar a los casos anteriores, Figuras 4.57 a 4.61.

La conclusión principal en este caso es que la descarga de inventario por la rotura provoca enfriamiento del moderador lo que provoca una inserción de reactividad positiva, sin embargo no se llega a producir la condición de reactor supercrítico, ya que la inyección de boro evita dicha circunstancia.

Tabla 4.8: Secuencias ATWS-LONF LP y HP SLB

Descripción	Tiempo (s)	
	LP	HP
LONF y entrada al F.R.-S.1	5100	
SLB, fallo en abierto. Hipótesis	5165	5155
Aislamiento e inyección automática del sistema de HPSI por la señal de baja presión (compensada con un Lead- Lag) con 5 segundos de retraso por arranque de las bombas	5215	5276
Potencia instantánea por debajo del 5 %.	5299	5259
Salida del FR-S.1, paso	5580	
Inyección de los ACC	6192	5920

Figura 4.49: Caudal integrado a través de la rotura (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.50: Balance de reactividades (SLB inducido desde LP)

Figura 4.51: Balance de reactividades (SLB inducido desde HP)

Figura 4.52: Presión en el RCS (SLB inducido desde LP)

Figura 4.53: Presión en el RCS (SLB inducido desde HP)

Figura 4.54: Presión en el secundario (SLB inducido desde LP)

Figura 4.55: Presión en el secundario (SLB inducido desde HP)

Figura 4.56: Caudal del sistema de inyección de seguridad por un lazo (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.57: Potencia instantánea (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.58: Caudal integrado del acumulador de una lazo (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.59: Nivel del PZR (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.60: Nivel de vasija (SLB inducido desde LP y HP)

Figura 4.61: Temperatura máxima en vaina (SLB inducido desde LP y HP)

4.5. Secuencias de SGTR inducido por LONF-ATWS

En esta sección se analizan las secuencias de SGTR inducidas por LONF-ATWS, distinguiéndose cuatro casos. Por un lado, a baja presión se puede inducir SGTR en los tubos en U que contienen defectos o pequeñas fugas dando lugar a dos casos: con y sin acciones del operador. Por otro lado, la alta diferencia de presión producida por el caso HP también puede inducir SGTR, dando lugar igualmente a dos casos: con y sin acciones del operador como se ha indicado en los árboles de sucesos de [NRC-16].

Tal y como se menciona en la sección 4.1, en [NRC-98] se estima que la contribución de SGTR inducidos por ATWS a la CDF es de aproximadamente $1E-7/(r \cdot y)$ donde se asume que la probabilidad condicionada de la rotura de uno o más tubos es igual a 1. A diferencia del valor de la contribución a la CDF en [NRC-98], la contribución a la CDF mostrada en [Bar-01] es de aproximadamente $2E-6/(r \cdot y)$. La contribución de SGTR inducido por ATWS a la CDF de estas dos referencias se diferencia en un orden de magnitud, esto puede ser debido a que en [NRC-98] se cuantifica mediante una estimación y en [Bar-01] se cuantifica dentro del PRA de la unidad 2 de Indian Point.

Aplicando los datos incluidos en [NRC-16] al modelo en TRACE, se cuantifica que la CDF de la secuencia SGTR inducida por ATWS es de $7E-3/xSG$.

Las secuencias SGTR inducidas por LONF-ATWS simuladas en esta sección con el objetivo de analizar su problemática son cuatro, secuencias AI3 y AI8:

- SGTR inducido por LONF-ATWS sin acciones del operador:
 - LP-SGTR
 - HP-SGTR
- SGTR inducido por LONF-ATWS con acciones del operador:
 - LP-SGTR + OA
 - HP-SGTR + OA

Las hipótesis base de los casos simulados son las mismas que las descritas en la sección 4.2.1 para LP y HP, pero además se han añadido hipótesis:

- Potencia nuclear del 100%/110% (LP/HP)
- MTC = -15 pcm/K (LP) y -12 pcm/K (HP).
- SGTR en el lazo tres, en el instante de máxima presión.
- Se le da crédito a los sistemas de inyección (HPSI y ACC).
- Alivio al condensador disponible
- Se le da crédito al efecto del boro, la concentración inicial es de 1500 ppm en el circuito primario y de 2500 ppm en el HPSI.

- Se da credibilidad al disparo manual de las RCPs 20 segundos después de cumplir que la potencia instantánea sea menor del 5 % (5256 s en el caso de LOW-P SGTR, 5253s en el caso de HIGH-P SGTR), ya que la condición de subenfriamiento ocurre con anterioridad (5233 s en el caso de LOW-P SGTR, 5253s en el caso de HIGH-P SGTR).

4.5.1. SGTR inducido desde los casos LP y HP sin acciones del operador

En esta sección se analizan los casos SGTR inducidos por LONF-ATWS sin acciones del operador. El análisis de estas secuencias, permite conocer la evolución y fenomenología de los casos SGTR inducidos desde LP y HP. A continuación se describen las principales diferencias entre las secuencias analizadas, Tabla 4.9: Inicialmente el caudal a través de la rotura provoca la despresurización del RCS junto con la apertura de las SG-PORVs, la despresurización es más rápida para HP-SGTR que para LP-SGTR, ya que el caudal inicial por la rotura en HP-SGTR es mayor que en LP-SGTR, Figuras 4.62, 4.63, 4.64 y 4.65. En el instante inicial existe una pérdida de caudal a través del SG fallado (FSG) en ambos casos, por tanto se tiene una dosis mínima que se escapa al exterior, Figura 4.65.

Tras pasar la presión máxima del RCS, se aíslan las MSL por baja presión en el secundario, provocando la inyección del HPSI, Figuras 4.63, 4.64 y 4.21. Respecto a la potencia, una vez alcanzado el 5 %, se disparan manualmente las RCPs, Figura 4.67.

Asimismo, el nivel del PZR se hace nulo debido la pérdida de inventario a través de la rotura hasta que los SGs comienzan a llenarse e inyectan los ACCs en ambos casos, momento en el que el PZR se llena y queda estable en el 100 %, Figuras 4.70, 4.68, 4.63 y 4.64. Además, el nivel colapsado de la vasija en los dos casos es bajo, pero la PCT disminuye después del máximo de presión por lo que no se llega a condiciones de descubrimiento del núcleo, Figuras 4.71, 4.69 y 4.72.

Cabe resaltar que no se llega a condiciones de RHR ($P_{RCS} < 25$ bar y $T_{RCS} < 450$ K) ni inyección del LPSI, Figuras 4.63 y 4.64. Por otro lado, al cabo de 1000 segundos aproximadamente después del SGTR, el nivel de R.E. de los SGs en ambos casos aumenta hasta llegar al 100 %, a la vez el caudal a través de la rotura no cesa. Cabe la posibilidad de que los SGs se llenen provocando que salga inventario a través de las SG-PORVs, Figuras 4.71 y 4.62.

Como conclusión principal, en ambos casos se llenan los SGs y no se llega a equilibrar primario- secundario, y no se llega a condiciones de RHR la planta no se estabilizaría en parada caliente siendo necesario la acción del operador para evitar el llenado de los SGs y así evitar el escape de inventario de radionucleidos al exterior. No obstante, cabe resaltar que la planta sin SCRAM es capaz de llegar a las condiciones para iniciar las acciones del operador para secuencias SGTR (requeridas al entrar en el POE E-3) sin problemas de reactividad.

Tabla 4.9: Tabla de la secuencia ATWS-HIGH-P SGTR

Acción del Operador	Descripción	Tiempo (s)	
		LOW-P	HIGH-P
	LONF y entrada al F.R.-S.1	5100	
	SGTR en el instante de máxima presión	5203	
	Aislamiento e inyección automática del sistema de HPSI (5 s de retraso de la señal de baja presión en el secundario (con L- L) por arranque de bombas)	5215.7	5268.8
	Potencia instantánea por debajo del 5%. Paso 7 del F.R.-S.1	5296	5256
AO-0	Disparo de las RCPs (20 s de retraso)	5316	5276
	Inyección de los ACC (44 bar)	7375	6375
	Salida del F.R.-S.1	5580

Figura 4.62: Caudal a través de la rotura (LP-SGTR y HP-SGTR)

Figura 4.63: Presiones en el RCS y SGs (LP-SGTR)

Figura 4.64: Presiones en el RCS y SGs (HP-SGTR)

Figura 4.65: Caudal a través de las SG-PORVs (LP-SGTR y HP-SGTR)

Figura 4.66: Caudal del SIS (LP-SGTR y HP-SGTR)

Figura 4.67: Potencia nuclear (LP-SGTR y HP-SGTR)

Figura 4.68: Caudal del acumulador de una lazo (LP-SGTR y HP-SGTR)

Figura 4.69: Nivel de la vasija (LP-SGTR y HP-SGTR)

Figura 4.70: Nivel en el PZR (LP-SGTR y HP-SGTR)

Figura 4.71: Nivel de R.E. en los SGs (LP-SGTR y HP-SGTR)

Figura 4.72: Temperatura máxima de vaina (LP-SGTR y HP-SGTR)

4.5.2. SGTR inducido desde el caso LP con acciones del operador

En esta sección se analiza el caso SGTR inducido por LONF-ATWS desde el caso LP (a baja presión se puede inducir SGTR en los tubos en U que contienen defectos o pequeñas fugas) con acciones del operador. Las hipótesis de los casos simulados son las descritas en la sección 4.2.1 para LP:

- Se da credibilidad al disparo manual (AO-0) de las RCPs 20 segundos después de cumplir que la potencia instantánea sea menor del 5 % (5256 s en el caso de LP-SGTR, 5253s en el caso de HP-SGTR), ya que la condición de subenfriamiento ocurre con anterioridad (5233 s en el caso de LP-SGTR, 5253s en el caso de HP-SGTR).
- Actuación manual (AO-2) de las SG-PORV en los SGs intactos para realizar el enfriamiento del primario mediante despresurización del secundario.
- Actuación manual (AO-5) de las PZR-PORV para realizar la despresurización del primario e igualar presiones.
- Acciones del operador hasta minimizar el caudal por la rotura, Tabla 4.10

Cabe resaltar que los tiempos de actuación de las acciones humanas incluidas en el SGTR inducido son tiempos medios de entrenamiento de operadores recopilados en el WCAP-10698, [WEC-92] y [Reb-15]. Los tiempos están referidos desde la entrada al POE FR-S.1, Tabla 4.10.

La descripción de la secuencia LP-SGTR + OA analizada en la presente sección, Tabla 4.11, presenta la misma tendencia que el caso de partida (LP-SGTR), aunque en este caso se tiene en cuenta las acciones del operador. Por tanto, la despresurización del RCS es debida por la pérdida de inventario del RCS a través de la rotura y de las SG-PORVs, Figuras 4.74, 4.76 y 4.77.

Tras pasar la presión máxima del primario, se aíslan las MSL (baja presión en los SGs), lo que provoca la inyección automática del HPSI, Figuras 4.76 y 4.74. Respecto a la potencia, una vez alcanzado el 5 %, se disparan manualmente las RCPs, Figura 4.75. Durante el tiempo en el que el operador sale del POE FR-S.1 y entra en los POEs E-0 y E-3, inyectan los ACCs, Figuras 4.76 y 4.78.

Una vez detectado el SGTR en el POE E-0, pasos 21 o 25 o 29, Figura 4.73 los operadores pasan al POE E-3: Transitorio SGTR. Transcurridos 15 minutos desde la salida del procedimiento FR-S.1 se aísla el FSG, paso 3 del POE E-3, a esta acción se le denomina AO-1. El objetivo de esta acción es que no salga inventario a través de las SG-PORVs y que posteriormente el operador pueda actuar sobre los SGs intactos (ISG). Después del aislamiento, el FSG se diferencia de los ISG porque las presiones en el secundario son distintas, Figura 4.76.

Por otro lado, el corte del AFW (acción AO-2) en el FSG, paso 4 del POE E-3 (paso de acción continua). Al ser un paso de acción continua ($L_{RE} > 30\%$ con respecto de la placa de tubos), implica que el corte del AFW se realiza si se cumple la condición y en este caso se cumple después del inicio del enfriamiento. Además, el nivel de R.E. del FSG se debe mantener estable al valor del 40 %, Figuras 4.91 y 4.92.

Aproximadamente 3.5 minutos después del aislamiento del FSG se realiza el corte del AFW (acción AO-2) en el mismo, paso 4 del POE E-3 (paso de acción continua). Al ser un paso de acción continua ($L_{RE} > 30\%$ con respecto de la placa de tubos), implica que el corte del AFW se realiza si se cumple la condición y en este caso se cumple después del inicio del enfriamiento. Además, el nivel de R.E. del FSG se debe mantener estable al valor del 40 %, Figuras 4.79 y 4.80.

Casi simultáneamente se inicia el enfriamiento del RCS a través de los ISGs hasta igualar las presiones del RCS y FSG, paso 13 del POE E-3 (Acción AO-3), Figura 4.77. El fin del enfriamiento del RCS a través de los ISGs ocurre cuando la presión en el RCS es menor de 474.15 K (condición del paso 13), 8 segundos aprox. después de su inicio.

Después del fin del enfriamiento a través de los ISGs el caudal a través de la rotura no queda anulado, por ello se inicia la despresurización a través de una PZR-PORV ($P_{RCS} < P_{FSG}$ y $L_{PZR} > 14\%$), paso 16 del POE E-3 (acción AO-6), Figura 4.81. Esta despresurización finaliza tres minutos después.

Tras la despresurización, el caudal a través de la rotura es reverso, por lo que cortando el SIS se hace más cercano a cero (cumpliendo todas las condiciones: $L_{RE} > 10\%$, P_{RCS} estable y $L_{PZR} > 14\%$), paso 20 del POE E-3 (acción AO-7). En este momento se alcanza un pseudo-equilibrio, pues el inventario que se pierde por la rotura es aproximadamente igual al que se inyecta, Figura 4.74.

De la misma forma que ocurría en LP-SGTR, el nivel del PZR se vacía debido la pérdida de inventario a través de la rotura hasta que los SGs comienzan a llenarse e inyectan los ACCs, momento en el que el PZR se llena y queda estable en el 100 % (se estabiliza antes que el caso LP-SGTR). Por otro lado, el nivel colapsado de la vasija es bajo, pero la PCT disminuye después del máximo de presión por lo que no se llega a condiciones de descubrimiento del núcleo, Figuras 4.82, 4.83 y 4.84.

Como conclusión principal, se confirma que las acciones del operador son necesarias, ya que permiten evitar el llenado de los SGs y así evitar el escape de inventario de radionucleidos al exterior. Cabe mencionar que no presenta problemas en la estabilización de la planta, llegando a condiciones de parada caliente sin SCRAM. Aunque, no llega a condiciones de RHR ($P_{RCS} < 25$ bar y $T_{RCS} < 450$ K) se queda próximo, por lo que se estima necesario la acción del operador para llevar a la planta a parada fría mediante el POE ECA-3.1.

Tabla 4.10: Tabla de tiempos de actuación del operador, [WEC-92]

Acción del Operador	Descripción	Tiempo (s)
AO-1	Aislamiento del FSG, Paso 3 del POE E-3	900
AO-3	Corte de AFW al cumplir todas las condiciones, Paso 4 del POE E-3 (acción continua)	TRACE
AO-2	Inicio del enfriamiento del primario a través de ISGs-PORVs, Paso 13 del POE E-3	1140
AO-4	Fin del enfriamiento del primario a través de ISGs-PORVs ($P_{RCS} < 474.15$ K), Paso 13 del POE E-3	2200
AO-5	Inicio de la despresurización a través de una PZR-PORV, Paso 16 del POE E-3	2690
AO-6	Fin de la despresurización a través de una PZR-PORV, Paso 16 del POE E-3	TRACE
AO-7	Fin de la IS, Paso 20 del POE E-3	TRACE

Figura 4.73: POEs utilizados en la secuencia de SGTR inducido por ATWS

Tabla 4.11: Tabla de la secuencia ATWS-LP-SGTR-AO

Acción del Operador	Descripción	Tiempo (s)
	LONF y entrada al F.R.-S.1	5100
	SGTR en el instante de máxima presión	5203
	Aislamiento e inyección automática del sistema de HPSI (5 s de retraso de la señal de baja presión en el secundario (con L- L) por arranque de bombas)	5269
	Potencia instantánea por debajo del 5 %. Paso 7 del F.R.-S.1	5256
AO-0	Disparo de las RCPs (20 s de retraso)	5276
	Salida del F.R.-S.1	5580
	Inyección de los ACC (44 bar)	6375
AO-1	Aislamiento del FSG, Paso 3 del POE E-3	6480
AO-3	Corte de AFW al cumplir todas las condiciones, Paso 4 del POE E-3 (acción continua)	6700
AO-2	Inicio del enfriamiento del primario a través de ISGs-PORVs, Paso 13 del POE E-3	6720
AO-4	Fin del enfriamiento del primario a través de ISGs-PORVs ($P_{RCS} < 474.15$ K), Paso 13 del POE E-3	7185
AO-5	Inicio de la despresurización a través de una PZR-PORV, Paso 16 del POE E-3	7630
AO-6	Fin de la despresurización a través de una PZR-PORV, Paso 16 del POE E-3	7810
AO-7	Fin de la IS, Paso 20 del POE E-3	8000

Figura 4.74: Caudal a través de la rotura y SIS (LP-SGTR + AO)

Figura 4.75: Potencia instantánea (LP-SGTR + AO)

Figura 4.76: Presión en el primario (LP-SGTR + AO)

Figura 4.77: Caudal de las SG-PORVs (LP-SGTR + AO)

Figura 4.78: Caudal del acumulador de una lazo (LP-SGTR + AO)

Figura 4.79: Caudal del AFW (LP-SGTR + AO)

Figura 4.80: Nivel de R.E. en los SGs (LP-SGTR + AO)

Figura 4.81: Caudal de una PZR-PORV (LP-SGTR + AO)

Figura 4.82: Nivel en el PZR (LP-SGTR + AO)

Figura 4.83: Nivel de vasija (LP-SGTR + AO)

Figura 4.84: Temperatura máxima de vaina (LP-SGTR + AO)

Figura 4.85: Temperaturas a la salida del núcleo (LP-SGTR + AO)

4.5.3. SGTR inducido desde el caso HP con acciones del operador

En esta sección se analiza el caso SGTR inducidos por LONF-ATWS para el caso HP (el caso de alta presión provoca una gran diferencia de presiones entre primario y secundario) con acciones del operador, ya que en la sección anterior se ha visto necesaria la acción del operador a la hora de estabilizar primario-secundario y evitar el escape de inventario a través de los SG-PORVs. La diferencia en las hipótesis del caso simulado con respecto al caso LP-SGTR + OA son la potencia nuclear (110 %) y el MTC (-12 pcm/K). Por lo que el análisis de la secuencia HP-SGTR + OA también es similar al realizado para la secuencia LP-SGTR + OA, Tabla 4.12 y Figuras 4.86 a 4.97.

La principal diferencia con respecto al caso LP-SGTR + OA es que después del fin del enfriamiento a través de los ISGs el caudal a través de la rotura no queda anulado, por ello se inicia la despresurización a través de una PZR-PORV ($P_{RCS} < P_{FSG}$ y $L_{PZR} > 14\%$), paso 16 del POE E-3 (acción AO-6), Figura 4.93. Minutos más tarde sigue sin anularse por lo que se corta el SIS (cumpliendo todas las condiciones: $L_{RE} > 10\%$, P_{RCS} estable y $L_{PZR} > 14\%$), paso 20 del POE E-3 (acción AO-6), a la vez que sigue la despresurización durante 4 minutos y minutos más tarde se alcanza un pseudo-equilibrio, pues el inventario que se pierde por la rotura es aproximadamente igual al que se inyecta, Figura 4.86.

Como conclusión principal, se confirma que las acciones del operador son necesarias, ya que permiten evitar el llenado de los SGs y así evitar el escape de inventario de radionucleidos al exterior. Cabe mencionar que al igual que el caso LP-SGTR + OA no presenta problemas en la estabilización de la planta, llegando a condiciones de parada caliente sin SCRAM. Aunque, no llega a condiciones de RHR ($P_{RCS} < 25$ bar y $T_{RCS} < 450$ K) se queda próximo, por lo que se estima necesario la acción del operador para llevar a la planta a parada fría mediante el POE ECA-3.1.

Tabla 4.12: Tabla de la secuencia ATWS-HP-SGTR-AO

Acción del Operador	Descripción	Tiempo (s)
	LONF y entrada al F.R.-S.1	5100
	SGTR en el instante de máxima presión	5203
	Aislamiento e inyección automática del sistema de HPSI (5 s de retraso de la señal de baja presión en el secundario (con L- L) por arran- que de bombas)	5269
	Potencia instantánea por debajo del 5 %. Paso 7 del F.R.-S.1	5256
AO-0	Disparo de las RCPs (20 s de retraso)	5276
	Salida del F.R.-S.1	5580
	Inyección de los ACC (44 bar)	6375
AO-1	Aislamiento del FSG, Paso 3 del POE E-3	6480
AO-2	Inicio del enfriamiento del primario a través de ISGs-PORVs, Paso 13 del POE E-3	6720
AO-3	Corte de AFW al cumplir todas las condiciones, Paso 4 del POE E-3 (acción continua)	7200
AO-4	Fin del enfriamiento del primario a través de ISGs-PORVs ($P_{RCS} < 474.15$ K), Paso 13 del POE E-3	7450
AO-5	Inicio de la despresurización a través de una PZR-PORV, Paso 16 del POE E-3	7630
AO-6	Fin de la IS, Paso 20 del POE E-3	7750
AO-7	Fin de la despresurización a través de una PZR-PORV, Paso 16 del POE E-3	8000

Figura 4.86: Caudal a través de la rotura y SIS (HP-SGTR + AO)

Figura 4.87: Potencia instantánea (HP-SGTR + AO)

Figura 4.88: Presión en el primario (HP-SGTR + AO)

Figura 4.89: Caudal de las SG-PORVs (HP-SGTR + AO)

Figura 4.90: Caudal del acumulador de una lazo (HP-SGTR + AO)

Figura 4.91: Caudal del AFW (HP-SGTR + AO)

Figura 4.92: Nivel de R.E. en los SGs (HP-SGTR + AO)

Figura 4.93: Caudal de una PZR-PORV (HP-SGTR + AO)

Figura 4.94: Nivel de vasija (HP-SGTR + AO)

Figura 4.95: Nivel en el PZR (HP-SGTR + AO)

Figura 4.96: Temperatura máxima de vaina (HP-SGTR + AO)

Figura 4.97: Temperaturas a la salida del núcleo (HP-SGTR + AO)

4.6. Conclusiones del capítulo

El objeto de este capítulo ha sido ampliar el análisis de la secuencia LONF-ATWS con las secuencias inducidas por la misma, ya que la sobrepresión causa que ciertas partes del RCS puedan fallar o romper.

Se han simulado un conjunto de casos que permite conocer la evolución y fenomenología de cada una de las secuencias. En general, ningún caso simulado presenta problemas en la estabilización de la planta llegando a condiciones de parada caliente sin la necesidad de SCRAM, por lo que las secuencias pasan a estar dominadas por el tipo de transitorio de rotura o fallo y aunque el núcleo presenta descubrimiento, la PCT disminuye después del máximo de presión del RCS y no hay daño al núcleo. Las conclusiones parciales muestran que:

- En los casos de **fallo al cierre de las válvulas del PZR desde LP** a mayor caudal a través de las válvulas falladas, más rápidamente disminuye la presión del RCS. En ningún momento hay descubrimiento del núcleo.
- En los casos de **MBLOCA por el fallo del cierre o del sello de las RCPs desde HP** la evolución de la secuencia es igual para todos los casos simulados, la presión del RCS disminuye rápidamente hasta que inyecta el LPSI. Los casos pasan a estar dominados por el LOCA. En el análisis se puede observar que la subcriticidad no es un problema por el aporte de boro a través del SIS, el HPSI es capaz de compensarlo. además, en ningún momento hay descubrimiento del núcleo.
- En los casos de **SLB ó fallo al cierre de una SG-SV desde LP y HP** la descarga de inventario provoca enfriamiento del moderador que provoca una inserción de reactividad positiva. Sin embargo, no se llegan a producir que el reactor se haga supercrítico ya que la inyección de boro evita dicha circunstancia.
- En la evolución de los casos de **SGTR desde LP y HP sin acciones del operador** el nivel de R.E. en los SGs aumenta hasta el llenado de los SGs, de forma que se cree necesaria la acción del operador para evitar el llenado de los SGs y así evitar el escape de inventario radiactivo al exterior.
- Se confirma que las acciones del operador en los casos **SGTR desde LP y HP** permiten evitar el llenado de los SGs y llevar a la planta a un pseudo-equilibrio entre primario y secundario. Además, a largo plazo sería necesario el enfriamiento a 55 K/h hasta alcanzar las condiciones de RHR.

Por último, cabe recordar que en los casos HP, si se tiene en cuenta el posible fallo de las válvulas de retención del HPSI las secuencias serían de daño.

En conjunto se observa que, salvo que fallen las válvulas de retención en las secuencias de HP, la secuencias inducidas por ATWS no representan un incremento del riesgo, salvo que se produjeran otros fallos no tenidos en cuenta en el presente análisis.

Capítulo 5

Conclusiones generales de la tesis y desarrollos futuros

5.1. Conclusiones generales

En el presente capítulo se incluyen las principales conclusiones que se han obtenido en el transcurso de la tesis. Cabe mencionar que en el Capítulo 1 (*Secuencias de ATWS. Normativa, experiencia operativa y análisis de seguridad*), se ha descrito cuál es la evolución de la problemática de la secuencia de ATWS incluyendo la normativa, experiencia operativa, análisis de seguridad y experimentos relacionados con la secuencia. Este capítulo ha permitido tener una primera visión global de la problemática que se ha analizado de manera detallada mediante cálculos propios en capítulos posteriores.

A partir de los resultados obtenidos de los análisis propios de la secuencia en el Capítulo 2 (*Secuencia LONF-ATWS. Caso base, análisis de sensibilidad y propuesta de PIRT*) se resume que las conclusiones sobre el análisis de sensibilidad y la propuesta de PIRT son:

- Se han ampliado y verificado los análisis de sensibilidad existentes hasta la fecha. De estos análisis se concluye que los casos de alta sensibilidad corresponden a: En la fase previa al pico de presión los relacionados con el alivio del RCS (A1, A2, A3 y A8), la potencia (A9), la conductancia del huelgo (A10) y disparo de las RCPs (A11) y en la fase posterior al pico de presión los casos relacionados con el enfriamiento a largo plazo (A6 y A7).
- Se ha realizado una aplicación de los dominios de daño con la que se ha obtenido el impacto de la potencia y MTC así como la optimización de los tiempos de actuación del AMSAC. Del resultado del análisis de los dominios de daño se obtiene que el margen de seguridad en uprates todavía es amplio con respecto al MTC y que los tiempos actuales de actuación del AMSAC en las plantas son óptimos.

- Se ha aplicado la metodología típica para la obtención de un PIRT para la secuencia de ATWS. El PIRT propuesto ha permitido la comprensión de la fenomenología de la secuencia, comprender el impacto de las hipótesis para DSA y proponer modificaciones en los POEs relacionados con la secuencia. Según los resultados obtenidos en el PIRT los fenómenos de importancia alta de la secuencia son varios según la parte de la planta analizada:
 - En el núcleo: Los relacionados con las reactividades (realimentaciones debidas temperatura del moderador y del combustible en las dos fases analizadas y realimentación debida al boro en la fase posterior al pico de presión) y la energía almacenada en la fase previa al pico de presión.
 - En la vasija: El calentamiento del moderador en las dos fases analizadas y el balance de potencia entre primario y secundario en la fase previa al pico de presión.
 - En el presionador: La liberación de masa y energía a través de las PZR-PORVs y PZR-SVs incluyendo el caudal crítico en las dos fases analizadas.
 - En el primario: El disparo de las bombas en la fase previa al pico de presión en el caso de una fase temprana, es decir hasta que se aíslan las líneas del secundario (120 segundos después de la señal de actuación del AMSAC). En este caso, se propondría el disparo de las bombas del primario en una fase temprana.
 - En los generadores de vapor: La liberación de masa y energía a través de las SG-PORVs, SG-SVs, turbina y de las válvulas del condensador incluyendo el caudal crítico en las dos fases analizadas y el cierre de las líneas del secundario en la fase posterior al pico de presión.
 - En el sistema de inyección de seguridad: La inyección de boro en la fase posterior al pico de presión.

Por otro lado, la principales conclusiones del capítulo 3 (*Análisis de secuencias ATWS en el Análisis Probabilista de Seguridad*) son:

- Se han verificado los criterios de éxito propuestos para la secuencia ATWS. En el caso de fijar los criterios de éxito de los cabeceros: MC (MTC crítico de -15 pcm/K), TT (se requiere el disparo de turbina), AF (se requiere de 2/3 bombas del sistema de AFW). Se obtienen nuevos criterios de éxito para los cabeceros AF-SRV (evacuación del calor mediante la apertura de válvulas del secundario) y BA (alivio de vapor mediante las válvulas del presionador) para las potencias del 100 % y 110 %:
 - El criterio de éxito obtenido del cabecero AF-SRV es 3/6 válvulas por cada línea de SG o más (100 % y 110 %), este criterio de éxito en la bibliografía es muy dispar y difiere de los resultados obtenidos.
 - El criterio de éxito obtenido del cabecero BA es 2/2PZR-PORV + 2/3 PZR-SV ó 3/3 PZR-SV (al 100 % de potencia) y 1/2 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV (al 110 % de potencia). El criterio de éxito obtenido para el 100 %

de potencia coincide con la mayoría de las referencias con mayor antigüedad, sin embargo en criterio de éxito obtenido para el 110 % de la potencia es más restrictivo.

- Se han obtenido los principales conjuntos mínimos de fallo de los cabeceros del árbol de sucesos genérico de ATWS de los que cabe resaltar que los conjuntos dominantes son MTC mayor que el crítico, fallo a la apertura de las válvulas de selenoide y neumática de disparo de turbina, fallo de causa común en operación de los ventiladores de la sala de control del sistema AFW, fallo de causa común de error de calibración de las SG-SV, error de calibración de una PZR-SV y los fallos individuales y causa común de apertura de válvulas junto al fallo de la acción humana del sistema de boración. Por otro lado, aunque la mayor contribución a la probabilidad de fallo es debida al principal conjunto mínimo de fallo del cabecero MC, éste es un valor muy conservador puesto que actualmente el UET es menor del 1 %.
- Las CDF de ATWS calculadas (100 % y 110 %) muestran valores similares con respecto a los encontrados en las distintas referencias para PWR-W, sin embargo las CDFs para los reactores tipo VVER son dos ordenes de magnitud mayor.
- Se han obtenido las probabilidades de fallo de las acciones humanas asociadas a los cabeceros AF, EB y PF mediante la metodología SPAR-H, siendo la acción humana asociada al cabecero EB la de mayor probabilidad de fallo. Los valores obtenidos son similares a los encontrados en diversas referencias. La contribución a la probabilidad de daño debida a estas acciones humanas es de 1.3 % y 0.73 % (100 % y 110 %) respectivamente. Cabe resaltar que las acciones humanas de los cabeceros AF y EB son imprescindibles ya que sino se realizan, supondrían el fallo del cabecero y que las secuencias fueran a daño. Por otra parte, la acción humana del cabecero PF es importante, debido a que si no se realiza se duplicaría la probabilidad de fallo de dicho cabecero.
- La cuantificación del árbol de sucesos genérico de ATWS muestra que las secuencias ET6 (fallo del cabecero AF) al 100 % y 110 % de potencia, ET8:(Fallo del cabecero MC) al 100 % y 110 % de potencia y ET5 (fallo del cabecero BA) al 110 % de potencia son las que presentan mayor contribución a la CDF de ATWS. Esto es debido a que las probabilidades de los cabeceros MC, AF y BA son las más altas.

Asimismo, las principales conclusiones del capítulo 4 (*Análisis de secuencias inducidas por LONF-ATWS*) son:

- En los casos de fallo al cierre de las válvulas del PZR desde LP y de MBLOCA por el fallo del cierre o del sello de las RCPs desde HP no se produce descubrimiento del núcleo. Salvo que se tuviera en cuenta el posible fallo de las válvulas de retención en los casos de HP.

- En los casos de fallo al cierre de una SG-SV desde LP y HP la pérdida de inventario provoca enfriamiento del moderador lo que provoca una inserción de reactividad positiva. Sin embargo, el reactor no llega a hacerse supercrítico ya que la inyección de boro evita dicha circunstancia.
- En la evolución de los casos de SGTR desde LP y HP sin acciones del operador el nivel en los SGs aumenta hasta el llenado de los SGs, de forma que se confirma que es necesaria la acción de los operadores para evitar el llenado de los SGs y así evitar el escape de inventario radiactivo al exterior.
- Se confirma que las acciones del operador en los casos SGTR desde LP y HP permiten evitar el llenado de los SGs y alcanzar un pseudo-equilibrio entre primario y secundario.

En conjunto se observa que los análisis realizados han permitido tener una visión global de la problemática de las secuencias de ATWS en reactores PWR-W.

5.2. Líneas futuras de trabajo

La realización de esta tesis deja la puerta abierta al desarrollo y análisis de otros aspectos no contemplados en la presente tesis:

- En un primer lugar, se podrían obtener los denominados mapas de criterios de éxito. Que permitirían cuantificar la probabilidad de daño con más precisión que la actual.
- En segundo lugar, sería interesante analizar otro tipo de secuencias de ATWS como el disparo de las bombas o extracción incontrolada de barras, en las que se podría analizar el número de barras que superan el límite de DNB. Este tipo de análisis no es factible realizarlo en este momento con el código TRACE, pero se podía hacer si en un futuro próximo se acopla con COBRA-TF.
- En tercer lugar, también sería interesante realizar un análisis BEPU de ATWS con los fenómenos incluidos en el PIRT.
- En cuarto lugar, se podría analizar la secuencia de ATWS con modelos que incluyeran cinética 3D, lo cual permitiría obtener resultados más realistas. Sin embargo, para ello se requiere de la colaboración de la industria de manera que alguna central proporcionara los datos necesarios para dicho análisis.

BIBLIOGRAFÍA

Bibliografía

- [Ara-97] J.M. Aragonés, C. Ahnert, , O. Cabellos, and N. García-Herranz. Curso de planificación de maniobras operacionales en los ncleos de cn asc, January 1997.
- [Add-11] C. Addabbo and A. Annunziato. Project report the lo-bi integral system test facility experimental programme (<http://dx.doi.org/10.1155/2012/238019>), July 2011.
- [And-02] G R. Andri, G G Ament, R. D. Ankney, C. F. Doumont, P. J. Kotwicki, and T. J. Matty and. Wog risk-informed atws assessment and licensing implementation process. techreport WCAP-15831-NP Rev. 0, July 2002.
- [Ame-07] G. G. Ament, G. R. Andre, R. D. Ankney, C. F. Doumont, P. J. Kotwicki, T. J. Matty, and E. M Monahan. WCAP-15831-NP-A, Revision 2, WOG Risk-Informed ATWS Assessment and Licensing Implementation Process. Technical Report ML072550560, August 2007.
- [Alo-86] A. Alonso, M. Cortizas, J. de Carlos, E. de Matias, A. Gonzlez de Ubieta, A. Lpez, and J. Puga. Proyecto loft. *Nuclear Espaa*, (48), November 1986.
- [Add-92] C. Addabbo, editor. *Safety Technology Institute LOBI seminar Proceeding*, number EUR 14174 EN, April 1992.
- [Ahn-03] S. H. Ahn, D. Y. Oh, I. G. Kim, and G. D. Jeun. Regulatory perspective on ATWS based on transient analysis. In *The 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10)*, October 5-9 2003.
- [Bal-08] S.J. Ball. Next generation nuclear plant phenomena identification and ranking tables (pirts) volume 2: Accident and thermal fluids analysis pirts. techreport NUREG/CR-6944, Vol. 2 and ORNL/TM-2007/147, Vol. 2, U. S. Nuclear Regulatory Commission, mar 2008.
- [Bar-01] Barret, R. J. Risk assessment for condition of indian point unit 2 steam generator tubes during operational cycle 14. Technical report, 2001.

- [CEA-90] CEA. A probabilistic safety assessment of the standard french 900mwe pressurized water reactor. techreport EPS 900, Institut de protection et de surete nucleaire, April 1990.
- [CEC-86] CEC. Consolidated edison safety assessment system safety parameter display system safety analysis report for indian point nuclear generating unit no. 2, July 1986.
- [CHO-14] K-Y. CHOI. Overview of total program (oecd-atlas). In kaeri, editor, *OECD/NEA Project Kick-off Meeting*, NEA Headquarter, France, April 2014.
- [Cho-12] K-Y. Choi, Y-S. Kim, C-H. Song, and W-P. Baek. Major achievements and prospect of the atlas integral effect tests. *Science and Technology of Nuclear Installations (Hindawi)*, Volume 2012:18, 2012. doi:10.1155/2012/375070.
- [Cla-96] M. Clark. *ATWS Mitigation System Actuation Circuitry (AMSAC) Sistem Training Guide B-6d*. Diablo Canyon Power Plant, March 1996.
- [CNAT-16] CNA. Página web de la central nuclear almaraz- trillo (<http://www.cnat.es/cnatweb/index.php>), 2016.
- [CSNa-07] CSN. Acta de inspeccion: Csn/ ain/ as2/07 /754. Technical report, Consejo de Seguridad Nuclear, 2007.
- [CSNc-07] CSN. Acta de inspeccion: Csn/ai n/as0/07 /7 56. Technical report, Consejo de Seguridad Nuclear, 2007.
- [CSNb-07] CSN. Acta de inspeccion: Csn/ain/as0/07 /765. Technical report, Consejo de Seguridad Nuclear, 2007.
- [CSNb-09] CSN. Acta de inspeccion: Csn/ ain/ as0/09/839. Technical report, Consejo de Seguridad Nuclear, 2009.
- [CSNc-09] CSN. Acta de inspeccion: Csn/ ain/ as0/09/858. Technical report, Consejo de Seguridad Nuclear, 2009.
- [CSNa-09] CSN. Acta de inspeccion: Csn/ai n/as0/09/835. Technical report, Consejo de Seguridad Nuclear, 2009.
- [CSNb-10] CSN. Acta de inspeccion: Csn/ainna2/10/749. Technical report, Consejo de Seguridad Nuclear, 2010.
- [CSNa-10] CSN. Acta de inspeccion: Csn/ain/va2/10/731. Technical report, Consejo de Seguridad Nuclear, 2010.
- [CSN-14] CSN. Acta de inspeccion: Csn/ ain/ al0/14/1015. Technical Report CSN/ AIN/ AL0/14/1015, Consejo de Seguridad Nuclear, 2014.
- [CSN-17] CSN. Acta de inspeccion: Csn/ain/al0/17/1117. Technical report, Consejo de Seguridad Nuclear, 2017.

- [Che-14] C-H. Chen, J-R. Wang, H-T. Lin, and C. Shih. ATWS analysis for Maanshan PWS using TRACE/SNAP code. *Annals of Nuclear Energy*, 72:1–10, April 2014.
- [Dia-90] D.J. Diamond, C. Hsu, R. Filtzpatrick, and D. Mirkovic. Reactivity accidents with the potential for catastrophic fuel damage. *Nuclear Safety*, 31:311–317, 1990.
- [Dic-95] G. F. Dick. Byron, Units 1 and 2, Braidwood, Units 1 and 2, License Amendments 73, 73, 65 and 65, Revise TSs to Include a Maximum MTC of +7 pcm/degree F and Move Control of Cycle-Specific MTC to Operating Limits Report, July 1995.
- [HSE-09] HSE Nuclear Directorate. Step 3 fault studies assessment of the edf and areva uk epr. division 6 assessment report no. ar 09/028-p. techreport, HSE Nuclear Directorate, 2009.
- [HSE-11] HSE Nuclear Directorate. Step 4 fault studies â design basis faults assessment of the edf and areva uk eprâ reactor. techreport Assessment Report: ONR-GDA-AR-11-020a, HSE Nuclear Directorate, November 2011.
- [EPRI-11] EPRI. Education of Risk Professionals Module 3: Initiating Events, Accidents Sequences, and Success Criteria. Technical report, Electric Power Research Institute, 2011.
- [Ezs-12] Gy. Ézsöl, L. Perneczky, L. Szabados, and I. Tóth. Pmk-2, the first integral thermal-hydraulics tests for the safety evaluation of vver-440/213 nuclear power plants. *Science and Technology of Nuclear Installations (Hindawi)*, Volume 2012:22, 2012. doi:[10.1155/2012/780472](https://doi.org/10.1155/2012/780472).
- [FEN-01] FENOC. Beaver valley power station, unit no. 2 docket no. 50-412, license no. npf-73 license amendment request no. 168 positive moderator temperature coefficient, June 2001. L-01-089.
- [GE-75] GEC. Studies of bwr designs for mitigation of anticipated transients without scram. techreport NEDO-20626, General Electric Co., 1975.
- [Gre-01] K. R. Grene, C. D. Fletcher, R. C. Gottula, T. R. Lindquist, and B.D. Stitt. Utilizing elements of the csau phenomena identification and ranking table (pirt) to qualify a pwr non-loca transients system code. In *9. international conference on nuclear engineering; Nice Acropolis (France)*, number INIS-FR-387 in INIS-FR-387, apr 2001.
- [Gav-95] M. Gavrilas, P. Hejzlar, N. E. Todreas, and Y. Shatilla. *Safety features of operating light water reactors of western design*. 1995.
- [Gia-89] R. T. Giachetti. Contribution of anticipated transients without scram (atws) to core melt at united states nuclear power plants. Technical Report DOE/OR/00033âT442 DE90 017508, September 1989.

- [JGC-15] J. González. *Análisis de secuencias de Accidente de Pérdida de Refrigerante en centrales nucleares de agua a presión mediante la Metodología ISA*. PhD thesis, E.T.S.I.Industriales, November 2015.
- [Gon-05] I. González, C. Queral, A. Expósito, and M. Novales. TRACE model of Almaraz Nuclear Power Plant. In *Nuclear Energy for New Europe 2005. NENE 2005*, 2005.
- [Hag-81] E. W. Hagen. Anticipated Transient Without Scram for Light-Water Reactors: Unresolved Safety Issue Tap A-9. *Nuclear Safety*, 22(2):191–201, March-April 1981.
- [Ham-91] M. R. Hamby. Reactor trip during surveillance testing and one reactor trip breaker failed to open. techreport LER 400/91-010, March 1991.
- [Hel-98] G. Helgson. System training guides. diablo canyon nnp, 1998.
- [HWA-12] S. H. HWANG, S. S. JEON, S. J. HONG, B. C. LEE, C. W. HUH, and C. Y. JIN. Vhtr thermal fluids pirt development based on the previous pirts developed by licensee and regulatory authority. In *Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting*, may 2012.
- [Hil-13] Peter A. Hilton, Edward Monahan, and Jorge Fontes. Evaluation of pwr atws events using westinghouse rave methodology. TopFuel 2013, Charlotte, North Carolina, September 15-19,, September 2013.
- [Hyn-02] C. Hynes. Draft - section c operating. License-Operator, Part 55 Examination Related Material ML030220494, NRC/RGN-I/DRS/OSB, dec 2002.
- [IAEA-99] IAEA. Anticipated transients without scram for wwer reactors. a publication of the extrabudgetary programme on the safety of wwer and rbmk nuclear power plants. techreport IAEA-EBP-WWER-12, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, December 1999.
- [Ive-06] I. Iveković, N. Cavlina, and D. Grgić, editors. *Anticipated Transient without Scram Analysis for NPP Krsko using Point Kinetics Option and Coupled Code*, number S6-75. Proceeding of the 6th International Conference on Nuclear Option in Countries with Small and Medium Electricity Grids Dubrovnik, Croatia, 21-25, May 2006.
- [ILK-05] ILK. ILK Statement on Requirements on Anticipated Transients Without Scram (ATWS), March 2005.
- [INL-90] INEL. Analysis of Core Damage Frequency: Zion, Unit 1. Internal Events. Technical report, 1990.
- [INL-05] INL. The spar-h human reliability analysis method. techreport NUREG/CR-6883, U.S. NRC, 2005.

- [INL-07] INL. Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants. NUREGCR-6928. Technical Report ML070650650, U.S. NRC, Feb 2007.
- [JAE-98] JAERI. Safety confirmation testing by jaeri results in desing approval of next-generatiuon reactor, 1998.
- [Jen-87] P. J. Jensen and K. D. Richert. A parametric study of an anticipated transient without scram in a wstingouse four-loop plant. *Nuclear Technology*, 76:290–302, Febrero 1987.
- [KAE-06] KAERI. An estimation of risk impact of anticipated transients without scram for a ksnp. Technical Report KAERI/TR-3217/2006, KAERI, 2006.
- [KAE-08] KAERI. A Pilot Study on The Best-Estimate Thermal-Hydraulic Analysis Methodology Applied For a Probabilistic Safety Assesment. In J-E YANG. Integrated Safety Assessment Division. H-G. LIM, editor, *PSAM9*, 2008.
- [KAE-17] KAERI. Thermal-hydraulic integral effect test facilities, 2017.
- [KFKI-18] KFKI. Página web de hungarian academy of sciences kfk atomic energy research institute (<http://www.aeki.kfki.hu/index.php?contentid=440&lang=en>), 2018.
- [KIN-08] KINS. Evaluation of Importance of Thermal-hydraulic Phenomena Identified for Postulated Accidents in Korean Pressurized Water Reactor. Technical Report KINS/RR-575, Korea Institute of Nuclear Safety, 2008.
- [Kou-12] V. Kouhia, H. Purhonen, V. Riikonen, M. Puustinen, R. Kyrki-Rajamäki, and J. Vihavainen. Pactel and pwr pactel test facilities for versatile lwr applications. *Science and Technology of Nuclear Installations (Hindawi)*, Volume 2012:8, 2012. doi:10.1155/2012/548513.
- [Kro-98] P.G. Kroeger, U.S. Rohatgi, J.H Jo, and G.C. Slovik. Preliminary phenomena identification and ranking tables f or simplified boiling water reactor loss-of-coolant accident scenarios. techreport NUREG/CR-6472 and BNL-NUREG-52501, U.S. Nuclear Regulatory Commission, apr 1998.
- [Ler-16] G. Lerchl, H. Austregesilo, S. Ceuca, H. Glaeser, W. Luther, and P. Schoffel. Athlet 3.1a validation. techreport GRS - P - 1 / Vol. 3 Rev. 4, Gesellschaft fur Anlagenund Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, March 2016.
- [Lib-96] J. Libmann. *Elements of nuclear safety*. 1996.

- [Las-83] P. L. Lassahn, D. Majumdar, and G. F. Brockett. *Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactors, Volumen 1*. 1983.
- [LUT-13] LUT. 3rd meetings of the prg and the mb of the oecd-pkl phase 3 project. June 2013.
- [LIM-08] H-G. LIM and J-E YANG. A Pilot Study on The Best-Estimate Thermal-Hydraulic Analysis Methodology Applied For a Probabilistic Safety Assessment. In *9th International Conference on Probabilistic Safety Assessment & Management 2008*. PSAM09, May 18-23 2008.
- [Mar-07] S. Marshall. Ric 2007 oecd-nea rosa program, March 2007.
- [Mey-88] L. C. Meyer. Nuclear plant-aging research on reactor protection systems. techreport NUREG/CR-4740 EGG-2467, U.S. Nuclear Regulatory Commission, January 1988.
- [Mey-01] R. O. Meyer, G. M. O'Donnell, and H. H. Scott. NUREG-1754, A New Comparative Analysis of LWR Fuel Designs. Technical Report ML013650469, 2001.
- [Mar-12] V. Martinez, F. Reventós, and C. Pretel. Post-test calculation of the rosa/lstf test 3-2 using relap5/mod3.3. techreport NUREG/IA-0410, NRC and UPC, March 2012.
- [NRCa-12] NRC/HR/ADHRTD/RTTB-BWR. *0522 - 504B - GE BWR4 Advanced Technology - Chapt 4.2 ATWS (0912). Training Manual*, September 2012.
- [Iba-16] L. Ibañez. *Aplicación de la metodología ISA al análisis de la secuencia de pérdida del sistema de agua de refrigeración de componentes en una central nuclear con reactor de agua a presión*. PhD thesis, 2016.
- [NRC-08] NRC/HR/ADHRTD/RTTB-PWR. *0523 - R504P - Westinghouse Advanced Technology - 04.7 - Anticipated Transient Without Scram*, January 2008.
- [Ten-85] Tennessee Valley Authority NPP. Request letter from director of nuclear reactor regulation, June 1985.
- [New-94] New York Power Authority NPP. Indian Point 3 Nuclear Power Plant Individual Plant Exam, Volume 1. Technical Report ML110320477, June 1994.
- [McG-03] McGuire NPP. Ufsar mcguire nuclear station, chapter 4. techreport, 2003.
- [Nus-13] NuScale NPP. Nuscale power plant design for atws and 10cfr 50.62 regulatory compliance. techreport NP-ER-0000-2196-NP, NuScale Power, LLC, September 2013.

- [WAS-73] NRC. Wash-1270: Technical report on anticipated transients without scram for water cooled reactors. techreport, United States Nuclear Regulatory Commission, September 1973.
- [WAS-75] NRC. Wash-1400: The reactor safety study-an assessmet of accident risks in us commercial nuclear power plants. Technical Report NUREG-75/014, United States Nuclear Regulatory Commission, October 1975.
- [NRC-78] NRC. Anticipated transients without scram for light water reactors, vol i and ii. techreport NUREG-460, U. S. Nuclear Regulatory Commission, apr 1978.
- [NRCa-78] NRC. Task action plans for generic activities (category a). techreport NUREG-0371, United States Nuclear Regulatory Commission, November 1978.
- [NRC-79] NRC. Identification of unresolved safety issues relating to nuclear power plants. techreport NUREG-0510, United States Nuclear Regulatory Commission, January 1979.
- [NRCa-80] NRC. Anticipated transient without scram for light water reactors, vol. iv: Resolution of unresolved safety issue tap a-9. Technical Report NUREG-0460, U.S. Nuclear Regulatory Commission, March 1980.
- [NRC-80] NRC. Secy-80-409: Proposed rulemaking to amend 10 cfr 50 concerning atws event. techreport, United States Nuclear Regulatory Commission, September 1980.
- [NRCc-83] NRC. Amendments to 10 cfr 50 related to anticipated transient without scram (atws) events. techreport, United Stations Nuclear Regulatory Commission, July 1983.
- [NRCb-83] NRC. Generic implications of atws events at the salem nuclear power plant. techreport NUREG-1000, United States Nuclear Regulatory Commission, August 1983.
- [NRCa-83] NRC. Nrc fact-finding task force report on the atws event at salem nuclear generating station, unit 1. techreport NUREG-0977, United States Nuclear Regulatory Commission, March 1983.
- [NRCd-83] NRC. Required actions based on generic implications of salem atws events. techreport GL 83-28, U.S Nuclear Regulatory Commission, July 1983.
- [NRC-84] NRC. 50.62 requirements for reduction of risk from anticipated transients without scram (atws) events for light-water-cooled nuclear power plants. techreport, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Regulations, 1984.

- [NRC-85] NRC. Quality assurance guidance for atws equipment that is not safety-related. techreport GL 85-06, UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, April 1985.
- [NRCb-88] NRC. Bulletin 88-01: Defects in westinghouse circuit breakers. techreport, United States Nuclear Regulatory Commission, February 1988.
- [NRC-88] NRC. Compendium of eccs research for realistic loca analysis, final report. techreport NUREG-1230 R4, U.S. Nuclear Regulatory Commission, dec 1988.
- [NRCa-88] NRC. Individual plant examination for severe accident vulnerabilities-10 cfr 50.54 (f). techreport GL-88-20, United States Nuclear Regulatory Commission, November 1988.
- [NAN-90] NRC. PRA Technology and Regulatory Perspectives P-111 - North Anna PSA. Technical report, Idaho National Laboratory/ U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1990.
- [NRC-90] NRC. Severe accident risks: An assessment for five u.s. nuclear power plants. techreport NUREG-1150, U.S. Nuclear Regulatory Commission, December 1990.
- [NRC-93] NRC. Evaluation of severe accident risks: Methodology for the containment, source term, consequence, and risk integration analyses. techreport NUREG/CR-4551, Sandia National Laboratories, 1993.
- [NRC-97] NRC. Individual plant examination program: Perspectives on reactor safety and plant performance. techreport NUREG/CR-1560, United States Nuclear Regulatory Commission, December 1997.
- [NRC-98b] NRC. Reliability study: Westinghouse reactor protection system, 1984â1995. techreport NUREG/CR-5500, Vol. 2, December 1998.
- [NRC-98] NRC. Risk Assessment of Severe Accident- Induced Steam Generator Tube Rupture. Technical Report NUREG-1570, U.S. Nuclear Regulatory Commission, March 1998.
- [NRC-99] NRC. Risk-Informed Inspection Notebook for Beaver Valley Station, Unit 1. 1999.
- [NRCw-00] NRC. Event notification report for february 10, 2000 (<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2000/20000210en.html>), 2000.
- [NRC-00] NRC. Risk-Informed Inspection Notebook for Shearon Harris Nuclear Power Plant. 2000.
- [NRCw1-01] NRC. Event notification report for december 21, 2001 (<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2001/20011221en.html>), 2001.

- [NRCw3-01] NRC. Event notification report for december 26, 2001 (<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2001/20011226.html>), 2001.
- [NRCw2-01] NRC. Event notification report for july 9, 2001 (<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2001/20010709en.html>), 2001.
- [NRC-01d] NRC. Risk-Informed Inspection Notebook for Alvin W. Vogtle Electric Generating Plant. Unit 1 and 2. 2001.
- [NRC-01a] NRC. Risk-Informed Inspection Notebook for Callaway Plant, Unit 1. 2001.
- [NRC-01b] NRC. Risk-Informed Inspection Notebook for Comanche Peak Steam Electric Station, Unit 1. 2001.
- [NRC-01c] NRC. Risk-Informed Inspection Notebook for Seabrook Station. 2001.
- [NRC-01] NRC/NRR. 01/24/2001 Meeting with regarding Risk-Informed Anticipated Transient Without Scram (ATWS) Model, January 24 2001.
- [NRCw-02] NRC. Event notification report for november 13, 2002 (<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2002/20021113en.html>), 2002.
- [NRC-03] NRC/NRR. Ti 2500/020, rev. 2, inspection to determine compliance with atws rule, 10 cfr 50.62. Inspection Manual ML091590065, June 2003.
- [NRCw-04] NRC. Event notification report for june 14, 2004 (<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2004/20040614en.html>), 2004.
- [NRC-04] NRC. Technical Basis Document for At-Power Significance Determination Process (SDP) Notebooks. 2004.
- [NRCw-05] NRC. Event notification report for february 18, 2005 (<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2005/20050218en.html>), 2005.
- [NRCw-06] NRC. Event notification report for october 4, 2006 (<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2006/20061004en.html>), 2006.
- [NRC-07a] NRC. Risk-informed inspection notebook for generic pwr plant (revision 2.1), pwr, two-loop plant with large dry containment. 2007.
- [NRC-07b] NRC. Risk-informed inspection notebook for generic pwr plant, westinghouse pwr, four-loop plant with large dry containment. 2007.

- [NRC-10b] NRC. Risk Assessment of Operational Event. Handbook. Volume 3 - SPAR Model Reviews, 2 edition. Technical report, 2010.
- [NRC-10] NRC. Risk-informed inspection notebook for catawba nuclear station unit 1 and 2. Technical Report ML003692475, U. S. Nuclear Regulatory Commission, mar 2010.
- [NRCw-12] NRC. Event notification report for december 3, 2012 (<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2012/20121203en.html>), 2012.
- [NRCw-13] NRC. Event notification report for june 11, 2013 (<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2013/20130611en.html>), 2013.
- [NRC-14a] NRC. *Final - TRACE V5.840 Users Manual - Volume 1: Input Specification*. Division of Safety Analysis Office of Nuclear Regulatory Research, 2014.
- [NRC-14b] NRC. *Final - TRACE V5.840 THEORY MANUAL Field Equations, Solution Methods, and Physical Models*. U.S. Nuclear Regulatory Commission (Division of Safety Analysis Office of Nuclear Regulatory Research), 2014.
- [NRC-15] NRC. Component reliability data sheets 2015 update. techreport, U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2015.
- [NRC-16] NRC. NUREG-2195, DFC, Consequential SGTR Analysis for Westinghouse and Combustion Engineering Plants with Thermally Treated Alloy 600 and 690 Steam Generator Tubes. Technical Report ML16134A029, U.S. Nuclear Regulatory Commission, May 2016.
- [NRCw-17] NRC. Event notification report for june 7, 2017 (<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2017/20170607en.html>), 2017.
- [Oh-03] D. Y. Oh, S. H. Ahn, and I. G. Kim. Sensitivity Study on the Safety Parameters during ATWS with/without AMSAC. In *2003 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '03)*, May 4-7 2003.
- [OECD-96] OECD/NEA. Csni integral test facility validation matrix for the assessment of thermal-hydraulic codes for lwr loca and transients. techreport OCDE/GD(97)12 NEA/CSNI/R(96) 17, OECD/NEA, July 1996.
- [OECD-01] OECD/NEA. Validation matrix for the assessment of thermal-hydraulic codes for vver loca and transients. Technical Report NEA/CSNI/R(2001)4, EOCED/NEA, June 2001.

- [OECD-04] OECD. Crissue-s â wp2. neutronics/thermal-hydraulics coupling in lwr technology: State-of-the-art report (reac-soar). techreport ISBN 92-64-02084-5, 2004.
- [OECD-18] OEDC/NEA. Phenomena identification and ranking table. r&d priorities for loss-of-cooling and loss-of-coolant accidents in spent nuclear fuel pools. techreport NEA/CSNI/R(2017)18, OECD/NEA, 2018.
- [Pal-10] D. Palko. Fast transient and atws methodology. techreport WCAP-17203-NP Revision 0, Westinghouse Electric Company LLC, jun 2010.
- [Pu-85] J. Pu, D.J. Diamond, and W.G. Shier. Analysis of a SBLOCA initiated by an ATWS event. Technical Report BNL-NUREG-36009, June 1985.
- [Pap-83] K. L. Papez and D. H. Risher. LOFTRAN/RETRAN comparison calculations for a postulated loss-of-feedwater ATWS in the sizewell B PWR. *Nuclear Technology*, 61:260–275, May 1983.
- [Pos-98] J. M. Posada, F. Reventós, J.Sanchez-Baptista, A. Pérez-Navas, and P. Moreno. Study of transients related to AMSAC actuation. Sensitivity analysis. NUREG/IA-0150. Technical Report ML062550224, November 1998.
- [Pei-90] B-S. Pei, G-P. Yu, G-C. Lin, and Y-P. Ma. Assessment of the safety function for the anticipated transient without trip mitigation system actuation circuitry at Maanshan nuclear power station. *Nuclear Technology*, 90:49–62, April 1990.
- [Que-08] C. Queral, A. Expósito, G. Jiménez, L. Valle, and J.C. Martínez-Murillo. Verification and Validation of Almaraz NPP TRACE model. In *The International Congress on Advances in Nuclear Power Plants. ICAPP 08*, 2008.
- [Que-10] C. Queral, A. Expósito, G. Jiménez, L.Valle, and J.C. Martínez-Murillo. Assessment of TRACE 4.160 and 5.0 against RCP Trip Transient in Almaraz I Nuclear Power Plant. Technical Report NUREG/IA-0233, 2010.
- [Que-02b] C. Queral, J. Mulas, I. Collazo, A. Concejal, N. Burbano, I. Gallego, and A. López. Conversion of the thermak hydraulics components of Almaraz NPP model from RELAP5 into TRAC-M. In *Nuclear Energy for new Europe 2002*.
- [Rad-09] J. D. Rader. Loss of normal feedwater ATWS for Vogtle electric generating plant using RETRAN-02. Master’s thesis, December 2009.
- [Reb-15] M.J. Rebollo, C.Queral, G.Jimenez, J.Gomez-Magan, E.Meléndez, and M. Sanchez-Perea. Evaluation of the offsite dose contribution to the global risk in a steam generator tube rupture scenario. *Reliability Engineering and System Safety*, 2015.

- [Reb-91] L. Rebollo. *Análisis de la respuesta de la central nuclear José Cabrera frente a transitorios previsibles sin la actuación del sistema de producción del reactor (ATWS). Desarrollo de un sistema de emergencia y mitigación.* phdthesis, Universidad Politécnica de Madrid, E.T.S.I.Industriales, 1991.
- [Rau-03] W.S. Raughley and G.F. Lanik. Regulatory Effectiveness of the Anticipated Transient Without Scram Rule. NUREG-1780. Technical report, September 2003.
- [Rob-10] H. B. Robinson. Final precursor analysis (reactor trip with a loss of main feedwater and pressurizer power-operated relief valve opening on demand), 2010.
- [Sal-74] R. Salvatori. Westinghouse Anticipated Transient Without Trip Analysis. WCAP-8330. Technical report, August 1974.
- [Son-04] J. H. Song, B. D. Chung, J. J. Jeong, and W. P. Baek. Phenomena identification and ranking table for the apr-1400 main steam line break. *Journal of the Korean Nuclear Society*, 36(5):388–402, oct 2004.
- [Sco-01] H. Scott. Phenomenon identification and ranking tables (pirts) for power oscillations without scram in boiling water reactors containing high burnup fuel. Technical Report NUREG/CR-6743 and LA-UR-00-3122, U.S. NRC, sep 2001.
- [Sza-09] L. Szabados, Gy. Ézsol, L. Perneczky, I. Tóth, A. Guba, A. Takács, and I. Trosztel. Major findings of pmk-2 test results and validation of thermohydraulic system codes thermohydraulic system codes (final report on the pmk-2 projects, vol ii). Technical report, 2009.
- [Sza-07] L. Szabados, Gy. Ézsol, L. Perneczky, and I. Tóth. Results of experiments performed in the pmk-2 facility for vver safety studies (final report on the pmk-2 projects, vol i). Technical report, 2007.
- [Swa-83] A. D. Swain and H. E. Guttmann. Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications final report. techreport NUREG/CR- 1278 SAND80-0200 RX, AN, Sandia National Laboratories, August 1983.
- [Sek-09] A. Sekhri, J.L. Muñoz Cobo, S. Chiva, A. Escrivá, R. Mendizabal, and F. Pelayo. Averaging methods of the gap heat transfer coefficients and the loss form coefficients of nuclear reactor cores loaded with different fuel bundles . *Annals of Nuclear Energy*, 36:1527–1535, July 2009.
- [SNL-90] SNL. Analysis of Core Damage Frequency: Surry, Unit 1 Internal Events. volume 3, 1990.
- [SCE-93] South Carolina Electric and Gas Company. V.c Summer Nuclear Station: Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities. 1993.

- [Sal-91] M. De Salve, B. Panella, and D. Raviolo and S. Mannu. Analysis of the atws type depressurization tests through the pressurizer relief line of the lv400 loop by the relap5/mod2 code. In X.J. Chen and T.N. Verizoglu, editors, *Multiphase Flow And Heat Transfer: Second International Symposium.*, volume 2, 1991.
- [STU-96] STUK. Primary and secondary circuit pressure control at a nuclear power plant, January 18 1996.
- [STU-03] STUK. Transient and accident analyses for justification of technical solutions at nuclear power plants, August 2003.
- [STU-17] STUK. 5 a discussion of some problematic guides, 2017.
- [Tak-09] T. Takeda, H. Asaka, and H. Nakamura. Analysis of the oecd/nea rosa project experiment simulating a pwr small break loca with high-power natural circulation. *Annals of Nuclear Energy*, (36):386–392, 2009.
- [Tak-12] T. Takeda, H. Asaka, and H. Nakamura. Relap5 analysis of oecd/nea rosa project experiment simulating a pwr loss-of-feedwater transient with high-power natural circulation. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2012, 2012. doi:[10.1155/2012/957285](https://doi.org/10.1155/2012/957285).
- [TEC-99] TECNATOM. Curso de preparación y prácticas de operación , Abril 1999.
- [Tuu-98] J. Tuunanen, J. Kouhia, H. Purhonen, V. Riikonen, and M. Puustinen. General description of the pactel test facility. techreport, Technical research centre of Finland, 1998.
- [Ull-78] W. Ullrich and W. Frisch. Investigations of anticipated transients without reactor scram and other selected safety devices. *Nuclear technology*, 41:185–194, December 1978. doi:[10.13182/NT78-A32104](https://doi.org/10.13182/NT78-A32104).
- [UPM-18] UPM. Curso sobre psa organizado por la cátedra kindelan (upm-csn), 2018.
- [Vih-14] J. Vihavainen. Vver-440 thermal hydraulics as a computer code validation challenge. phdthesis, Lappeenranta University of Technology, December 2014.
- [Vir-97] E. Virtanen and J. L. Vacher. Analysis of Loss of Normal Feedwater ATWS with CATHARE2 Computer Code . In *Proceedings of ICONE 5: 5th International Conference on Nuclear Engineering*, May 26-30 1997.
- [Apg-11] Apg G. W. Dc-2011-07-draft written exam. License-Operator, Part 55 Examination Related Material ML113000282, NRC/RGN-IV/DRS/OB, oct 2011.

- [Wil-98] G. E. Wilson and B. E. Boyack. The role of the pirt process in experiments, code development and code applications associated with reactor safety analysis. *Nuclear Engineering and Design*, 186:23–37, dec 1998.
- [Wan-14] J-R. Wang, Y-H. Cheng, H-Z. Lin, W-C. Wang, and C. Shih. Assessment of LONF ATWS for Maanshan PWR Using TRACE Code. NUREG/IA-0436. Technical report, February 2014.
- [WEC-92] WEC. Sgtr scenarios utilizing operator crews and eops on plant simulator. techreport WCAP-10698, 1992.
- [Wes-01] WEC. Transmittal of non-proprietary versions of ap1 000 reports, jul 2001.
- [Wil-97] G. E. Wilson, C. D. Fletcher, C. B. Davis, J. D. Burt, and T. J. Boucher. Phenomena Identification and ranking tables for westinghouse ap600 small break loss-of-coolant accident, main steam line break, and steam generator tube rupture scenarios. techreport NUREG/CR-6541, U.S. NRC, jun 1997.
- [WNA-16] WNA. Nuclear development in the united kingdom, 2016.
- [WOGb-88] WOG. Assessment of compliance with atws rule basis for westinghouse pwr's". techreport WCAP-11993, Westinghouse Owner Group, December 1988.
- [WOGa-88] WOG. Joint westinghouse owners group/westinghouse program: Atws rule administration process. techreport WCAP-11992, Westinghouse Owner Group, December 1988.
- [WES-11] WOG. 0519 - R304P - Westinghouse Technology. Technical Report ML11221A368, Westinghouse Owners Group, September 09 2011.
- [Wu-09] W-H Wu, C. Shih, and J-R Wang. RCS Predictions under ATWS for Maanshan with MUR. In *17th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE)*, July 12-16 2009.
- [Yar-11] P. Yarsky. Applicability of trace/parcs to mella+ bwr atws analyses - revision 1. techreport, USNRC Office of Nuclear Regulatory Research, nov 2011.
- [Zug-15] E. M. Zugazagoitia. Aplicación del sistema seanap al análisis de ciclos operados en las centrales nucleares de ascòy vandellòs, optimización de las maniobras operacionales reales y simulaciòn de transitorios termohidráulicos. mathesis, ETSIIndustriales, 2015.

APÉNDICES

Apéndice A

Modificaciones y validación del Modelo de la Central Nuclear Almaraz I

Índice

A.1. Descripción de la Central Nuclear de Almaraz I	308
A.2. Descripción del modelo de planta	311
A.3. Modificaciones realizadas en el modelo de la Central Nuclear de Almaraz para el código TRACE	316
A.3.1. Modificaciones anteriores al aumento de potencia en el modelo CNA	316
A.3.2. Modificaciones debidas al aumento de potencia en el modelo CNA320	
A.3.3. Modificaciones realizadas en la transición de Patch 2 a Patch 4 en el modelo CNA	322
A.3.4. Modificaciones específicas para el transitorio de ATWS en el modelo CNA	324
A.4. Validación del modelo después del aumento de potencia mediante un Rechazo de Carga del 10 %	325
A.5. Conclusiones	333

En esta sección se describen las modificaciones incorporadas en el modelo disponible para el código TRACE de la Central Nuclear de Almaraz (CNA) necesarias para la simulación de secuencias donde las realimentaciones neutrónicas sean importantes, como los casos de rechazo de carga (LR), extracción de barras, roturas de línea de vapor y secuencias ATWS. Así mismo se realiza la validación de dicho modelo para un caso real de LR.

El código TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine), [NRC-14a], es un código termohidráulico resultado de las mejoras y ampliaciones de las capacidades de tres códigos previos: TRAC-P, TRAC-B y RELAP5. Es una herramienta termohidráulica con la que se es capaz de analizar accidentes base de diseño, tales como LOCA y SGTR así como fuera de la base de diseño y como ATWS.

El modelo de CNA para TRACE esta disponible desde el año 2000. Desde entonces el modelo ha sufrido sucesivas mejoras. Una de las últimas mejoras corresponde al Proyecto de Aumento de Potencia en las dos unidades de CNA, ello conlleva la necesidad de modificar parte del modelo de CNA en TRACE (nodalización, controles y consignas).

Como parte de las pruebas de validación del modelo actualizado se ha realizado un Rechazo de Carga del 10 %, analizando la respuesta de cada uno de los sistemas de control, así como del conjunto de la planta para reproducir de manera adecuada la fenomenología y la actuación de los distintos sistemas del modelo con respecto a la planta. Para ello ha sido necesario incorporar los modelos de cinética puntual, el sistema de control de barras y modificar el sistema de control de turbina y por otra parte actualizar sistemas y consignas debidos al aumento de potencia.

A.1. Descripción de la Central Nuclear de Almaraz I

En la presente sección se realiza la descripción detallada del modelo de CNA con código TRACE. La Central Nuclear de Almaraz I y II consiste en dos reactores PWR localizados en la provincia de Cáceres (España) siendo propietarios el consorcio de tres empresas: Iberdrola (53 %), Endesa (36 %) y Unión Fenosa (11 %). Comenzó a funcionar en Abril de 1981 (Unidad I) y en Septiembre de 1983 (Unidad II). Cada unidad consta de un reactor PWR Westinghouse con tres lazos y dos turbinas, las turbinas de alta y baja presión se encuentran unidas mediante un tándem (conjunto de las dos turbinas una detrás de otra). La potencia nominal previa al aumento de carga es de 2686 MWth y 977 MWe, actualmente la potencia nominal es de 2947 MWth y de 1.044 MWe, respectivamente, [CNAT-16]. Cada unidad se encuentra equipada con tres generadores de vapor Siemens KWU 61 W/D3 y de tres RCPs centrífugas de una etapa, modelo W-11011-A1 (93-D) de diseño Westinghouse. El sistema de AFW incluye una turbo-bomba y dos moto-bombas. Otras características de la planta y sus diagramas se pueden ver en la Tabla A.1 y las Figuras A.1 y A.2.

Figura A.1: C.N. Almaraz I esquema general

Figura A.2: Máscara del modelo CNA en SNAP

Tabla A.1: Parámetros principales de operación en la CN Almaraz I

Descripción	Valor
Potencia térmica	2947 MWth
Combustible	UO ₂ + GdO ₂
Número de elementos	157
Número de lazos	3
Presión de operación	155.4 bar
Temperatura media de refrigerante	
Cero carga	564.9 K
109.74 %	583.0 K
Generadores de Vapor	Siemens KWU 61W/D3
Número de tubos (Por SG)	5130
Longitud total tubos (Por SG)	108294.3 m
Diámetro interno del tubo	17.96 mm
Material del tubo	INCOLOY 800
Bombas del refrigerante del reactor	Modelo centrífugo W-11011-A1 (93-D)
Descarga de la bomba	86.26 m
Caudal de diseño	6.27 m ³ /s
Velocidad de la bomba	155.509 rad/s
Volúmenes del primario	
Vasija	100.81 m ³
Rama caliente (x3)	3.18 m ³
Generador de Vapor (x3)	32.28 m ³
Rama intermedia (x3)	3.6 m ³
Bomba de Refrigerante del Reactor (x3)	4.02 m ³
Rama fría (x3)	3.23 m ³
Línea de compensación	1.14 m ³
Presionador	39.64 m ³
Líneas de rociado	0.45 m ³
TOTAL	280.97 m ³
Número de válvulas de alivio/seguridad del PZR	2 / 3
Número de válvulas de las líneas de rociado del PZR	2
Capacidad de los calentadores del PZR (proporcional/apoyo)	(377 kW / 1023 kW)
Máximo caudal del rociado	0.022 m ³ /s·válvula
Caudal másico al 100 %	
GV1	552.2 kg/s
GV2	540.2 kg/s
GV3	554.9 kg/s

A.2. Descripción del modelo de planta

El modelo en TRACE de C.N. Almaraz I (Westinghouse, tres lazos) se compone de 255 componentes incluyendo: dos VESSELS, setenta y tres PIPEs, cuarenta y tres TEEs, cincuenta y cuatro VALVEs, tres PUMPs, doce FILLs, treinta y tres BREAKs, treinta y dos HEAT STRUCTUREs y tres componentes POWERs, setecientos sesenta SIGNAL VARIABLES, mil seiscientos cincuenta y siete CONTROL BLOCKS y sesenta y seis TRIPS. Este modelo, ha sido validado anteriormente en condiciones de estado estacionario y transitorio, así como verificado con una amplia gama de transitorios [Que-02b], [Gon-05], [Que-08] y [Que-10]. Las modificaciones realizadas a lo largo del desarrollo de la tesis se detallan en la sección A.3.

El primario está modelado con los siguientes componentes:

- Vasija del reactor, modelada con un componente VESSEL, componente con 24 niveles axiales, tres sectores azimutales y cuatro radiales, el cual incluye la región del núcleo, tubos guías, columnas soporte, bypass del núcleo, y el bypass a la cabeza de la vasija vía downcomer y tubos guía, Figura A.3.
- Potencia nuclear con perfiles de potencia axial y radial en forma cosenoidal para transitorios conservadores y perfiles Best Estimate (BE) en otros casos. Se compone de nueve estructuras de calor localizadas cada una en un sector del núcleo.
- Tres lazos de refrigeración con sus respectivas bombas y generadores de vapor, además de un presionador en el lazo 2 (contiene calentadores, válvulas de alivio/seguridad y sistema de rociado del presionador), Figura A.1.
- Sistema de Control químico y volumétrico (CVCS), cuya carga se realiza en la rama fría del lazo 2 y descarga en la rama intermedia del lazo 1, Figura A.4.
- Sistema de refrigeración de emergencia: Sistema de Inyección de seguridad y acumuladores a los 3 lazos, Figura A.4.

En el secundario, los componentes que se encuentran modelados son:

- Las líneas de vapor hasta las válvulas de acceso a turbina, incluyendo la válvulas de alivio, seguridad y aislamiento, Figura A.1.
- El sistema de alivio al condensador con ocho válvulas, Figura A.9.
- Sistemas de agua de alimentación principal y agua de alimentación auxiliar.

Dentro de los modelos de sistemas de control, protección y salvaguardias se incluyen:

- Control de nivel del presionador: incluye la señal de aislamiento de la descarga del CVCS, control de caudal de carga de mismo CVCS y calentadores, Figura A.6.

- Control de presión del presionador: incluye el control de los calentadores proporcionales y de apoyo, el caudal del rociado y las PZR-PORVs, Figura A.5.
- Control de nivel de los generadores de vapor, Figura A.7.
- Control del sistema de alivio al condensador, Figura A.9.
- Control de la turbina.
- Sistema de Control de Barras, Figura A.8.
- Protección del reactor: Señales de disparo del reactor (SCRAM).
- Salvaguardias tecnológicas: Señal de inyección de seguridad, lógica de las PZR-PORVs y PZR-SVs, activación del AFW, lógica de las SG-PORVs, MSIV y SF-SVs de las líneas de vapor, aislamiento del MFW, disparo de la turbina.

Figura A.3: Secciones transversal y longitudinal de la vasija 3D

Figura A.4: Conexiones del primario

Figura A.5: Esquema del control de presión en el presionador

Figura A.6: Esquema del control de nivel del presionador

Figura A.7: Esquema del control de nivel en el SG1

Figura A.8: Esquema del control de barras.

Figura A.9: Esquema del control de descarga (alivio) de vapor. Modo de temperatura media. Rechazo de carga.

A.3. Modificaciones realizadas en el modelo de la Central Nuclear de Almaraz para el código TRACE

Las modificaciones realizadas en el modelo de CNA para el código TRACE se han separado en 4 bloques: modificaciones anteriores al aumento de potencia, las debidas al aumento de potencia y las realizadas en la transición de TRACE 5 Patch 2 a Patch 4 y las debidas a la simulación de secuencias de ATWS.

A.3.1. Modificaciones anteriores al aumento de potencia en el modelo CNA

Las modificaciones realizadas anteriormente al aumento de potencia en modelo de CNA fueron:

- Se incorporó el modelo de cinética puntual en el componente POWER (neutrones diferidos y constantes de decaimiento, tarjetas BETA y LAMBDA), Tabla A.2, junto con los correspondientes coeficientes de realimentación, Tablas A.3 y A.4. El modelo de cinética puntual del código TRACE está basado en la ecuación con seis grupos de diferidos que el código resuelve mediante el método de Kaganove. Los coeficientes de realimentación intrínsecos incluyen los debidos a cambios de temperatura del combustible y refrigerante, fracción de huecos y concentración de boro. La realimentación extrínseca correspondiente a barras de control y parada se introduce a través de la tarjeta CBIDS en \$.
- Se incluyeron perfiles de potencia axial conservadores y best-estimate (BOC, MOC, EOC), Figura A.10.
- El modelo de calor residual seleccionado ha sido el modelo predefinido en el código, ANS79: 1979 ANS decay heat standard que implica 69 grupos de decaimiento, [NRC-14b]. Además se dispone de un modelo de calor residual conservador que se introduce por tabla.
- Se ha incorporado el sistema de control de barras mediante Control Blocks. La reactividad que genera con el movimiento de barras se introduce en el componente POWER, es importante indicar la necesidad de utilizar un valor muy alto (1.0E10) de la tarjeta RRPWMX, ya que con valores bajos introduce ruido en la reactividad extrínseca dando lugar a errores en la ejecución.
- Se ha mejorado el sistema de control de turbina, previamente con un control proporcional, incorporando un control Proporcional-Integral que se corresponde con el de la planta.
- Se ha calculado un valor realista de la conductancia media del huelgo, ver [Mey-01] y [Sek-09], lo que genera a su vez un tiempo de respuesta más realista del combustible.

En la Tabla A.5 se muestra la comparación del estacionario de planta al 100 % y del modelo de CNA al 100 % de potencia después de la incorporación de los nuevos modelos. Se observa que los estacionarios se ajustan de manera adecuada.

Figura A.10: Perfiles de potencia axiales. Modelo de CNA

Tabla A.2: Fracciones de neutrones diferidos y constantes de decaimiento

	BOL(HZP)		MOL(HZP)		EOL(HZP)	
	β	$\lambda \text{ (s}^{-1}\text{)}$	β	$\lambda \text{ (s}^{-1}\text{)}$	β	$\lambda \text{ (s}^{-1}\text{)}$
1	0,000205	0,0128	0,0002	0,012800	0,000158	0,0128
2	0,001284	0,0316	0,0012	0,031500	0,001107	0,0314
3	0,001166	0,1208	0,0011	0,122546	0,000987	0,1243
4	0,002516	0,3221	0,0023	0,325242	0,002069	0,3284
5	0,000929	1,4039	0,0009	1,407391	0,000807	1,4109
6	0,000227	3,8844	0,0002	3,854725	0,000202	3,8249
$\sum \beta$	0,006327		0,0058		0,005330	
$1/\sum \beta$	158,0528		171,5336		187,6173	

Tabla A.3: Coeficientes de realimentación de moderador y combustible

Coeficiente de realimentación de moderador (1/K), RCTC			
Temp. (K)	BOL	MOL	EOL
307,5	-0,00015	-0,00033	-0,00068
Coeficiente de realimentación de combustible (1/K), RCTF			
Pot. (%)	BOL	MOL	EOL
100	-0,0000208	-0,0000207	-0,0000205

Tabla A.4: Coeficiente de realimentación de huecos.

	BOL(HZP)	
	RCAL	
	Void Fraction	Coeficiente ($\frac{1}{p.u.huecos}$)
1	0.1	-5.8E-02
2	0.7	-1.6E-1

Tabla A.5: Comparación del estacionario de planta y del modelo tras las modificaciones anteriores al uprate.

	Planta 100 %	T5P1 100 %
Hot Leg Temperature (K)		
Loop 1	598.5	597.3
Loop 2	597.9	596.8
Loop 3	597.6	597.4
Cold Leg Temperature (K)		
Loop 1	563.5	563.0
Loop 2	563.7	563.0
Loop 3	563.7	563.1
Averaged Temperature (K)		
Loop 1	581.0	580.2
Loop 2	580.8	579.9
Loop 3	580.7	580.2
RCS Mass Flow Rate (kg/s)		
Loop 1	100 %	4615
Loop 2	100 %	4685
Loop 3	100 %	4634
RCS Pressure (bar)		
PZR Pressure	155,04	155,1
Secondary Pressure (bar)		
SG 1	67.8	68.0
SG 2	68.2	67.9
SG 3	67.6	68.0
MFW Mass Flow Rate (kg/s)		
SG 1	489	492.3
SG 2	4862	491.6
SG 3	500	494.4

A.3.2. Modificaciones debidas al aumento de potencia en el modelo CNA

Tras el último uprate de la Central Nuclear de Almaraz, la planta aumentó su potencia nuclear al 109.74 %. Con el objetivo de adaptar el modelo de CNA a la nueva configuración de la planta, se han modificado diversos controles y consignas dentro del conjunto de modelos de sistemas de la planta. Los controles y sistemas modificados han sido:

- Programa de temperatura media del RCS, Tabla A.6.
- Control de presión y nivel del presionador (PZR) junto con el cambio de la consigna de las válvulas de alivio y seguridad del PZR (PORVs-PZR y SVs-PZR).
- Control de nivel de los generadores de vapor, incluyendo la disminución del caudal durante el coastdown de las bombas de FW.
- Control del sistema de alivio al condensador, al que se le ha añadido un bloque lead-lag en el canal de potencia debido a los cambios realizados en el uprate de la planta, además ha sido necesario modificar la consigna de apertura de las válvulas de alivio al condensador en el modo temperatura.
- Modificación del programa de la temperatura del MFW, Tabla A.7.
- Diversas consignas de disparo de reactor.

En la Tabla A.8 se muestran los estacionarios anterior y posterior al aumento de potencia en el modelo CNA, los valores muestran que se ha ajustado el estacionario a la nueva potencia de 109.74 % con unos errores aceptables.

Tabla A.6: Programas de temperatura media del RCS

Potencia (%)	Temperatura (K)	
	Antiguo programa	Nuevo programa
0.0	564.85	564.85
100.0	581.05	581.34
109.74	—	582.95

Tabla A.7: Programas de temperatura de FW

Potencia (%)	Temperatura (K)	
	Antiguo programa	Nuevo programa
3.0	413.85	437.12
25.0	434.25	451.55
30.0	442.45	454.83
50.0	460.25	467.95
70.0	475.85	480.11
75.0	480.35	483.07
100.0	497.05	494.86
109.74	–	499.65

Tabla A.8: Comparación de estacionarios tras el aumento de potencia.

	Planta [100 %]	T5P1	Planta [109.74 %]	T5P2
Hot Leg Temperature (K)				
Loop 1	598.5	597.3	600.7	599.7
Loop 2	597.9	596.8	600.7	599.8
Loop 3	597.6	597.4	600.7	599.8
Cold Leg Temperature (K)				
Loop 1	563.5	563.0	562.6	562.2
Loop 2	563.7	563.0	562.6	562.4
Loop 3	563.7	563.1	562.6	562.4
Averaged Temperature (K)				
Loop 1	581.0	580.2	581.6	581.0
Loop 2	580.8	579.9	581.6	581.1
Loop 3	580.7	580.2	581.6	581.1
RCS Mass Flow Rate (kg/s)				
Loop 1	100 %	4615	4531.4	4560.2
Loop 2	100 %	4685	4531.4	4628.4
Loop 3	100 %	4634	4531.4	4589.2
RCS Pressure (bar)				
PZR Pressure	155,04	155,1	155,4	155,4
Secondary Pressure (bar)				
SG 1	67.8	68.0	66.9	66.7
SG 2	68.2	67.9	66.9	66.6
SG 3	67.6	68.0	66.9	66.7
MFW Mass Flow Rate (kg/s)				
SG 1	489	492.3	552.2	538.0
SG 2	4862	491.6	540.2	545.9
SG 3	500	494.4	554.9	539.5

A.3.3. Modificaciones realizadas en la transición de Patch 2 a Patch 4 en el modelo CNA

Al realizar el cambio de Patch 2 a Patch 4 se observó que variaban tanto el caudal del primario como la presión del secundario, así como pequeñas variaciones en los caudales de las válvulas. Por consiguiente, se realizaron las modificaciones pertinentes:

- Ajuste del área de las válvulas de alivio y seguridad del PZR (incremento del 0.003 % para PZR-PORVs y decremento del 0.09 %).
- Se incluyó el valor real del ratio geométrico entre el pitch y el diámetro de los tubos de los SGs en el componente POWER, tarjeta PDRAT, ya que antes de la versión Patch 4 presentaba un valor fijo por defecto ($PDRAT = 1.33$).
- Ajuste de la altura manométrica de las bombas del primario (RCPs), tarjeta RHEAD. Con ello se ajusta el caudal del primario y también mejora el valor de la presión en el secundario.
- Por último, se modificó el ensuciamiento de los tubos para un ajuste final de la presión del secundario. Éste ajuste es necesario por las simplificaciones del modelo del SG (tubos de una única altura, modelo del secundario común para tubos ascendentes y descendentes, incertidumbres en las propiedades del material de los tubos y las incertidumbres de las correlaciones de transmisión de calor).

Tabla A.9: Comparación de estacionarios en la transición Patch 2 a Patch 4

	Planta	T5P1	Planta	T5P2	T5P4
	100 %		109.74 %		
Hot Leg Temperature (K)					
Loop 1	598.5	597.3	600.7	599.7	599.9
Loop 2	597.9	596.8	600.7	599.8	600.0
Loop 3	597.6	597.4	600.7	599.8	599.9
Cold Leg Temperature (K)					
Loop 1	563.5	563.0	562.6	562.2	562.5
Loop 2	563.7	563.0	562.6	562.4	562.6
Loop 3	563.7	563.1	562.6	562.4	562.5
Averaged Temperature (K)					
Loop 1	581.0	580.2	581.6	581.0	581.2
Loop 2	580.8	579.9	581.6	581.1	581.3
Loop 3	580.7	580.2	581.6	581.1	581.2
RCS Mass Flow Rate (kg/s)					
Loop 1	100 %	4615	4531.4	4560.2	4529.1
Loop 2	100 %	4685	4531.4	4628.4	4594.3
Loop 3	100 %	4634	4531.4	4589.2	4554.9
RCS Pressure (bar)					
PZR Pressure	155.04	155.1	155,4	155,4	155,4
Secondary Pressure (bar)					
SG 1	67.8	68.0	66.9	66.7	66.9
SG 2	68.2	67.9	66.9	66.6	66.9
SG 3	67.6	68.0	66.9	66.7	66.9
MFW Mass Flow Rate (kg/s)					
SG 1	489	492.3	552.2	538.0	539.5
SG 2	4862	491.6	540.2	545.9	547.3
SG 3	500	494.4	554.9	539.5	542.7

A.3.4. Modificaciones específicas para el transitorio de ATWS en el modelo CNA

Las modificaciones realizadas relativas al transitorio de ATWS han sido:

- Incorporación de la señal y actuación del AMSAC. La actuación del AMSAC provoca el disparo de turbina y la inyección del agua de alimentación auxiliar (AFW) con el máximo caudal del sistema (95.8 kg/s).
- Cambio de las tablas de vapor. En las secuencias donde se alcanzan altas presiones, como ATWS, es necesario utilizar una versión de las tablas de vapor que incluyen valores de las propiedades del agua para altas presiones, ya que sino las simulaciones no convergen. Se activa mediante el parámetro `use_iapws_st=TRUE` incluido en la tarjeta name list.
- Para simular una secuencia de ATWS se desactiva el control de barras, para ello se cambia a cero la velocidad de barras y se desactiva el control en el componente POWER.
- Se incluye un transitorio nulo de cien segundos en el restart de la simulación del ATWS. Esto es necesario porque las realimentaciones provocan un pequeño transitorio en el restart al que la secuencia de ATWS es muy sensible. Con ello se evita la aparición de ruido en la presión de primario durante el ATWS.

A.4. Validación del modelo después del aumento de potencia mediante un Rechazo de Carga del 10 %

Para realizar la validación del modelo CNA con todas las modificaciones descritas en los puntos anteriores se ha simulado un rechazo de carga del 10 % correspondiente a la prueba nuclear realizada tras el último uprate en la central nuclear de Almaraz.

La simulación de la secuencia se realizó con las versiones Patch 1 y Patch 4 para confirmar la modelación adecuada de la planta tanto después del uprate realizado en Patch 1 como en la posterior transición a Patch 4.

El transitorio dio comienzo con la planta en estado estacionario a un nivel del 109.74 % de potencia nominal. La simulación da comienzo a los 5670 segundos reduciendo la carga un 10 % en 3 segundos.

Al cabo de 3 segundos las válvulas de admisión de la turbina se encuentran en su nueva posición, correspondiente al 90 % de la potencia. Se observa que el reactor sigue a la turbina con una constante de tiempo de aproximadamente 100 segundos, Figura A.11. Consecuentemente, la presión en el secundario aumenta por el cierre de las válvulas de la turbina hasta que el sistema de alivio al condensador se activa en modo Temperatura con LR, Figuras A.12, A.13 y A.14. Tras ello, la presión en el secundario sigue aumentando mientras que el nivel de los SGs disminuye debido a la compresión del vapor que se produce en el secundario, Figuras A.12 y A.17. El aumento de la presión del secundario produce el aumento de la temperatura de saturación del vapor con lo que disminuye la transmisión de calor. El repunte que se observa en la potencia en turbina es debido al propio cierre de válvulas que, como se ha comentado, aumenta momentáneamente la cantidad de vapor en el lado secundario provocando un aumento de presión en el secundario y que a su vez provoca un aumento del caudal del secundario, Figuras A.12 y A.16. Por otro lado, la temperatura, la presión y el nivel del sistema primario aumentan inicialmente debido a que la presión en el secundario aumenta, Figuras A.13, A.18 y A.19. Los sistemas de control actúan de la siguiente manera:

- Sistema de control de turbina: comienza a actuar debido a que se produce un error entre la potencia demandada por el alternador y la potencia generada en la turbina (función de la presión en la cámara de impulso), Figura A.11.
- Sistema de control de descarga (alivio) de vapor al condensador: Debido al rechazo de carga, se supera el error de temperatura mínimo en el modo temperatura con LR, Figura A.13, por lo que el sistema de control de descarga de vapor se activa. Las Figuras A.14 y A.15 muestran que la apertura simulada se ajusta bastante a la real.
- Sistema de control del nivel del generador de vapor: En el instante inicial del rechazo de carga se produce una cierta diferencia entre el caudal de vapor y el caudal de agua de alimentación principal, Figura A.16, los caudales reales presentan mucho ruido, aun así se observa que los caudales de la simulación siguen la misma tendencia. La diferencia de caudales produce la elevación de nivel en los generadores de vapor, el sistema de control detecta el error en

caudal y el error de nivel y actúa cerrando las válvulas del control de agua de alimentación, Figura A.17. A continuación, se igualan el caudal de vapor y el de agua de alimentación y el nivel de los generadores de vapor vuelve al valor inicial, el caso simulado tarda más en estabilizarse ya que el nivel aumenta más que en el caso real.

- Sistema de control de presión del presionador: Al inicio del transitorio se generan dos picos iniciales de presión, Figura A.18 provocando que la potencia de los calentadores proporcionales disminuya hasta su total desconexión. Posteriormente, como la presión disminuye por debajo del valor de consigna, los calentadores proporcionales y de apoyo se activan nuevamente, por último se desactivan. La tendencia tanto del caso real como de la simulación es la misma, aunque en la simulación la presión en el segundo pico es mayor. En este sentido, se pretende revisar el modelo de PZR para mejorar su comportamiento.
- Sistema de control del nivel del presionador: El sistema de control actúa al existir diferencia entre el nivel del presionador y el nivel de referencia, Figura A.19, variando el caudal de carga del sistema de control químico y volumétrico. Los calentadores de apoyo no serán activados por este sistema, ya que el nivel del presionador no supera en un 5 % al de referencia. Comparando el nivel de presionador de la simulación con respecto al caso real, presentan una similitud razonable.
- Sistema de control de barras: Al producirse un error de temperatura mayor de 0.55 C se activa el sistema de control de barras que comienza a introducir las barras del banco D en el núcleo del reactor, Figura A.20. Se observa que la evolución de la simulación de la posición y su valor final es similar a la de la planta.

Finalmente, la reactividad total, combinación de las reactividades de barras de control, temperatura del moderador y Doppler, pasa por una primera fase de valor negativo, debido a la reactividad de barras y posteriormente vuelve a cero al compensarse la reactividad de barras principalmente con la reactividad Doppler, Figuras A.21 y A.22.

Figura A.11: Potencia nuclear y de turbina. Rechazo de carga.

Figura A.12: Presión en el secundario. Rechazo de carga.

Figura A.13: Temperatura media del RCS y Temperatura de referencia. Rechazo de carga.

Figura A.14: Apertura del banco 1 del sistema de alivio al condensador. Rechazo de carga.

Figura A.15: Apertura del banco 2 del sistema de alivio al condensador. Rechazo de carga.

Figura A.16: Caudal de vapor y caudal de MFW en GV1. Rechazo de carga.

Figura A.17: Nivel en el GV1. Rechazo de carga.

Figura A.18: Presión en el RCS. Rechazo de carga.

Figura A.19: Nivel en el PZR. Rechazo de carga.

Figura A.20: Posición de las barras de control. Rechazo de carga.

Figura A.21: Balance de reactividades. Rechazo de carga.

Figura A.22: Reactividad total. Rechazo de carga.

A.5. Conclusiones

En este capítulo se han presentado las modificaciones realizadas en el modelo CNA para TRACE 5. Estas modificaciones se han validado mediante un Rechazo de Carga del 10 % del modelo CNA con TRACE al 109.74 % de potencia, tanto para Patch 1 como para Patch 4. Los resultados obtenidos en el estacionario y el transitorio muestran que el modelo es adecuado para reproducir secuencias en las cuales las realimentaciones neutrónicas sean importantes, como ocurre en loe caso de las secuencias ATWS.

Apéndice B

Análisis del PIRT realizado por el KINS

Las secuencias de ATWS han sido ampliamente analizadas, sin embargo, sólo existe una referencia sobre un PIRT relativa a secuencias de ATWS en PWR, que corresponde al PIRT realizado por el KINS (Korea Institute of Nuclear Safety), [KIN-08], en el que se incluyen los fenómenos HI, MI, LI del LONF- ATWS para las fases anterior y posterior al pico de presión (BP/AP), como se ha descrito anteriormente en la metodología del proceso de PIRT.

A partir de la información de la referencia [KIN-08] se ha generado la Tabla B.1 donde se relacionan los fenómenos importantes de HI y MI incluidos en el PIRT del KINS con los casos de sensibilidad analizados, tanto previos como con TRACE. Estos se describen a continuación agrupados en:

- **Vasija:** Los fenómenos y parámetros de HI para BP y AP corresponden a las reactividades debidas a la temperatura del moderador, doppler y la fracción de huecos. Estos fenómenos y parámetros son los que gobiernan los fenómenos de sobre-presión y reducen la potencia. Estos fenómenos se identifican dentro en el caso base (BC) y en los casos relacionados con el instante del ciclo (S6 y A8). En BP los fenómenos de MI son la ebullición del fluido y la transferencia de calor en la varilla, fenómenos relacionados con el BC y el caso A10. Por otra parte, en AP se considera de HI a la ebullición del fluido y el flashing en cabeza de vasija y de MI a la transferencia de calor en la varilla, la posible asimetría en los lazos y el caudal de cabeza de vasija a la rama caliente. En caso de la potencia no se le da rango de importancia en el PIRT del KINS, en cambio se considera de HS en A9.
- **RCS:** Los fenómenos que ocurren en el PZR como el nivel, la presión y la descarga de masa y energía a través de las PZR-PORVs y PZR-SVs son de HI en BP y AP, estos fenómenos se identifican en el BC y en los casos S8, S1 y A1. Además, la transferencia de calor primario-secundario y la ebullición en las ramas calientes son de HI en AP. Por otra parte, en BP hay fenómenos de MI como la ebullición en PZR identificado en el caso A8, la transferencia de calor primario-secundario que se identifica en los casos S2, S8, A2 y A10, el

paso de caudal por la línea de compensación del PZR y la ebullición en rama caliente. El disparo de las RCPs en el PIRT del KINS se incluye como LI y se identifica con los casos S12 y A11.

- **Secundario:** Los fenómenos de HI en las fases BP y AP son la presión en los SGs y la descarga de masa y energía a través de las SG-PORVs, SG-SVs y SD donde son identificados en diversos casos, siendo BC, S2, S3, S4, S5, S9, S10, A2, A3, A4 y A5. Luego, exceptuando el secado de los tubos en la fase AP, los fenómenos de MI en BP y AP son el nivel de SGs y el Delta-P junto con las fricciones en las líneas de vapor.
- **Sistema de Inyección de Seguridad (SIS):** Se observa que en AP los fenómenos son de MI para el caudal del HPSI y el nivel del tanque de agua de recarga (RWST).

Tabla B.1: Relación entre el KINS-PIRT, los análisis de sensibilidad previos y las simulaciones en TRACE para secuencias de ATWS

System	Process/Phenomena	KINS-PIRT Importance		Prev.	TRACE
		BP	AP	Case	Case
VESSEL	Doppler reactivity	HI	HI	S6	A8
	Moderator reactivity	HI	HI	S6	A8
	Void reactivity	HI	HI	S6	A8
	Rod heat transfer	MI	MI		
	Voiding	MI	HI		
	Flashing	-	HI		
	Loop asymmetry effect	-	MI		
	Upper head to HL flow	-	MI		
	Power	-	-	S7	A9
	Decay heat	-	-	S11	A9
	Stored energy release	LI	LI	S6	A10
RCS	PZR Mixture level	HI	HI	S8	
	PZR Pressure	HI	HI	S1	
	PZR-PORVs and PZR-SVs mass and energy release	HI	HI	S1	A1
	PZR Voiding	MI	-		
	PZR to PZR surge line flow	MI	-		
	Primary-Secondary Heat Transfer	MI	HI	S8, S2	A10, A2
				S9	
	Hot leg Voiding	MI	HI		
	RCPs trip, coastdown of RCPs, voiding in inlet of RPCs natural circulation and resistance	-	LI	S12	A11
Secondary	SG Pressure	HI	HI	S4, S5, S10, S3	A4, A5 A2, A3
	SG Mixture level	MI	MI	S2, S9	A2
	Tube dryout	MI	-		
	SG-PORVs, SG-SV and steam dump mass/energy release	HI	HI	S4, S5	A4, A5
	Delta-P, flow resistance	MI	MI		
SIS	HPSI Flow path delivery	-	MI		A6
	RWST Level	-	MI		
	RWST-SI pump flow	-	MI		

Apéndice C

Análisis de ETs de plantas PWR-W para la secuencia ATWS

Índice

C.1. Análisis del ET de Surry para secuencias de ATWS	339
C.2. Análisis del ET del curso Education of Risk Professionals para secuencias de ATWS	342
C.3. Análisis del ET del curso de Westinghouse para secuencias de ATWS	344
C.4. Análisis del ET de North Anna para secuencias de ATWS . .	346
C.5. Análisis del ET de Braidwood para secuencias de ATWS . .	348
C.6. Análisis del ET de Ulchin 3&4 para secuencias de ATWS . .	350
C.7. Análisis del ET de Indian Point para secuencias de ATWS .	352
C.8. Análisis del ET de Summer para secuencias de ATWS	354
C.9. Análisis del ET de Zion para secuencias de ATWS	356
C.10. Análisis del ET de simplificado del NUREG-1780 para se- cuencias de ATWS	358
C.11. Análisis del ET de simplificado del USI Tap A-9 para se- cuencias de ATWS	360
C.12. Análisis de otros ETs	362
C.13. Análisis de los Árboles de sucesos de los modelos utilizados en el SDP de la NRC para la secuencia ATWS	371

C.1. Análisis del ET de Surry para secuencias de ATWS

El suceso iniciador de ATWS se define como el fallo al disparo manual del reactor o a desconectar la energía al sistema de accionamiento de las barras de control. Del

árbol de sucesos de la CN de Surry [SNL-90], Figura C.1, se extraen los siguientes cabeceros, figurando tanto su nomenclatura original como la equivalente asignada (entre corchetes), si la hubiere:

- PL Potencia inferior al 25 %.
- Z1 [MC] Coeficiente de temperatura del moderador muy bajo, valor crítico inferior a -36 pcm/K [-20 pcm/°F], según NUREG-0460 [NRC-78].
- Z [MC] Coeficiente de temperatura del moderador desfavorable, valor crítico superior a -12.6 pcm/K [-7pcm/°F] e inferior a -36 pcm/K [-20 pcm/°F].
- T[TT] Disparo de turbina tras el ATWS.
- P2[BA] Fallo de alivio de presión del RCS en respuesta al ATWS.
- L2[AF]Fallo del AFWS para ATWS.
- Q[PF] Fallo de las PORV o SVs del PZR a cerrar.
- D4[EB] Fallo del sistema de las bombas de carga en el modo de boración de emergencia.

Cabe resaltar que

- En los cabeceros Z1 a D4 solo se considera el 100 % de potencia.
- Los cabeceros Z1 y Z se dividen en tres condiciones diferentes en las que el valor de MTC es muy alto, bajo o nulo.
- En el cabecero TT se requiere TT antes de un minuto (60 s) si el MTC es mayor que -36 pcm/K (-20pcm/°F) o -39.6 pcm/K (-22 pcm/°F) dependiendo de la planta. cabecero MC.

Figura C.1: Árbol de sucesos de ATWS de Surry

C.2. Análisis del ET del curso Education of Risk Professionals para secuencias de ATWS

Del árbol de sucesos del curso *Education of Risk Professionals Module 3: Initiating Events, Accident Sequences, and Success Criteria*(2011) de EPRI [EPRI-11], Figura C.2:

- RLF-ATWS[BA] Alivio de presión del primario adecuado (PORVs y SVs del PZR)
- SHR-ATWS[AF]Arranca el MFWS o el AMSAC incia el AFWS.
- [SI-EB][EB] La inyección de seguridad suministra boración de emergencia.
- INT-ATWS[PF] Se mantiene la integridad del RCS tras la condición de ATWS.
- RECIRC[HR] Recirculación a alta presión de la inyección de seguridad.

Figura C.2: Árbol de sucesos de ATWS, curso Education of Risk Professionals

C.3. Análisis del ET del curso de Westinghouse para secuencias de ATWS

Del árbol de sucesos del curso de Westinghouse [NRC-08], Figura C.3, se extraen los siguientes cabeceros y las probabilidades de fallo, Tabla C.2:

- Inserción manual de las barras de control.
- [BA] Presión del primario por debajo del límite.
- [AF] Refrigeración vía secundario.
- [EB] Boración de emergencia (HPSI + boro)
- [PF] Las PORVs y SVs del PZR vuelven a cerrar.
- [HR] Recirculación de HPSI a alta presión.

Tabla C.1: Probabilidades de fallos de sistemas relacionados con el ET Figura C.3

CASO/(CE)	Descripción de los posibles fallos	Prob.
BA	Fallo a la apertura de las PZR-PORVs	8.8E-3
AF	Fallo al arranque de las bombas del AFW	2.3E-3
EB	Fallo al arranque del HPSI	0.12
PF	Fallo al cierre de las PZR-PORVs	0.1
HR	Fallo de la recirculación por el sistema HPSI	1.1E-3

Figura C.3: Árbol de sucesos de ATWS del curso Westinghouse

C.4. Análisis del ET de North Anna para secuencias de ATWS

Del árbol de sucesos de la CN de North Anna, [NAN-90], Figura C.4, se extraen los siguientes cabeceros y las probabilidades de fallo, C.2:

- K Reactor sub-crítico. Fallo de las barras de control a insertarse como consecuencia del fallo del RPS.
- M Fallo del MFW.
- Tt[TT]Fallo del disparo de turbina.
- L[AF] Fallo del AFWS.
- Pr[BA] Fallo del alivio adecuado de presión.
- Q[PF] Fallo al cierre de las PORVs-PZR.
- MS1 Disparo manual. Fallo del operador para desconectar la energía de los mecanismos de accionamiento de las barras de control.
- D4[EB]Boración de emergencia.
- Qs[CS] Fallo de 1/2 trenes de rociado de la contención.
- Rs[CC] Fallo de la recirculación del rociado de la contención.
- Ch Fallo del agua de servicios
- H1[HR] Fallo de las bombas de LPSI en el modo recirculación.

Tabla C.2: Probabilidades de fallos de sistemas relacionados con el ET Figura C.3

CASO/(CE)	Descripción de los posibles fallos	Prob.
TT	Fallo del disparo de turbina	2.0E-1
BA	Fallo a la apertura de las PZR-PORVs	2.8E-1
AF	Fallo al arranque de las bombas del AFW	2.3E-3
EB	Fallo al arranque del HPSI	9E-3
PF	Fallo al cierre de las PZR-PORVs	3.9E-2

C.5. Análisis del ET de Braidwood para secuencias de ATWS

Del árbol de sucesos de la CN de Braidwood [Dic-95], Figura C.5, se pueden extraer los siguientes cabeceros:

- **MFW-ATWS** Fallo del MFW. La probabilidad de que el MFW falle es 0.23
- **MRI** Inserción manual de las barras. Su probabilidad de fallo depende de fallos previos, pudiendo el valor variar entre 0.1 y 1.0.
- **CR** Fallo de las barras de control (en las uniones mecánicas). La probabilidad de fallo es 1,21E-6.
- **AMSAC**. El AMSAC dispara la turbina y arraca el AFW. La probabilidad de fallo es 1E-2.
- **AFW [AF]** Se consideran tres posibilidades para el AFW, la superior representa un 100 % de caudal (2 bombas), la intermedia un caudal inferior al 100 % pero superior al 50 % (una de las bombas) y la inferior un caudal menor al 50 %.
- **PR [BA]** Alivio de presión del primario. La probabilidad de bloqueo de las dos PORVs del PZR es de 2,5E-3, de solo una 5E-2 y de ninguna 8,975E-1. La probabilidad de fallo a la apertura de una SV del PZR es de 1E-3.
- **SR-ATWS[EB]** Boración de emergencia.

Figura C.5: Árbol de sucesos de ATWS de Braidwood

C.6. Análisis del ET de Ulchin 3&4 para secuencias de ATWS

Del árbol de sucesos de Ulchin 3&4, [KAE-08], Figura C.6, se extraen los siguientes cabeceros:

- TTRIP[TT] Disparo de turbina.
- MTC[MC] MTC favorable.
- PSV[PF] Cierre de las PORVs del PZR.
- CSGTR Se produce un SGTR.
- AFW[AF] Suministro del sistema AFW.
- SR1 [AI] Evacuación de vapor mediante las válvulas de alivio a la atmósfera o las válvulas de bypass de la turbina.
- SR2 [AF] Evacuación de vapor mediante las MSSVs.
- EBOR[EB] Boración de emergencia.
- SDC Establecer refrigeración de parada.
- MSHR Mantener la evacuación de calor del secundario.
- BD Bleed del RCS.
- HPI Inyección del HPSI.
- HPR[HR] Recirculación del HPSI.
- CSR Recirculación de la refrigeración.
- SSDC Cambio a la refrigeración de parada.

Las secuencias con mayor contribución a la CDF son dos: la número 8 (debida al fallo de la boración de emergencia EBOR), siendo su valor de $1.92\text{E-}7$ y la número 34 (debida al MTC desfavorable), siendo su valor de $2.24\text{E-}7$. Por otro lado, tres secuencias de daño que contienen la misma magnitud ($\text{E-}10$) son las número 31, 32 y 33.

C.7. Análisis del ET de Indian Point para secuencias de ATWS

Del árbol de sucesos de la CN de Indian Point [New-94], Figura C.7, se extraen los siguientes cabeceros:

- C El RPS requiere una señal eléctrica de disparo y la inserción mecánica de las barras de control. La probabilidad de fallo de esta función es de $1,62E-5$.
- MFW El CE requiere el funcionamiento de una de dos bombas del MFW a al menos 3/4 SGs.
- TT[TT] Disparo de turbina. Se condidera en secuencias en las que falla el MFW. Se requiere su disparo en menos de 1 minuto tras el evento iniciador de ATWS, en caso contrario los picos de presión en el RCS podrucirán una pérdida de la integridad del mismo y daño al núcleo.
- AFW[AF] El éxito del AFW requiere las dos MDPs inyectando a al menos 2 SGs. No se da credito a la TDP ya que se requiere la operación manual de las válvulas de control de caudal
- MRI Se requiere la inserción manual antes de un minuto tras el ATWS.
- PR[BA] Alivio adecuado de la presión del RCS.
- P[PF] Cierre de todas las PORVs y SVs del PZR.
- LTS [EB] Apagado a largo plazo. Se requiere en todas las secuencias de ATWS para conseguir subcriticidad. Esto se puede lograr de tres formas:
 - Apertura de los interruptores de disparo del reactor, siempre que el ATWS no fuera causado por fallos en las barras de control.
 - Boración de emergencia usando al menos 1/2 bombas de transferencia de ácido bórico operando a alta velocidad para dar succión a al menos 1/3 bombas de carga.
 - Inserción manual de todos los bancos de barras de control, siempre que el ATWS no fuera causado por fallos en las barras de control.

Si en 10 minutos no se inicia al menos una de estas acciones, se producirá daño al núcleo.

- HHIEB Si alguna PORV o SV del PZR falla al cierre, se requiere la actuación del HPSI para conseguir la parada a largo plazo. El éxito requiere al menos una bomba inyectando a al menos una rama fría del RCS.

C.8. Análisis del ET de Summer para secuencias de ATWS

Del árbol de sucesos de la CN de Summer [SCE-93], Figura C.8, se extraen los siguientes cabeceros:

- PL Nivel de potencia superior al 40 %.
- MRI Inserción manual de las barras de control.
- AMS El AMSAC suministra apoyo para producir el disparo de turbina y el arranque del AFWS.
- OEF Acción del operador para arrancar el AFW en casos de potencia inferior al 40 %.
- EFF[AF] Suministro del AFW.
- TT[TT] Disparo de turbina.
- PPR[BA] Alivio del RCS.
- PRC[PF] Cierre de las PORVs y SVs tras su apertura.
- SSC[SF] Cierre de las válvulas del secundario tras la estabilización de la planta tras un ATWS. Incluye todas las válvulas de los SGs, PORVs, SVs, ADVs y CDVs.
- MSV Aislamiento de las líneas de vapor principal.
- OAE [EB] Acción del operador para iniciar la boración de emergencia.
- BOR[EB] Funcionamiento con éxito del sistema de carga, apertura de la válvula de emergencia de boro y el funcionamiento de al menos una bomba de transferencia de ácido bórico.
- OAB [HM+BM] Acción del operador para establecer refrigeración mediante Feed & Bleed tras la pérdida del AFW.
- HPI[HM] Inyección de alta presión (Feed).
- PZR[BM] Apertura de las PORVs del PZR (Bleed).

Figura C.8: Árbol de sucesos de ATWS de Summer

C.9. Análisis del ET de Zion para secuencias de ATWS

Del árbol de sucesos de la CN de Zion [INL-90], Figura C.9, se extraen los siguientes cabeceros:

- PL Nivel de potencia de la planta superior al 80 %.
- TT[TT] Disparo de turbina / cierre de la MSIV.
- L1[AF]AFW y refrigeración del secundario (para potencias mayores del 80 %).
- L2[AF]AFW y refrigeración del secundario.
- RI Inserción de las barras en menos de un minuto.
- PR[BA] Alivio de presión del RCS.
- MD Desenergización manual del de las barras de control.
- RC [PF] Cierre de todos los caminos de alivio del primario.
- EB[EB]Refrigeración del primario mediante Feed & Bleed con boración de emergencia.
- CF[CC] Ventiladores de refrigeración de la contención.
- R3 Refrigeración de la recirculación.
- CS[CS] Rociado de la contención.
- CR[CR] Recirculación del rociado de la contención.

Cabe resaltar que en análisis posteriores al cabecero PL sólo se considera la potencia del 100 %.

Figura C.9: Árbol de sucesos de ATWS de Zion

C.10. Análisis del ET de simplificado del NUREG-1780 para secuencias de ATWS

Del árbol de sucesos simplificado obtenido del NUREG-1780 [Rau-03], Figura C.10, se extraen los siguientes cabeceros:

- Automatic trip[TT] Disparo de turbina.
- Electrical RPS Disparo eléctrico del reactor.
- Mechanical RPS Disparo mecánico del reactor.
- MTC Over Pressure[MC] MTC crítico.
- AFW[AF] Extracción de calor del secundario.
- HPI[EB] Boración de emergencia.

Figura C.10: Árbol de sucesos de ATWS, NUREG-1780, [Rau-03]

C.11. Análisis del ET de simplificado del USI Tap A-9 para secuencias de ATWS

Del árbol de sucesos simplificado obtenido del NUREG-1780 [Hag-81], Figura C.11, se extraen los siguientes cabeceros:

- WS SCRAM.
- S [TT + AF] Actuación del AMSAC.
- R Efectos de los parámetros.
- M [AF] Agua de alimentación auxiliar.
- L[BA] Actuación automática de las PZR-PORV.
- P[AF+EB] Enfriamiento a largo plazo.

Figura C.11: Árbol de sucesos de ATWS, USI Tap A-9, [Hag-81]

C.12. Análisis de otros ETs

En esta sección se analizan los ETs del PSA de tres reactores de diseño Westinghouse y sus respectivos cabeceros. Estas tres plantas serán referidas como CN1, CN2 y CN3, Figuras C.12 a C.14. En primer lugar se han recopilado los cabeceros incluidos en cada planta, Tabla C.3. En segundo lugar, por cada cabecero y planta se han esquematizado los correspondientes CEs para posteriormente unificarlos y recopilarlos en una tabla, Tabla C.5. Por último, se ha identificado las secuencias de éxito junto con sus transferencias partiendo de los ETs realizados para cada planta, Figuras C.12 a C.14 se ha realizado una nueva tabla que incluye todas las secuencias de éxito y de transferencia a otros ETs de cada planta con los cabeceros implicados en cada una de ellas, indicados en mayúscula los cabeceros en éxito y en minúscula los fallados, Tabla C.4. Los cabeceros comunes a las tres plantas son:

- [MC] Coeficiente de temperatura del moderador
- [TT] Disparo de turbina
- [AF] Extracción de calor a través del secundario
- [BA] Alivio a través del primario
- [EB] Boración de emergencia
- [PF] Integridad del primario
- [SF] Integridad del secundario

Además en CN2 se incluye el cabecero AC: Refrigeración del primario con control de caudal en los SGs y en CN3 se incluyen los cabeceros CC: Refrigeración de la contención y HR: Recirculación a alta presión.

En el siguiente listado se comparan los cabeceros de las plantas, con especial énfasis en los CE y los cálculos propios o genéricos empleados en cada uno de ellos:

MC Coeficiente de temperatura del moderador.

CN1 El límite crítico del MTC se estima en -14.4 pcm/K ($-8 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$), y el UET es del 1 %, WCAP-8330.

CN2 El límite crítico del MTC se estima en -12.6 pcm/K ($-7 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$), y el UET es del 1 %, NUREG-0460, acorde a lo descrito en NUREG/CR-4550.

CN3 El límite crítico del MTC se estima en -12.6 pcm/K ($-7 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$), NUREG-0460, acorde a lo descrito en NUREG/CR-4550.

TT Disparo de turbina.

CN1

- Disparo de TT necesario, si $\text{MTC} < -14.4 \text{ pcm/K}$ ($-8 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$), sólo para LNFV

- No requerido TT Si $<-39.6 \text{ pcm/K}$ ($-22 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$)
- El TD es de 60 s
- Datos del WCAP-8330

CN2

- Disparo de TT Si MTC $<-12.6 \text{ pcm/K}$ ($-7 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$)
- No requerido TT Si MTC $<-36 \text{ pcm/K}$ ($-20 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$)
- No se le da crédito al TD
- Datos del Nureg-0460

CN3

- Disparo de TT Si MTC $<-12.6 \text{ pcm/K}$ ($-7 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$)
- No requerido TT Si MTC $<-36 \text{ pcm/K}$ ($-20 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$)
- No se le da crédito al TD
- Datos del Nureg-0460

AF Extracción de calor mediante el secundario.

CN1

- Alivio de vapor 15 SG-SVs de los SGs, o 14 SG-SVs y 2 SG-PORVs
- Inyección de 2/2 MDPs ó 1/1 TDP a 2/3 SGs
- Sin distinción en caso de aislamiento de las MSL

CN2

- Sin aislamiento:
 - Alivio de 5/6 SG-Vlvs por cada SG.
 - Inyección de 2/3 bombas
- Con aislamiento:
 - Alivio de 5/6 SG-Vlvs por cada SG.
 - Inyección de 3/3 bombas

CN3.

- Sin aislamiento:
 - Alivio de 5/6 SG-Vlvs por cada SG.
 - Inyección de 2/3 bombas
- Con aislamiento:
 - Alivio de 15/18 SG-Vlvs, sin distinción entre líneas
 - Inyección de 2/3 bombas

BA Alivio de presión del primario.

CN1 Requiere 3/3 PZR-SVs o 2/3 PZR-SVs + 2/2 PZR-PORVs (solo se da crédito a la apertura automática). En caso de que el MTC sea igual o inferior a -36 pcm/K ($-20 \text{ pcm/}^{\circ}\text{F}$), el fallo de esta función no hará subir la presión por encima de la envolvente a presión.

CN2 Requiere 3/3 PZR-SVs o 2/3 PZR-SVs + 2/2 PZR-PORVs (solo se da crédito a la apertura automática). No TD acción apoyo

CN3 Requiere 3/3 PZR-SVs o 2/3 PZR-SVs + 2/2 PZR-PORVs (solo se da crédito a la apertura automática). No TD acción de apoyo

EB Boración de emergencia.

CN1 Sólo se le da credibilidad al camino del HPSI mediante una bomba de carga a 1/3 SGs

CN2 Sólo se le da credibilidad al camino del HPSI mediante una bomba de carga a 1/3 SGs. TD 7901 s desde el inicio del suceso, vaciado del CST

CN3 Sólo se le da credibilidad al camino del HPSI mediante una bomba de carga a 1/3 SGs. TD 7900 s desde el inicio del suceso, vaciado del CST

PF Integridad del primario.

CN1 Requiere el cierre de 3/3 PZR-SVs y 2/2 PZR-PORVs. El TD para el cierre de todas las PZR-PORVs y PZR-SVs que hayan abierto es de 1800 s, WCAP-9754.

CN2 Requiere el cierre de 3/3 PZR-SVs y 2/2 PZR-PORVs. El TD para que el grupo de operación cierre todos los caminos de alivio es de 4265s de acuerdo a un cálculo propio, teniendo como hipótesis de que todos los caminos han abierto.

CN3 Requiere el cierre de 3/3 PZR-SVs y 2/2 PZR-PORVs y la disminución de caudal de inyección utilizado en EB. El TD es de 2100s según cálculo propio.

SF Integridad del secundario.

CN1 Requiere el cierre de 15/15 SG-SVs y 3/3 SG-PORVs. En caso de que alguna de las válvulas abiertas del secundario no vuelva a cerrar, se transfiere al ET de SLB.

CN2 Se requiere que al menos un SG tenga sus SG-PORVs y SG-SVs cerradas y su sistema de control de presión operable, así como aislado de los SGs que hayan podido quedar con válvulas abiertas.

CN3 Este cabecero no se contempla en esta planta.

AC Refrigeración del primario con control de caudal en los SGs

CN1 Este cabecero no se contempla en esta planta.

CN2 Si falla el cabecero SF se evacúa calor a través de los SGs requiriendo RHRS (175°C y 25 kg/cm^2) . El TD para las acciones requeridas es de 8000s, antes del vaciado del CST.

CN3 Este cabecero no se contempla en esta planta.

CC Refrigeración de la contención

CN1 Este cabecero no se contempla en esta planta.

CN2 Este cabecero no se contempla en esta planta.

CN3 El TD es de 2100s para el arranque de 2/4 unidades de refrigeración de la contención en velocidad lenta para evitar la actuación del rociado de la contención y así no reducir el TD para la recirculación de alta presión.

HR Recirculación de alta presión

CN1 Este cabecero no se contempla en esta planta.

CN2 Este cabecero no se contempla en esta planta.

CN3 En la secuencia 2 (CC en éxito) la señal de muy bajo nivel en el RSWT aparece a los 18000s (cálculo propio) y el grupo de operación dispondrá de 3000s adicionales para realizar las acciones antes de la señal de tanque vacío en el RWST. En la secuencia 4 (CC fallado) la señal de muy bajo nivel aparecerá a los 6000s, disponiendo el grupo de operación de 1200s adicionales para completar las acciones. El CE en ambos casos es una bomba de alta más otra de baja con su intercambiador de calor asociado.

Se han analizado las secuencias de éxito de las plantas estudiadas y se ha podido establecer una correlación entre ellas. Además se ha observado que algunas secuencias de éxito se corresponden con secuencias de transferencia a otros ETs, por lo cual se ha decidido incluir también las secuencias de transferencia. Las secuencias de CN1 se han nombrado como C1.i, las de CN2 como C2.k y las de CN3 como C3.k. Siguiendo esta nomenclatura se han alineado las secuencias equivalentes y se ha usado un código de colores para facilitar su seguimiento, ver Tabla C.4.

- C1.1 es similar a C2.1 y C3.1, con la única diferencia de que en CN3 no se incluye el cabecero SF.
- C1.2, que transfiere a SLB, es similar a C2.2, que en lugar de usar transferencia a SLB trata el fallo de SF con el cabecero adicional AC.
- C1.4 es similar a C2.4, ambos de transferencia a MBLOCA, con la diferencia que en CN1 no se considera el cabecero EB en el propio ET. Ambas secuencias se pueden asemejar a C3.2 y C3.4, que trata el problema del fallo de PF en el propio ET empleando HR.

MC	TT	AF	MC+TT	AF	MC+TT	AF		
BA	EB	PF	BA	EB	PF	BA	EB	PF
SF			SF	AC		CC	HR	
CN1			CN2			CN3		

Tabla C.3: Cabeceros de los ETs de plantas W-3L para ATWS

SECUENCIAS DE ÉXITO	C1.1: MC/TT/AF/BA/EB/PF/SF	C2.1: MC+TT/AF/BA/EB/PF/SF C2.2: MC+TT/AF/BA/EB/PF/sf/AC	C3.1: MC+TT/AF/BA/EB/PF C3.2: MC+TT/AF/BA/EB/pf/CC/HR C3.4: MC+TT/AF/BA/EB/pf/cc/HR
TRANSFERENCIA	C1.2: MC/TT/AF/BA/EB/PF/sf → SLB C1.4: MC/TT/AF/BA/pf → MBLOCA	C2.4: MC+TT/AF/BA/EB/pf → MBLOCA	
NPP	CN1	CN2	CN3

Tabla C.4: Secuencias de éxito y transferencia de los ETs de plantas W-3L para ATWS

Figura C.12: ET de CN1 para ATWS

Figura C.13: ET de CN2 para ATWS

Figura C.14: ET de CN3 para ATWS

Tabla C.5: Comparación de los CEs de otras plantas para ATWS

Cabeceros	CN1	CN2	CN3
TT+MC	-14.4 pcm/K (-8 pcm/°F) -39.6 pcm/K (-22 pcm/°F) (No TT)	-12.6 pcm/K (-7 pcm/°F) -36 pcm/K (-20pcm/°F) (No TT)	-12.6 pcm/K (-7 pcm/°F) -36 pcm/K (-20pcm/°F) (No TT)
AF	15/18 SG-Vlvs 2/3 pumps AFW	5/6 SG-Vlvs x SG 2/3 pumps AFW (SinAIS) 3/3 pumps AFW (ConAIS)	5/6 SG-Vlvs x SG (ConAIS) 15/18 SG-Vlvs (SinAIS) 2/3 pumps AFW
BA	2/3 PZR-SV + 2/2 PZR-PORV ó 3/3 PZR-SV	2/3 PZR-SV + 2/2 PORV-PZR ó 3/3 PZR-SV	2/3 PZR-SV + 2/ PZR-PORV ó 3/3 PZR-SV
EB	1CCP	1CCP	1CCP
PF	2/2 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV	2/2 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV	2/2 PZR-PORV + 3/3 PZR-SV
SF	3/3 SG-PORV + 15/15 SG-SV CLOSED	3/3 SG-PORV + 15/15 SG-SV CLOSED & ISOLATED	3/3 SG-PORV + 15/15 SG-SV CLOSED
AC	-	N/A	-
CC	-	-	2/4 FAN COOLERS
HR	-	-	1/2 HPSI-pump + 1/2 LPSI-pump + HX

C.13. Análisis de los Árboles de sucesos de los modelos utilizados en el SDP de la NRC para la secuencia ATWS

Se han analizado un conjunto de documentos relacionados con el SDP de la NRC, [] se han extraído diversas hipótesis que son de interés a la hora de elaborar un modelo SPAR-CSN aplicable a las secuencias de GT de las 3 plantas españolas.

A continuación se resumen de las hipótesis genéricas para los modelos utilizados en el SDP de la NRC:

- Las hipótesis sobre el caudal de MFW durante ATWS son dos:
 - El MFW funciona normalmente
 - El MFW no recibirá ninguna señal de aislamiento dado que el reactor no se dispara. La probabilidad de fallo del sistema se base únicamente en LONF sin disponibilidad de recuperación del sistema por el operador.
- PCS disponible y PZR-SVs disponibles. En el caso donde el sistema del PCS permanece disponible después de un iniciador, se supone que no habrá demanda de las PZR-SVs, excepto en el caso de ATWS. En ATWS, la apertura de la PZR-PORVs se modela explícitamente porque se requieran un gran número de válvulas para proporcionar un alivio de presión adecuado.
- Las hipótesis de delineamiento de los ET de PWR indican que si falla el disparo del reactor el ET se transfiere al ET de ATWS.

En estos ocho modelos utilizados en el SDP de la NRC existe una serie de cabeceros comunes que se muestran a continuación, figurando tanto su nomenclatura original como la equivalente asignada, si la hubiere, en las plantas nacionales previamente analizadas:

- TTP [TT] Disparo de turbina.
- AFW,EFW [AF] Extracción de calor a través del secundario
- SRV [BA] Alivio a través del primario
- EMBO, EMEBOR, HPI [EB] Boración de emergencia

Dentro del grupo de ETs de ATWS que no incluyen ningún cabecero adicional se agrupan los modelos SPAR de:

- CN Beaver-Valley [NRC-99], Figura C.15
- CN Shearon Harris [NRC-00], Figura C.16
- CN Callaway [NRC-01a], Figura C.17

- CN Catawa [NRC-10], Figura C.18
- CN Seabrook [NRC-01c], Figura C.19
- CN Vogtle [NRC-01d], Figura C.20

Por otra parte, CN Comanche Peak [NRC-01b] se incluye el cabecero MFW: agua de alimentación principal. No se incluye ET.

A continuación se incluye una breve descripción de cada cabecero, junto con su CE, para el ET de ATWS de todas las plantas analizadas, indicándose las diferencias entre éstas, si existen, o si el cabecero es exclusivo de alguna de las plantas. Primero se describen los comunes y a continuación los exclusivos:

- **TTP [TT]** El éxito de este cabecero es que se dispare la turbina. El CE del cabecero TT depende de cada planta:
 - Mediante la señal de AMSAC en Beaver Valley, Callaway, Catawa, Seabrook y Vogtle
 - El operador dispara la turbina en Shearon Harris y Comanche Peak
 - Mediante CEDMCS (1 sistema multi-tren) en la CN Genérica PWR-2L
 - Mediante 1/2 trenes ESFAS (1 sistema multi-tren) en la CN Genérica W-4L
- **AFW,EFW [AF]** La función de extracción de calor a través del secundario está en éxito si inyecta el AFWS y en algunos casos se encuentran disponibles las SG-PORVs o SD. El CE del cabecero AF es dependiente de planta:
 - 2/2 MDPAFW o 1/1 TDAFW en Beaver Valley, Shearon Harris, Callaway, Comanche Peak, Catawa y Seabrook (+ SD +/- SG-PORVs + SG-SVs según la planta)
 - 1/1 MDPAFW o 1/1 TDAFW + 1/4 SG-PORVs o 1/20 SG-SVs en la CN Genérica PWR-2L
 - 2/4 MDPAFW + (1/1 SG-PORVs o 1/5 SG-SVs) por SG en la CN Genérica W-4L
 - 3/3 AFW pumps a 4/4 SGs en la CN Vogtle
- **SRV [BA]** El éxito del cabecero de alivio a través del primario es muy similar en todas ellas:
 - 3/3 PZR-SVs + 2/2 PZR-PORVs en Beaver Valley, Shearon Harris, Genérica W-4L, Callaway, Comanche Peak, Seabrook y Vogtle
 - 2/3 PZR-SVs + 2/3 PZR-PORVs en la CN de Catawa
 - 4/4 PZR-SVs en la CN Genérica PWR-2L
- **EMBO, EMEBOR, HPI [EB]** Este cabecero representa la boración de emergencia. El éxito implica que una CCP esté en funcionamiento para todas las CCNN con las excepciones:

- Además necesita de la transferencia de la bomba de ácido bórico en las CCNN Genérica W-4L y Votlge
 - Además necesita de la transferencia de la bomba de ácido bórico o 1/1 valvula del RWT en la CN Genérica PWR-2L
-
- MFW: Este cabecero requiere la actuación del sistema de agua de alimentación principal. El CE es $1/2$ MFP + $2/4$ SG-PORVs. Solo se incluye en la CN Comanche Peak.

Como conclusiones con respecto a las secuencias de éxito de los modelos SDP se puede concluir que solo existe una secuencia de éxito para cada ET que es aquella en la que todos los cabeceros se encuentran en éxito.

Figura C.18: ET de ATWS (modelo SDP de Catawa)

Figura C.20: ET de ATWS (modelo SDP de Vogtle)

Apéndice D

Metodología SPAR-H

Los puntos principales de la estructura de la metodología SPAR-H son:

- Descompone la probabilidad en contribuciones de fallos de diagnóstico y fallos manuales.
- Utiliza factores de forma de actuación (PSFs) y asigna dependencias para ajustar un caso base de probabilidad de error humano (HEP).
- Emplea casos pre-definidos de HEPs y PSFs junto con asesoramiento de como asignar los valores apropiados a cada PSF.
- Utiliza una distribución beta para el análisis de incertidumbres.
- Emplea hojas de trabajo designadas para asegurar la consistencia del analista, Figuras D.1 a D.5.

La metodología SPAR-H está creada desde un modelo explícito de procesamiento de información de actuación humana, en el cual se han identificado ocho PSFs capaces de influir en la actuación humano. Estos factores son:

- Tiempo disponible.
- Estrés y factores de estrés.
- Experiencia y entrenamiento.
- Complejidad.
- Ergonomía (incluyendo la interfaz hombre-máquina).
- Procedimientos.
- Aptitud para el servicio.
- Procesos de trabajo.

Aunque existen muchas otras metodologías que tienen en cuenta los PSFs de distintas formas, la metodología SPAR-H es una de las pocas que valora el beneficio potencial de estos factores. Esto quiere decir que la influencia de algunos PSFs puede reducir las tasas de fallo nominales, como por ejemplo una experiencia y entrenamiento superior.

La metodología SPAR-H tiene en cuenta la dependencia, referida en este caso a que la influencia negativa de un error humano en siguientes errores se tiene en cuenta por el modelo y está reflejado en el cálculo del HEP. El modelo no tiene en cuenta explícitamente la dependencia positiva en fallos subsiguientes, en estas situaciones los analistas estiman que se deben usar valores nominales para determinar el HEP de fallos subsiguientes.

La combinación de los siguientes factores contribuye a incrementar el error por dependencias:

- Mismo personal
- Mismo lugar (el control, monitor o el equipo debe ser el mismo o estar en la misma zona, como por ejemplo el mismo panel)
- Falta de señales adicionales, como alarmas o señales en monitores.
- Sucesión rápida del siguiente HEP (desde segundos hasta pocos minutos)

La metodología SPAR-H produce un resultado best estimate sencillo para uso en los modelos de riesgo de plantas. La media se considera como la mejor (la que más información aporta) información disponible relacionada con la probabilidad de error humano. Para tener en cuenta la incertidumbre no se han usado factores de error, y el uso de una distribución de probabilidad lognormal se ha descartado. La metodología SPAR-H emplea una distribución beta que puede imitar distribuciones normales y lognormales, pero tiene la ventaja de que las probabilidades calculadas con esta aproximación varían de 0 a 1.

HRA Worksheets for At-Power SPAR HUMAN ERROR WORKSHEET

Plant: _____ Initiating Event: _____ Basic Event : _____ Event Coder: _____

Basic Event Context: _____

Basic Event Description: _____

Does this task contain a significant amount of diagnosis activity? YES ☐ (start with Part I–Diagnosis) NO ☐ (skip Part I – Diagnosis; start with Part II – Action) Why? _____

PART I. EVALUATE EACH PSF FOR DIAGNOSIS

A. Evaluate PSFs for the Diagnosis Portion of the Task, If Any.

PSFs	PSF Levels	Multiplier for Diagnosis	Please note specific reasons for PSF level selection in this column.
Available Time	Inadequate time	P(failure) = 1.0 ☐	
	Barely adequate time ($\approx 2/3$ x nominal)	10 ☐	
	Nominal time	1 ☐	
	Extra time (between 1 and 2 x nominal and > than 30 min)	0.1 ☐	
	Expansive time (> 2 x nominal and > 30 min)	0.01 ☐	
	Insufficient information	1 ☐	
Stress/ Stressors	Extreme	5 ☐	
	High	2 ☐	
	Nominal	1 ☐	
	Insufficient Information	1 ☐	
Complexity	Highly complex	5 ☐	
	Moderately complex	2 ☐	
	Nominal	1 ☐	
	Obvious diagnosis	0.1 ☐	
	Insufficient Information	1 ☐	
Experience/ Training	Low	10 ☐	
	Nominal	1 ☐	
	High	0.5 ☐	
	Insufficient Information	1 ☐	
Procedures	Not available	50 ☐	
	Incomplete	20 ☐	
	Available, but poor	5 ☐	
	Nominal	1 ☐	
	Diagnostic/symptom oriented	0.5 ☐	
	Insufficient Information	1 ☐	
Ergonomics/ HMI	Missing/Misleading	50 ☐	
	Poor	10 ☐	
	Nominal	1 ☐	
	Good	0.5 ☐	
	Insufficient Information	1 ☐	
Fitness for Duty	Unfit	P(failure) = 1.0 ☐	
	Degraded Fitness	5 ☐	
	Nominal	1 ☐	
	Insufficient Information	1 ☐	
Work Processes	Poor	2 ☐	
	Nominal	1 ☐	
	Good	0.8 ☐	
	Insufficient Information	1 ☐	

Rev 1 (1/20/04)

Reviewer: _____

A-3

Figura D.1: Parte 1. Evaluación para el diagnosis, 1/2

Plant: _____ Initiating Event: _____ Basic Event : _____ Event Coder: _____

Basic Event Context: _____

Basic Event Description: _____

B. Calculate the Diagnosis Failure Probability.

(1) If all PSF ratings are nominal, then the Diagnosis Failure Probability = 1.0E-2

(2) Otherwise, the Diagnosis Failure Probability is: 1.0E-2 x Time x Stress or Stressors x Complexity x Experience or Training x Procedures x Ergonomics or HMI x Fitness for Duty x Processes

Diagnosis: 1.0E-2x _____ x _____ x _____ x _____ x _____ x _____ x _____ x _____ =

C. Calculate the Adjustment Factor IF Negative Multiple (≥3) PSFs are Present.

When 3 or more negative PSF influences are present, in lieu of the equation above, you must compute a composite PSF score used in conjunction with the adjustment factor. Negative PSFs are present anytime a multiplier greater than 1 is selected. The Nominal HEP (NHEP) is 1.0E-2 for Diagnosis. The composite PSF score is computed by multiplying all the assigned PSF values. Then the adjustment factor below is applied to compute the HEP:

$$HEP = \frac{NHEP \cdot PSF_{composite}}{NHEP \cdot (PSF_{composite} - 1) + 1}$$

Diagnosis HEP with Adjustment Factor =

D. Record Final Diagnosis HEP.

If no adjustment factor was applied, record the value from Part B as your final diagnosis HEP. If an adjustment factor was applied, record the value from Part C.

Final Diagnosis HEP =

Reviewer: _____

A-4

Figura D.2: Parte 1. Evaluación para el diagnóstico, 2/2

Plant: _____ Initiating Event: _____ Basic Event : _____ Event Coder: _____

Basic Event Context: _____

Basic Event Description: _____

Part II. EVALUATE EACH PSF FOR ACTION

A. Evaluate PSFs for the Action Portion of the Task, If Any.

PSFs	PSF Levels	Multiplier for Action	Please note specific reasons for PSF level selection in this column.
Available Time	Inadequate time	P(failure) = 1.0	
	Time available is $\approx$ the time required	10	
	Nominal time	1	
	Time available $\geq 5x$ the time required	0.1	
	Time available is $\geq 50x$ the time required	0.01	
	Insufficient Information	1	
Stress/Stressors	Extreme	5	
	High	2	
	Nominal	1	
	Insufficient Information	1	
Complexity	Highly complex	5	
	Moderately complex	2	
	Nominal	1	
	Insufficient Information	1	
Experience/Training	Low	3	
	Nominal	1	
	High	0.5	
	Insufficient Information	1	
Procedures	Not available	50	
	Incomplete	20	
	Available, but poor	5	
	Nominal	1	
	Insufficient Information	1	
Ergonomics/HMI	Missing/Misleading	50	
	Poor	10	
	Nominal	1	
	Good	0.5	
	Insufficient Information	1	
Fitness for Duty	Unfit	P(failure) = 1.0	
	Degraded Fitness	5	
	Nominal	1	
	Insufficient Information	1	
Work Processes	Poor	5	
	Nominal	1	
	Good	0.5	
	Insufficient Information	1	

Reviewer: _____

A-5

Figura D.3: Parte 2. Evaluación para la acción, 1/2

Plant: _____ Initiating Event: _____ Basic Event : _____ Event Coder: _____

Basic Event Context: _____

Basic Event Description: _____

B. Calculate the Action Failure Probability.

- (1) If all PSF ratings are nominal, then the Action Failure Probability = 1.0E-3
 (2) Otherwise, the Action Failure Probability is: 1.0E-3 x Time x Stress or Stressors x Complexity x Experience or Training x Procedures x Ergonomics or HMI x Fitness for Duty x Processes

Action: 1.0E-3x _____ x _____ x _____ x _____ x _____ x _____ x _____ =

C. Calculate the Adjustment Factor IF Negative Multiple (≥3) PSFs are Present.

When 3 or more negative PSF influences are present, in lieu of the equation above, you must compute a composite PSF score used in conjunction with the adjustment factor. Negative PSFs are present anytime a multiplier greater than 1 is selected. The Nominal HEP (NHEP) is 1.0E-3 for Action. The composite PSF score is computed by multiplying all the assigned PSF values. Then the adjustment factor below is applied to compute the HEP:

$$HEP = \frac{NHEP \cdot PSF_{composite}}{NHEP \cdot (PSF_{composite} - 1) + 1}$$

Action HEP with Adjustment Factor =

D. Record Final Action HEP.

If no adjustment factor was applied, record the value from Part B as your final action HEP. If an adjustment factor was applied, record the value from Part C.

Final Action HEP =

Reviewer: _____

A-6

Figura D.4: Parte 2. Evaluación para la acción, 2/2

Plant: _____ Initiating Event: _____ Basic Event : _____ Event Coder: _____

Basic Event Context: _____

Basic Event Description: _____

PART III. CALCULATE TASK FAILURE PROBABILITY WITHOUT FORMAL DEPENDENCE ($P_{w/od}$)

Calculate the Task Failure Probability Without Formal Dependence ($P_{w/od}$) by adding the Diagnosis Failure Probability from Part I and the Action Failure Probability from Part II. In instances where an action is required without a diagnosis and there is no dependency, then this step is omitted.

$$P_{w/od} = \text{Diagnosis HEP} \quad + \quad \text{Action HEP} \quad = \quad \boxed{}$$

Part IV. DEPENDENCY

For all tasks, except the first task in the sequence, use the table and formulae below to calculate the Task Failure Probability With Formal Dependence ($P_{w/d}$).

If there is a reason why failure on previous tasks should not be considered, such as it is impossible to take the current action unless the previous action has been properly performed, explain here: _____

Dependency Condition Table

Condition Number	Crew (same or different)	Time (close in time or not close in time)	Location (same or different)	Cues (additional or no additional)	Dependency	Number of Human Action Failures Rule ☐ - Not Applicable. Why? _____
1	s	c	s	na	complete	When considering recovery in a series e.g., 2 nd , 3 rd , or 4 th checker If this error is the 3rd error in the sequence , then the dependency is at least moderate . If this error is the 4th error in the sequence , then the dependency is at least high .
2				a	complete	
3			d	na	high	
4				a	high	
5		nc	s	na	high	
6				a	moderate	
7			d	na	moderate	
8				a	low	
9	d	c	s	na	moderate	
10				a	moderate	
11			d	na	moderate	
12				a	moderate	
13		nc	s	na	low	
14				a	low	
15			d	na	low	
16				a	low	
17					zero	

Using $P_{w/od}$ = Probability of Task Failure Without Formal Dependence (calculated in Part III):

For Complete Dependence the probability of failure is 1.

For High Dependence the probability of failure is $(1 + P_{w/od})/2$

For Moderate Dependence the probability of failure is $(1 + 6 \times P_{w/od})/7$

For Low Dependence the probability of failure is $(1 + 19 \times P_{w/od})/20$

For Zero Dependence the probability of failure is $P_{w/od}$

Calculate $P_{w/d}$ using the appropriate values:

$$P_{w/d} = (1 + (*))/ = \boxed{}$$

Reviewer: _____

A-7

Figura D.5: Parte 3. Cálculo de la probabilidad de fallo de la acción SPAR-H