



UNIVERSITAT
POLITÈCNICA
DE VALÈNCIA



ESCUELA TÉCNICA
SUPERIOR INGENIEROS
INDUSTRIALES VALENCIA

Curso Académico:

“Con las dificultades propias de los que caminan en un Ford del año 1920 y por un camino malo, vamos de tumbo en tumbo, pero avanzando, avanzando”

Salvador Allende

Índice

1. GLOSARIO	8
1.1 Instituciones	9
1.2 Conceptos técnicos	9
2. MEMORIA	10
2.1 Introducción	11
2.2 Motivación y justificación del trabajo	13
2.3 Objeto del trabajo	14
2.4 Secuencias de pérdidas de refrigerante	15
2.4.1 Fenomenología de una secuencia de pérdida de refrigerante	15
2.4.2 Oxidación de las vainas de zircaloy y producción de hidrógeno	16
2.4.3 Secuencias y variables de estudio	17
2.5 Descripción del simulador TRACE	19
2.5.1 Desarrollo histórico	19
2.5.2 Características	19
2.6 Descripción del modelo termo-hidráulico	21
2.6.1 Descripción general de la planta	21
2.6.2 Componentes hidráulicos del circuito primario	23
2.6.3 Componentes hidráulicos del circuito secundario	26
2.6.4 Componentes térmicos del circuito	27
2.6.5 Sistemas automáticos de control	28
2.6.6 Opciones de cálculo	29
2.7 Variaciones sobre el modelo Westinghouse original	30
2.7.1 Variaciones comunes a todos los casos de pérdida de refrigerante	30
2.7.2 Variaciones específicas para pérdidas en rama fría	30
2.7.3 Variaciones específicas para pérdidas en rama caliente	32
2.7.4 Variaciones específicas para cada secuencia del árbol de eventos	33
3. RESULTADOS	36
3.1 Resultados del modelo en régimen estacionario	37
3.2 Roturas de doble guillotina en rama fría	38

3.2.1	DG aguas abajo de inyecciones – Escenario 1	39
3.2.2	DG aguas arriba de inyecciones, aguas abajo de la bomba – Escenario 2	47
3.2.3	DG aguas arriba de inyecciones, aguas arriba de la bomba – Escenario 3.....	52
3.3	Roturas de 6’’ en rama fría.....	58
3.3.1	6’’ aguas abajo de las inyecciones – Escenario 4.....	59
3.3.2	6’’ aguas arriba de inyecciones, aguas abajo de la bomba – Escenario 5	65
3.3.3	6’’ aguas arriba de inyecciones, aguas arriba de la bomba – Escenario 6.....	71
3.4	Rotura de doble guillotina en rama caliente – Escenario 7	77
3.5	Rotura de 6’’ en rama caliente – Escenario 8.....	82
3.6	Resumen de los tiempos disponibles.....	88
3.6.1	Tiempos disponibles hasta el daño al núcleo	88
3.6.2	Tiempos disponibles hasta la oxidación de vaina.....	90
3.7	Resumen de la producción de óxido e hidrógeno.....	92
3.8	Comparación de roturas para una misma secuencia.....	95
4.	CONCLUSIONES.....	99
5.	PRESUPUESTO.....	101
5.1	Consideraciones previas.....	101
5.2	Precios del personal.....	102
5.3	Precios de los materiales	102
5.4	Coste final	103
6.	ANEXOS	104
6.1	Legislación aplicable.....	104
6.1.1	Temperatura del núcleo.....	105
6.1.2	Espesor de óxido en la vaina	105
6.1.3	Cantidad de hidrógeno producida.....	105
6.2	Referencias.....	106

Figuras

Figura 1.	Niveles de defensa en profundidad [Perschagen B. 1989]	11
Figura 2.	Frontera de generación eficiente en Europa para 2020 [Marrero G. 2010]	13
Figura 3.	Disposición espacial de las capas de óxido en las vainas	16
Figura 4.	Árbol de eventos para las secuencias accidentales de un LBLOCA	17
Figura 5.	Modelado TRACE de Westinghouse - PWR utilizado por el DIQN	21
Figura 6.	Selección de volúmenes de refrigerante	23
Figura 7.	Detalle de rotura en rama fría	25
Figura 8.	Detalle del secundario de los generadores de vapor del primer lazo	27
Figura 9.	Ejemplo de la tabla de pasos de tiempo de TRACE	29
Figura 10.	Detalle de la rotura aguas abajo de la bomba	31
Figura 11.	Detalle de la rotura aguas arriba de la bomba	31
Figura 12.	Detalle de la rotura en rama caliente	32
Figura 13.	Tabla de pasos de tiempo	33
Figura 14.	Diseño de la señal de TAAR Vacío	34
Figura 15.	Diseño del controlador para el fallo en recirculación del LPIS	34
Figura 16.	Roturas de doble guillotina estudiadas en rama fría	38
Figura 17.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 1 – 1	39
Figura 18.	Evolución de la potencia de fisión. Escenario 1 – 1	40
Figura 19.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 1 – 1	40
Figura 20.	Caudales de refrigerante perdidos a través la rotura. Escenario 1 – 1	41
Figura 21.	a) Altura en los acumuladores b) Caudal en los LPIS. Escenario 1 – 1	41
Figura 22.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 1 – 2	42
Figura 23.	Descarga de los acumuladores. Escenario 1 – 2	43
Figura 24.	a) Caudales por la rotura b) Caudal inyectado en el lazo 2. Escenario 1 – 2	43
Figura 25.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 1 – 3	44
Figura 26.	Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 1 – 3	44
Figura 27.	Caudales por la rotura. Escenario 1 – 3	45
Figura 28.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 1 – 4	45
Figura 29.	a) Óxido en vaina b) Hidrógeno producido. Escenario 1 – 4	46
Figura 30.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 2 – 1	47
Figura 31.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 2 – 2	48
Figura 32.	Descarga de los acumuladores. Escenario 2 – 2	48
Figura 33.	Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 2 – 2	49
Figura 34.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 2 – 3	49
Figura 35.	Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 2 – 3	50
Figura 36.	Caudales por la rotura. Escenario 2 – 3	50
Figura 37.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 2 – 4	51
Figura 38.	a) Óxido en vaina b) Hidrógeno producido. Escenario 2 – 4	51
Figura 39.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 3 – 1	52
Figura 40.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 3 – 1	53
Figura 41.	Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 3 – 1	53
Figura 42.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 3 – 2	54
Figura 43.	Descarga de los acumuladores y efecto en la temperatura. Escenario 3 – 2	54

Figura 44.	Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 3 – 2	55
Figura 45.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 3 – 3	55
Figura 46.	Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 2 – 3	56
Figura 47.	Caudales por la rotura. Escenario 3 – 3	56
Figura 48.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 3 – 3	57
Figura 49.	Roturas de seis pulgadas estudiadas en rama fría	58
Figura 50.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 4 – 1	59
Figura 51.	Presión en la conducción de la rotura. Escenario 4 – 1	60
Figura 52.	Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 4 – 1	60
Figura 53.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 4 – 2	61
Figura 54.	Altura del refrigerante en los acumuladores. Escenario 4 – 2	61
Figura 55.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 4 – 2	62
Figura 56.	Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 4 – 2	62
Figura 57.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 4 – 3	63
Figura 58.	Caudal inyectado por el inyector del LPIS de cada lazo. Escenario 4 – 3	63
Figura 59.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 4 – 3	64
Figura 60.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 4 – 4	64
Figura 61.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 5 – 1	65
Figura 62.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 5 – 1	65
Figura 63.	Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 5 – 1	66
Figura 64.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 5 – 2	67
Figura 65.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 5 – 2	67
Figura 66.	Caudal por la rotura e inyectado por acumuladores. Escenario 5 – 2	67
Figura 67.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 5 – 3	68
Figura 68.	Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 5 – 3	68
Figura 69.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 5 – 3	69
Figura 70.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 5 – 3	69
Figura 71.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 6 – 1	71
Figura 72.	Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 6 – 1	71
Figura 73.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 6 – 1	72
Figura 74.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 6 – 2	72
Figura 75.	Caudal por la rotura e inyectado por acumuladores. Escenario 6 – 2	73
Figura 76.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 6 – 2	73
Figura 77.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 6 – 3	74
Figura 78.	Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 6 – 3	74
Figura 79.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 6 – 3	75
Figura 80.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 6 – 4	75
Figura 81.	Rotura de doble guillotina estudiada en rama caliente	77
Figura 82.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 7 – 1	77
Figura 83.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 7 – 1	78
Figura 84.	Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 7 – 1	78
Figura 85.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 7 – 2	79
Figura 86.	a) Descarga de acumuladores b) Caudal por la rotura. Escenario 7 – 2	79
Figura 87.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 7 – 3	80
Figura 88.	Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 7 – 3	81
Figura 89.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 7 – 4.	81
Figura 90.	Rotura de seis pulgadas estudiada en rama caliente	82
Figura 91.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 8 – 1	82

Figura 92.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 8 – 1	83
Figura 93.	Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 8 – 1	83
Figura 94.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 8 – 2	84
Figura 95.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 8 – 2	84
Figura 96.	Caudal por la rotura e inyectado por acumuladores. Escenario 8 – 2	85
Figura 97.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 8 – 3	85
Figura 98.	Presión en la rama de la rotura. Escenario 8 – 3	86
Figura 99.	Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 8 – 3	86
Figura 100.	Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 8 – 4	87
Figura 101.	Comparación de roturas de doble guillotina sin refrigeración	95
Figura 102.	Comparación de roturas de seis pulgadas sin refrigeración	96
Figura 103.	Comparación de roturas de doble guillotina con actuación de acumuladores	96
Figura 104.	Comparación de roturas de seis pulgadas con actuación de acumuladores	97
Figura 105.	Comparación de roturas de doble guillotina con actuación del LPIS	98
Figura 106.	Comparación de roturas de seis pulgadas con actuación del LPIS	98

Tablas

Tabla 1.	Tabla de resultados de la simulación de inicio de transitorio.....	37
Tabla 2.	Tiempos de respuesta disponibles hasta daño al núcleo en segundos.....	89
Tabla 3.	Tiempos de respuesta disponibles hasta la oxidación del zircaloy.....	91
Tabla 4.	Espesor de óxido en las vainas.....	93
Tabla 5.	Porcentaje de zircaloy que ha reaccionado cuando se alcanza el daño al núcleo....	94

1. GLOSARIO

1.1 Instituciones

- **CSN:** Consejo de Seguridad Nuclear
- **DIQN:** Departamento de Ingeniería Química y Nuclear
- **ETSII:** Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales
- **UPV:** Universidad Politécnica de Valencia
- **USNRC:** United States Nuclear Regulatory Commission

1.2 Conceptos técnicos

- **ABD:** Accidente Base de Diseño
- **APS:** Análisis Probabilista de Seguridad
- **DG:** Doble Guillotina
- **DN:** Daño al núcleo
- **ECCS:** Emergency Core Cooling System
- **GV:** Generadores de Vapor
- **IRPF:** Impuesto sobre la Renta de las Personas Físicas
- **IVA:** Impuesto al Valor Agregado
- **LBLOCA:** Large Break Loose of Coolant Accident
- **LOCA:** Loose of Coolant Accident
- **LPIS:** Low Pressure Injection System
- **PCT:** Peak Cladding Temperature
- **PWR:** Pressurized Water Reactor
- **SCQV:** Sistema de Control Químico y Volumétrico
- **SCRAM:** Security Control Rods Axe Man
- **TAAR:** Tanque de Acumulación de Agua de Reserva

2. MEMORIA

2.1 Introducción

El uso de energía nuclear para cubrir la demanda energética depende de la consideración pública y, por tanto, política de las características propias de dicha energía. La energía nuclear se ha caracterizado por sus implicaciones éticas relacionadas con la seguridad, lo cual provoca el rechazo del público. Sin embargo, desde los inicios de la utilización de la energía nuclear para la generación de electricidad, la seguridad nuclear es uno de los ámbitos más importantes y activos de estudio.

Mediante el desarrollo de técnicas de análisis de seguridad se realizan estudios de posibles secuencias accidentales y sus consecuencias. Estudios que han servido para implementar, en las centrales nucleares españolas, mejoras que tienen como objetivo limitar el riesgo y mitigar o eliminar las consecuencias que el accidente pueda tener sobre las personas.

La seguridad nuclear se basa en el concepto de defensa en profundidad. Éste presenta distintos niveles, tal como muestra la Figura 1, cuyos objetivos residen en: prevenir los accidentes, controlar su evolución en el caso de que se produzcan y mitigar sus consecuencias. Para cuantificar la seguridad en cada nivel existen dos técnicas: el análisis determinista y el análisis probabilista. Este trabajo se encuadra dentro de los estudios deterministas de seguridad para centrales PWR.

El concepto determinista de seguridad se basa en la simulación de transitorios accidentales mediante programas informáticos que realizan cálculos neutrónicos y termo-hidráulicos. Se define un conjunto de accidentes previsible o ABD (Accidentes Base de Diseño) y tras su simulación, se estudian los daños producidos para alcanzar a través de los mismos, soluciones ingenieriles que permitan ampliar el margen de seguridad de la central.

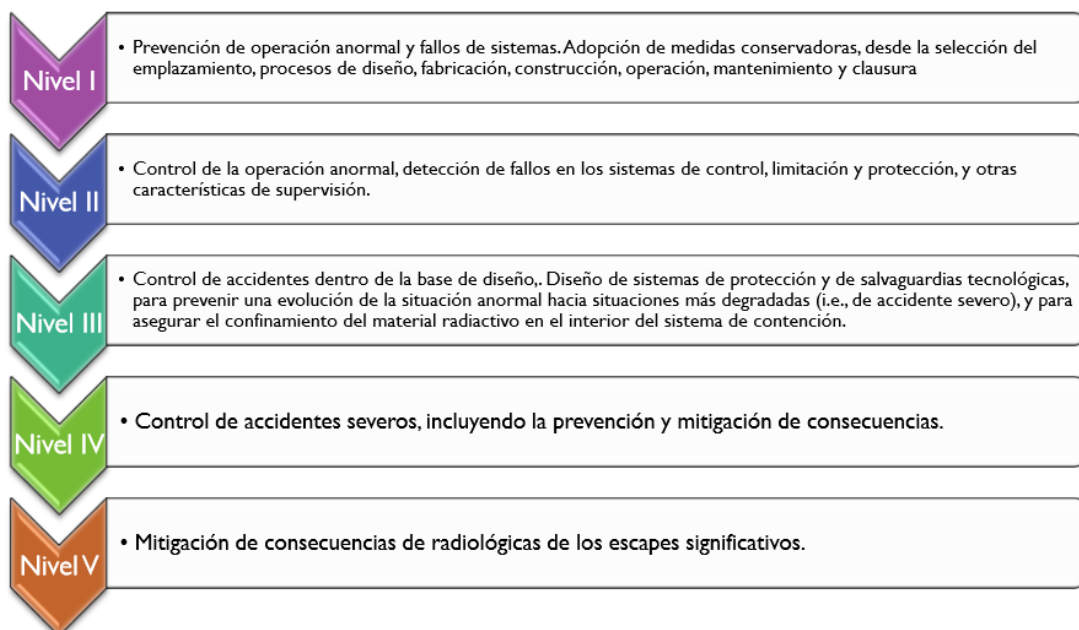


Figura 1. Niveles de defensa en profundidad [Pershagen B. 1989]

En el presente trabajo se realiza el estudio determinista de accidentes de pérdida de refrigerante, Loss of Coolant Accident (LOCA) [Perschagen B. 1989], en el circuito primario de un reactor nuclear Westinghouse Pressurized Water Reactor (PWR) genérico de 1000MW eléctricos (3250 MW térmicos) de potencia. El interés del trabajo reside en que los resultados obtenidos podrán ser extrapolables, con un cierto nivel de incertidumbre, a transitorios producidos en cualquier central de esas características.

En los accidentes de tipo LOCA el suceso iniciador es una rotura que produce una salida del refrigerante del sistema. Dicha rotura puede producirse en el sistema primario o secundario. En este caso el trabajo se ha centrado en el análisis de roturas del circuito primario del reactor, proceso que desemboca en un fallo en la evacuación de calor del núcleo. El calor residual puede entonces inducir muy altas temperaturas en las barras de combustible, pudiendo provocar daños severos.

En el trabajo se han estudiado dos localizaciones de la rotura en el circuito primario: rama fría y rama caliente, dos tamaños de rotura incluidos dentro de las estipuladas como “*de gran tamaño*”: Doble guillotina y seis pulgadas. En los casos de rama fría, se han analizado dos localizaciones en rama: aguas arriba y aguas abajo de las inyecciones de seguridad y finalmente, en los casos aguas arriba de las inyecciones de seguridad, otras dos localizaciones: aguas arriba y aguas abajo de la bomba. El objetivo final es analizar el tiempo que tendrán disponible los operadores en cada secuencia para poder actuar, antes de que la planta sufra un daño irreversible, y analizar la eficacia de los sistemas de seguridad para evitar o retrasar que la planta llegue a esta situación.

Se ha llevado a cabo un seguimiento de las variables importantes a efectos de daño estructural, cuyos límites están establecidos por el organismo regulador, (en el caso de España el Consejo de Seguridad Nuclear) como son la temperatura de las vainas de combustible, el espesor de la capa de óxido sobre las vainas de combustible y la cantidad de hidrógeno producida, para conocer el estado y la tendencia del reactor en cada instante del transitorio. Tras la implementación de todos los casos de estudio se presentan los resultados y conclusiones obtenidos referentes a la seguridad del reactor.

Debido a la naturaleza de los estudios de ciencia y tecnología nuclear, a lo largo del trabajo se incluyen conceptos en inglés.

2.2 Motivación y justificación del trabajo

La energía y su contribución al bienestar social son pieza fundamental en el desarrollo de cualquier sociedad. Ante una demanda de energía por parte de la población mundial que aumenta día tras día, la solución energética parece pasar por la consecución de un mix energético en el que se maximicen tanto la calidad del suministro como la sostenibilidad de la producción (Figura 2). La energía nuclear es pieza clave para tal logro, por su robustez, su calidad de suministro y sus nulas emisiones contaminantes a la atmósfera. Sin embargo, se hace imprescindible que la seguridad de las plantas nucleares esté a la altura de la concienciación ambiental de las sociedades modernas. Por esta razón los estudios de seguridad nuclear siempre han sido de gran importancia en el diseño, construcción y operación de los reactores nucleares.

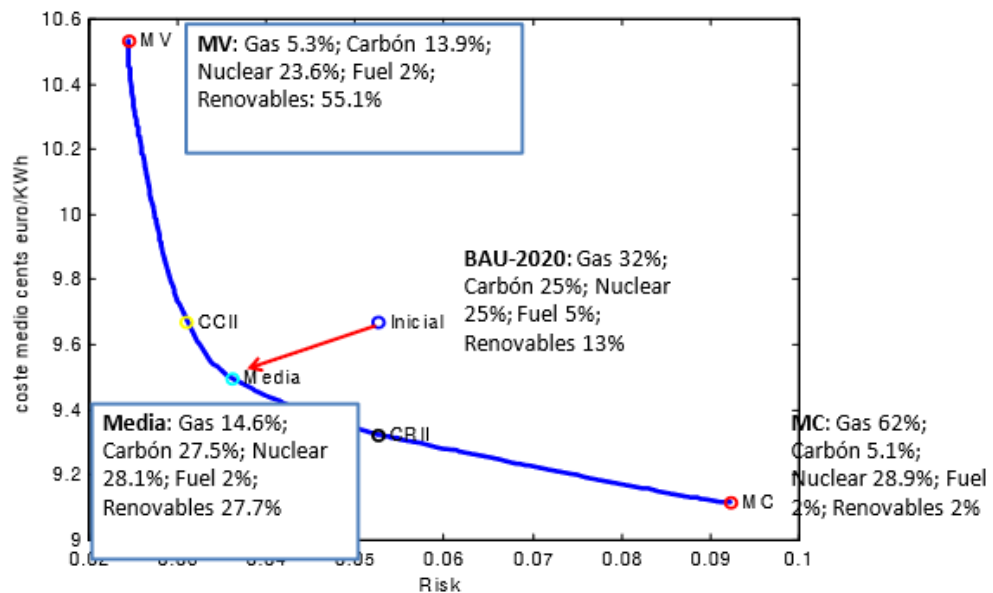


Figura 2. Frontera de generación eficiente en Europa para 2020 [Marrero G. 2010]

La motivación intrínseca de este proyecto es, por una parte, conocer el tiempo disponible de actuación en distintos accidentes de pérdida de refrigerante para llevar a la planta a parada segura cumpliendo con el marco legislativo, y por otra parte, conocer el tiempo transcurrido tras el cual se produciría daño irreversible al núcleo del reactor.

Este proyecto ha sido realizado entre los meses de Mayo y Junio de 2015 en el Departamento de Ingeniería Química y Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales (Universidad Politécnica de Valencia), haciendo uso de conocimientos adquiridos a lo largo del Grado en Ingeniería de la Energía, especialmente en las asignaturas de Tecnología Nuclear, Seguridad Nuclear y Operación de reactores.

2.3 Objeto del trabajo

En esta memoria se incluye la descripción de un modelo de simulación termo-hidráulica de un reactor nuclear tipo *Westinghouse PWR – 1000MW*, junto con la descripción de los casos accidentales de pérdida de refrigerante estudiados en el marco de la realización de un Trabajo Final de Grado.

Del mismo modo, se incluyen en el proyecto la validación del modelo en régimen estacionario, los resultados de las simulaciones de los accidentes de pérdida de refrigerante utilizando un código termo-hidráulico de estimación óptima diseñado y utilizado expresamente para el análisis de secuencias accidentales de reactores de agua a presión y reactores de agua en ebullición, así como las conclusiones obtenidas a través de los mismos. Los accidentes de pérdida de refrigerante variarán tanto en localización en el circuito como en tamaño de la rotura.

Para cada rotura, se lleva a cabo el estudio completo del árbol de eventos estándar establecido por el APS (Análisis Probabilista de Seguridad) para accidentes del tipo LBLOCA (Large Break LOCA) en reactores Westinghouse PWR. Se obtienen finalmente treinta y dos secuencias o casos de estudio.

El código termo-hidráulico utilizado ha sido el TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine), debido a su demostrada aplicabilidad y fiabilidad en numerosos proyectos anteriores del departamento.

2.4 Secuencias de pérdidas de refrigerante

2.4.1 Fenomenología de una secuencia de pérdida de refrigerante

Se presenta a modo explicativo una descripción de los fenómenos físicos que se producen en el caso de que el transitorio siga la secuencia deseada tras producirse el LOCA. Para que esto suceda es necesaria la actuación correcta de todos los sistemas de control así como la de todos los sistemas soporte de dichos sistemas de control [Martorell S. 2000].

- **Descarga:** Comienza cuando se produce la rotura y termina cuando la presión del primario se iguala con la de la atmósfera de la contención. Se divide a su vez en varias etapas.
 - **Despresurización subenfriada:** Se produce la rotura y comienza una brusca expulsión de agua a la contención. Se producen ondas de presión a través de las conducciones del primario y el flujo en el núcleo se estanca, degradándose la refrigeración del mismo.
 - **Flashing:** Vaporización del plenum superior y de las ramas calientes al disminuir la presión. A continuación el flashing se expande a las ramas frías, el caudal por la rotura disminuye y es parcialmente vapor.
 - **Actuación del ECCS:** Al bajar la presión por debajo de 65 bares se produce la inyección de los acumuladores, produciéndose primero la de la rama rota y unos segundos después las tres restantes. El agua penetra en la vasija a través del downcomer produciendo una reinundación parcial del fondo de la vasija. Sin embargo, al estar la vasija todavía despresurizándose, existe un flujo de vapor a presión ascendente que dificulta la entrada del agua del ECCS y hace que parte se pierda por la rotura. Además, al entrar finalmente en contacto con el fondo de la vasija, el agua de los acumuladores se evapora, agravando el fenómeno anterior.
 - **Igualación de la presión:** Una vez que la presión del primario se ha igualado con la de la contención, el agua de refrigeración deja de experimentar baipás hacia la rotura y comienza una reinundación efectiva del núcleo.
- **Rellenado:** Comienza cuando el agua del ECCS llega a la parte inferior de la vasija y termina cuando alcanza la parte inferior de los elementos combustibles. Este periodo es importante pues el núcleo sigue sin estar correctamente refrigerado y solo puede intercambiar calor con el vapor proveniente del agua de la parte baja de la vasija y por radiación con las estructuras circundantes, lo cual provoca un aumento rápido de temperatura.
- **Reinundación:** Consiste en la cubrición total con agua de los elementos combustibles conllevando una mejora en la refrigeración y una disminución de su temperatura.

- **Refrigeración a largo plazo:** Después de la reinundación, los sistemas de inyección a baja presión operan en modo recirculación para reemplazar la pérdida por ebullición a través de la rotura.

2.4.2 Oxidación de las vainas de zircaloy y producción de hidrógeno

Asociado a un LOCA y a los procesos expuestos en el apartado 2.4.1, puede producirse, si se dan las condiciones necesarias, un fenómeno de oxidación en las vainas de los elementos combustibles.

TRACE calcula la oxidación producida por agua y oxígeno sobre los componentes de zircaloy a través de las temperaturas obtenidas del modelo de conducción de calor [U.S. Nuclear Regulatory Commission. 2010]. De dicho cálculo se extrae la evolución de varios parámetros con el tiempo, como son la producción de hidrógeno y el espesor de la capa de óxido que recubre las vainas. Las reacciones de oxidación de zircaloy modeladas se presentan a continuación.

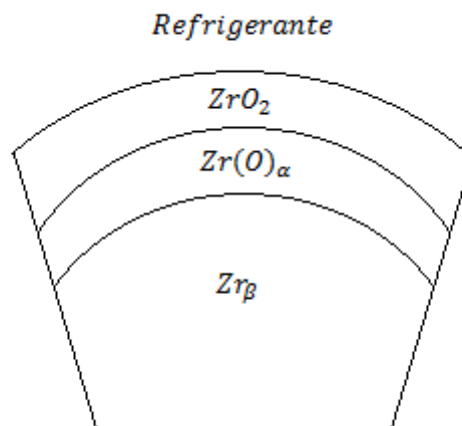
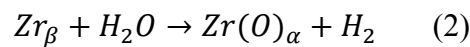
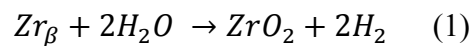


Figura 3. Disposición espacial de las capas de óxido en las vainas

Las reacciones mostradas anteriormente son muy exotérmicas y generan 586 KJ/mol. Provocan por lo tanto que el aumento de temperatura debido inicialmente al calor residual del núcleo, tome valores notablemente mayores. Se produce una aceleración de la destrucción de las vainas y una importante producción de hidrógeno.

La oxidación del zircaloy es baja a temperaturas inferiores a 673K y su efecto despreciable para las temperaturas nominales de operación del reactor nuclear. A temperaturas superiores a 1000K la oxidación es muy alta y aumenta exponencialmente con la temperatura. La distribución espacial de las capas de óxido alrededor de la vaina aparece representada en la Figura 3.

2.4.3 Secuencias y variables de estudio

Como se ha mencionado anteriormente, se llevará a cabo el estudio completo del árbol de eventos para un LBLOCA (Figura 4), diferenciándose cada secuencia accidental mediante un código de colores para facilitar la estructuración y comprensión del trabajo por parte del lector. La única fase del apartado 2.4.1 que se repetirá en cada secuencia será la descarga, aunque variará su duración. El resto de fases estarán condicionadas por la entrada de los sistemas de refrigeración de emergencia.

El árbol de eventos de un LBLOCA se obtiene a través del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) y en él la entrada de los sistemas sigue un orden riguroso. No se contempla, por ejemplo, la actuación del LPIS sin la actuación previa de los acumuladores [Martorell S. 2000].

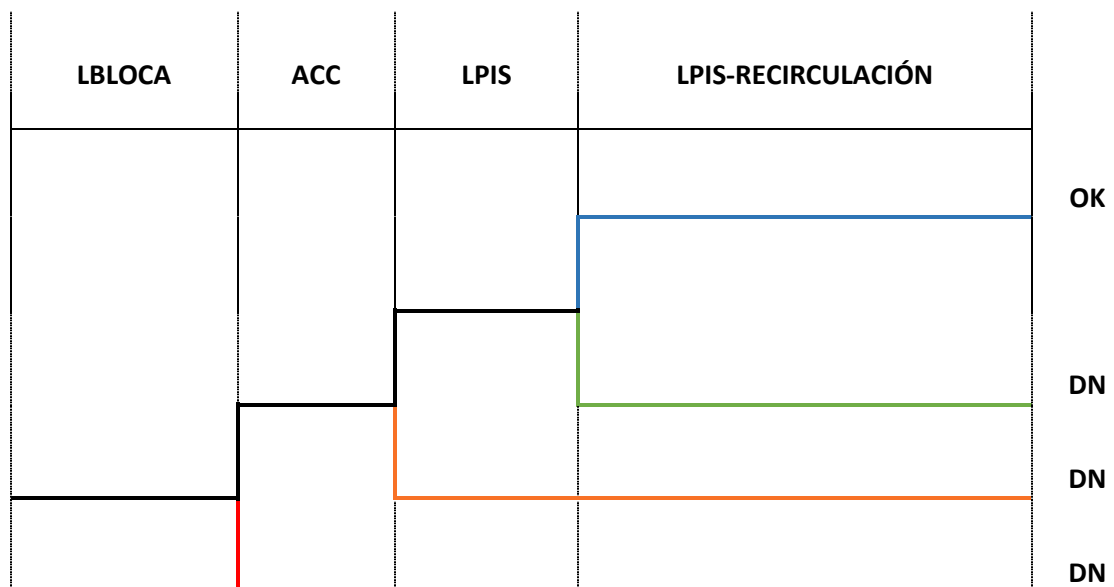


Figura 4. Árbol de eventos para las secuencias accidentales de un LBLOCA

A continuación se presentan las secuencias correspondientes al árbol de eventos de la Figura 4 y que se estudiarán para cada localización y tamaño de rotura.

- (●) **No actúa ningún sistema de seguridad**
- (●) **Actúan acumuladores pero no el LPIS**
- (●) **Actúan acumuladores y la inyección del LPIS pero no la recirculación de este último**
- (●) **Actúan todos los sistemas de seguridad**

Los parámetros que se monitorizan para poder establecer unas conclusiones sobre las consecuencias de cada secuencia accidental son:

- Evolución con el tiempo de la **temperatura en las vainas de combustible** con el fin de determinar el tiempo transcurrido hasta que: *Peak Cladding Temperature* > 1473K; y *Zircaloy Oxidation Temperature* > 933K. [50.46 Acceptance criteria].
- Espesor de la **capa de óxido** formada en las vainas para determinar si se supera el límite establecido: Espesor de la capa de óxido < 0.17% del espesor original de la vaina. [50.46 Acceptance criteria].
- Cantidad de **hidrógeno** producida para determinar si se supera el límite establecido: Masa de hidrogeno < 1% de la creada si reaccionara todo el zircaloy de las vainas. [50.46 Acceptance criteria].

2.5 Descripción del simulador TRACE

2.5.1 Desarrollo histórico

La simulación termo-hidráulica mediante códigos de simulación de estimación óptima ha sido una herramienta muy útil desde la implantación de las primeras plantas nucleares, ya que permite estudiar las consecuencias para la seguridad de la planta de transitorios que no podrían representarse físicamente pues incurrirían en un coste económico desproporcionado.

Los programas de simulación utilizan modelos físicos avanzados para predecir la situación de la planta y proporcionan una versión virtual de la realidad. En el campo de los reactores nucleares, la respuesta de los códigos se evalúa, en la mayoría de los casos, mediante la realización de pruebas experimentales, que generalmente se llevan a cabo a una escala menor que la de las plantas nucleares reales. A tenor de los resultados obtenidos en dichas pruebas se establecen las mejoras a implementar en los códigos.

En 1996, la United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC) llegó a la conclusión de que se estaba trabajando con demasiados códigos diferentes al mismo tiempo. Con el fin de reducir costes de mantenimiento y personal dedicado a llevar a cabo experimentos de este ámbito surge el llamado TRAC/RELAP Advanced Computational Engine (TRACE) [U.S. Nuclear Regulatory Commission. 2010]. Este código pretende unificar las ventajas de TRAC y RELAP, diseñados para el análisis de BWR y PWR, respectivamente, para obtener un código de cálculo para ambas tecnologías.

2.5.2 Características

En ingeniería nuclear interesa conocer el comportamiento de los fluidos tanto en su estado monofásico como en su estado bifásico, con el fin de controlar en todo momento la capacidad de refrigeración del núcleo. En las tecnologías de mayor implantación a nivel mundial el fluido de trabajo es agua.

El simulador TRACE, desarrollado por la USNRC, es un código informático avanzado y preciso de análisis del comportamiento termo-hidráulico de reactores nucleares de agua ligera. Una de las principales características de TRACE es su componente *Vessel 3D* con capacidad para simular comportamientos tridimensionales del flujo, y que se ha utilizado en la nodalización de la vasija del reactor del presente trabajo [U.S. Nuclear Regulatory Commission. 2010].

El modo de operación del programa consiste básicamente en el cálculo de las seis ecuaciones; masa, momento y energía para las dos fases del fluido, y es capaz de tratar con incondensables. Además TRACE posee una mejor capacidad de simulación respecto a otros códigos anteriores, especialmente en el caso de accidentes de pérdida de refrigerante.

Para realizar el cálculo, TRACE necesita que se definan: un modelo hidrodinámico, que establece las dimensiones y geometría del reactor, uno de estructuras de calor, para simular intercambios de calor, y un sistema de control para realizar las acciones de mitigación del accidente y verificar la situación de la planta.

En el presente proyecto, se ha generado el fichero de entrada de TRACE utilizando el entorno gráfico denominado SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Package) [Applied Programming Technology, Inc. 2012], del cual se mostrarán, en apartados futuros, capturas de pantalla para facilitar la visualización del modelo de la planta. La ventaja de SNAP, además de la visualización del input, es la facilidad y rapidez en la creación del modelo a partir de componentes básicos como bombas, válvulas, mantas de calor, *trips* automáticos, etcétera, y la capacidad de cambiar características de los mismos a través de una interfaz gráfica.

2.6 Descripción del modelo termo-hidráulico

2.6.1 Descripción general de la planta

Se trata de un reactor PWR de cuatro lazos, como se muestra en la Figura 5, estando la rotura situada en el segundo lazo. Se puede distinguir entre sistemas principales del reactor, sistemas auxiliares, sistemas de seguridad y la vasija [Westinghouse Nuclear España. 1983].

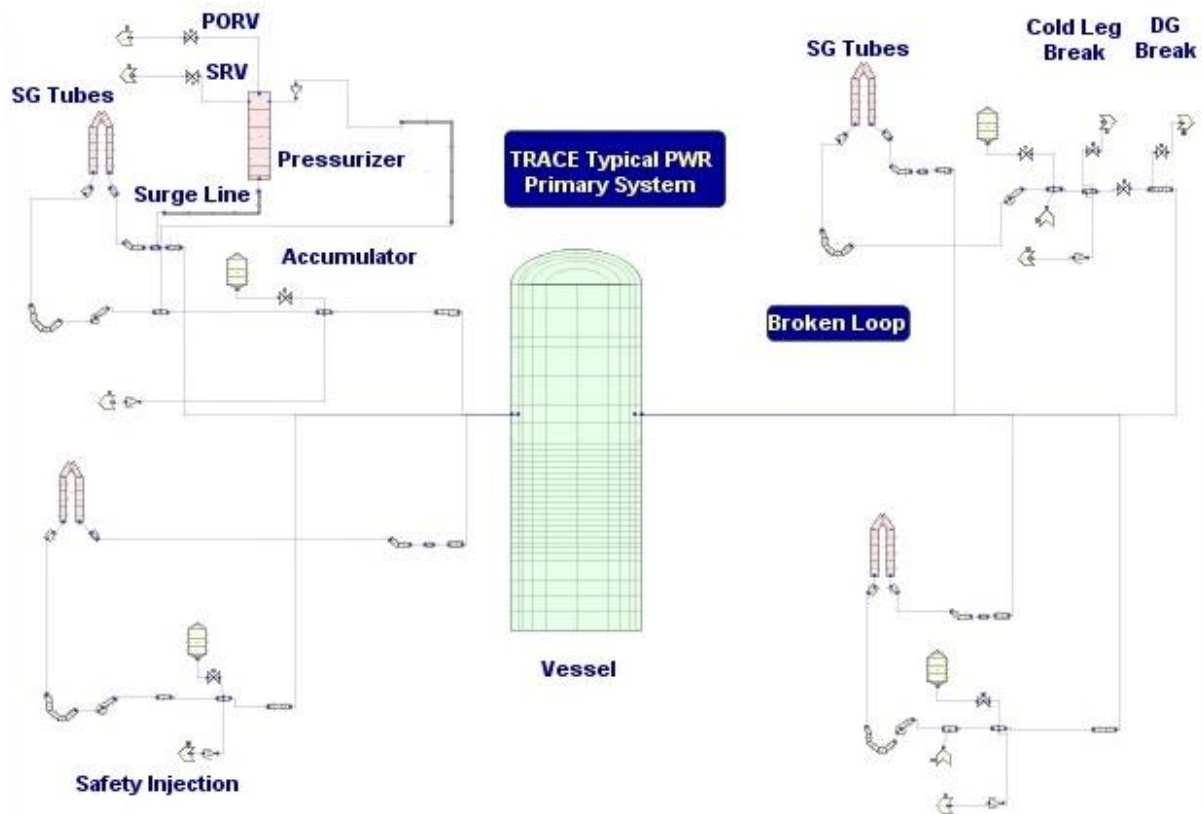


Figura 5. Modelado TRACE de Westinghouse - PWR utilizado por el DIQN

- Entre los **sistemas principales** encontramos:
 - **Circuito primario:** Se encuentra organizado en cuatro lazos incluyendo cada uno de ellos un generador de vapor, una bomba principal y conductos de transporte de refrigerante. La rama caliente lleva el agua desde la vasija hasta el generador de vapor y, tras atravesar los *tubos en U*, comienza la rama fría, que acaba en la entrada al núcleo, pasando por la bomba principal, que impulsa el agua a alta presión a través del circuito. El presionador se ubica en la rama caliente del primer lazo, a la salida del núcleo y su función es la de mantener la presión del circuito en los valores de operación apropiados.

En apartados posteriores se procederá a describir con más detalles los componentes hidráulicos (apartado 2.6.2) y térmicos (apartado 2.6.4) del circuito primario.

- **Circuito secundario:** Tras producirse el vapor en los generadores se conduce hasta las turbinas en las que se expandirá a alta y baja presión. A través del caudal que atraviesa la turbina se conoce la potencia obtenida. Las válvulas de bypass de la turbina permiten dirigir el flujo de vapor directamente al condensador sin pasar por la turbina. Las válvulas de alivio y de seguridad permiten evacuar el calor a la atmósfera en caso de que se aisle la turbina.

- Entre los **sistemas auxiliares** encontramos:
 - **Sistema de control químico y volumétrico (SCQV):** Se encarga tanto de controlar la concentración de ácido bórico y asegurar la calidad del agua como de gestionar la carga de refrigerante para el correcto funcionamiento del reactor. En el apartado de descripción de los componentes hidráulicos del circuito primario se procederá a exponer la simulación del SCQV mediante *fills* automatizados.

 - **Sistema de agua de alimentación principal:** Es el sistema que controla el inventario de agua en la parte del secundario de los generadores de vapor. Inyecta en el *downcomer* de los generadores el agua proveniente de los condensadores, caudal que será igual al turbinado.

- Entre los **sistemas de seguridad** encontramos:
 - **Acumuladores:** Son tanques a presión (situados uno en cada lazo) que entran en acción automáticamente en caso de una despresurización del circuito primario. Son importantes en casos accidentales de LOCA grande en los que se produce una bajada de presión prácticamente en escalón hasta valores de presión atmosférica. Son muy eficientes en cuanto a una inundación rápida del reactor pero su acción está limitada por su capacidad [Oka Y. 2013].

 - **Sistema de inyección a baja presión, LPIS (Low Pressure Injection System):** Se trata de un sistema de inyección de agua a baja presión que inyecta, al igual que los acumuladores, en cada una de las ramas del primario, pero en este caso a través de bombas de baja presión. Del mismo modo, las bombas también pueden inyectar agua desde el sumidero de la contención a modo de recirculación cuando el tanque de agua de recarga se encuentre vacío. De esta forma se asegura la refrigeración del reactor a largo plazo [Oka Y. 2013].

La nodalización de ambos sistemas se encuentra en el apartado 2.6.2.

2.6.2 Componentes hidráulicos del circuito primario

El primer número de cada componente hace referencia a la rama en la que se sitúa. En la Figura 4 se sitúan, de izquierda a derecha y de arriba abajo: Lazo 1, Lazo 2, Lazo 4 y Lazo 6.

- **Vasija 3D: Vessel 10.** La presencia en el modelo de una vasija tridimensional permite una mejor simulación de la distribución espacial del refrigerante y de las trayectorias seguidas por el mismo, y por lo tanto, obtener unos resultados más ajustados a la realidad. Supone también, respecto a las vasijas 1D de modelos anteriores, un mayor tiempo de cálculo. La vasija consta de cinco sectores radiales, cuatro acimutales y treintauno axiales. En la Figura 6 se observa una selección de volúmenes de refrigerante para celdas interiores (centradas axial y radialmente) de la vasija. El volumen de refrigerante es menor en estas celdas pues parte del volumen de la celda está ocupado por elementos combustibles.

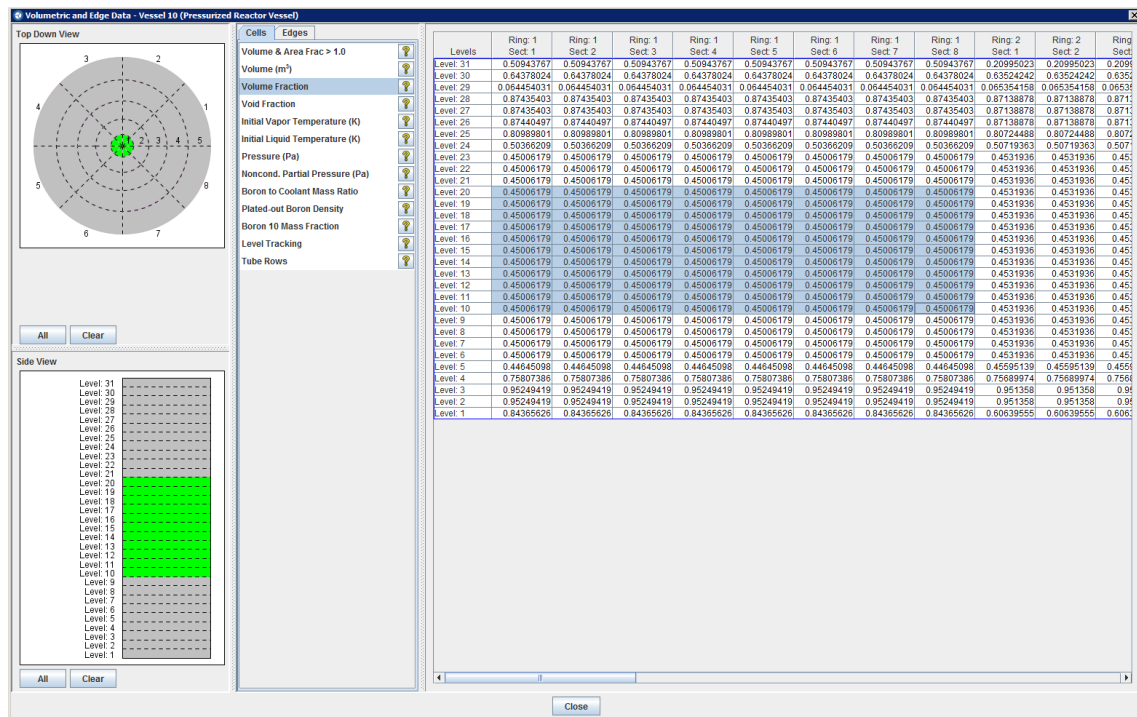


Figura 6. Selección de volúmenes de refrigerante

- **Generadores de vapor: Pipe 108, Pipe 208, Pipe 408, Pipe 608.** Cada uno de ellos se encuentra dividido en seis celdas de cálculo para simular mejor el estado del fluido en el interior de los *tubes en U*. Cada generador tiene una conexión de estructura de calor con la parte del secundario del generador para simular la transferencia de calor.
- **Bombas de circulación principal: Pump 113, Pump 213, Pump 413, Pump 613.** Se trata de bombas de caudal constante, definidas con curvas de bomba de diseño Westinghouse. Controladas por velocidad a través de una conexión con el *trip* de disparo del reactor de forma que dejarán de impulsar tras el LOCA.

- **Acumuladores:** *Pipe 190, Pipe 290, Pipe 490, Pipe 690*. Se encuentran divididos en distintas celdas con el objetivo de regular los volúmenes en dirección axial. En la parte superior contienen nitrógeno a presión (4.000.000 Pascales).
- **Válvulas de descarga de los acumuladores:** *Valve 194, Valve 294, Valve 494, Valve 694*. Son válvulas tipo *Check* las cuales conectan cada acumulador con su rama fría y están operadas por presión. Pasan a posición abierta cuando se produce una diferencia de 34000 Pascales entre la presión de tarado en el *inlet* (presión de tarado de los acumuladores) y el *outlet*. Para regular la entrada de los acumuladores se actuará sobre estas válvulas.
- **Tanque de condensado a baja presión:** *Break 192, Break 292, Break 492, Break 692*. Ponen a disposición de las bombas de inyección a baja presión agua a presión atmosférica y temperatura ambiente. Será referido a partir de ahora como Tanque de Acumulación de Agua de Reserva (TAAR).
- **Make up flow y Let down flow:** *Fill 31, Fill 32*. Son los componentes que utilizamos para simular el Sistema de Control Químico y Volumétrico (SCQV). Están modelados para actuar siempre que no se haya producido disparo del reactor (*Trip 1004 NO SCRAM* activado). La inyección y extracción de refrigerante se realiza a la temperatura y presión nominal del reactor. El caudal inyectado o extraído tendrá unos valores de entre 0 y 12 kg/s (modelados en la *Fill Table* de cada componente) en función de los requerimientos del reactor. Ambos *fills* han sido modelados para actuar con cierto retraso respecto a la orden del *trip* para asegurar que la variación en la señal no es momentánea o debida a un fallo puntual de algún indicador.
- **Bombas de inyección a baja presión:** *Pump 193, Pump 293, Pump 493, Pump 693*. Se modela el LPIS mediante bombas de inyección de caudal continuo a 88kg/s. Su activación está controlada por un *trip* que se hace positivo al alcanzar el primario la presión atmosférica.
- **Rociador del presionador:** *Pipe 20, Pump 40*. Sirve, junto con los calentadores del presionador, para mantener la presión en niveles adecuados para la operación de la planta. Concretamente el rociador se encarga de extraer agua del primer lazo (en el que se encuentra el presionador) e inyectarla en la parte superior del presionador con el objetivo de disminuir la temperatura del mismo, reducir la fase vapor y bajar así la presión del primario. El método de rociado es una bomba de caudal constante y máximo de 50 kg/s y está activado por un *trip* de presión.
- **Presionador:** *Pipe 150*. Sirve para mantener el circuito primario a 147 bares de presión. Para facilitar el cálculo del programa en los fluidos de esa zona, el cual será arduo debido a connivencia de fases, se divide el componente en seis celdas axiales. Se encuentra asociado a la estructura de calor del presionador. Tiene conectadas señales de nivel de agua, temperatura y presión necesarias para la activación de diversos *trips* del modelo.

- **Válvula de alivio del presionador:** *Valve 157, Break 158*. Es la válvula encargada de realizar venteos desde la parte superior del presionador con el objetivo de bajar la presión de forma más rápida que el rociador. Se trata de una válvula con área de paso regulable (*Flow Area Fraction per Second*). Está controlada por un *trip* de presión que recibe las señales de presión de las ramas calientes de los lazos y toma por buena la segunda más alta. El *break* simula la descarga al tanque de alivio del presionador.
- **Válvula de seguridad del presionador:** *Valve 159, Break 160*. Muy similar a la válvula de alivio del presionador, al igual que esta, su posición habitual es cerrada. Es una válvula del tipo *Constant Flow Area* por lo que en caso de abrirse lo haría en su totalidad. Para nuestros casos de estudio no intervendrá pues la despresurización del sistema la producirá el LOCA. No le asignamos por lo tanto ningún tipo de *trip* de control. El *break* simula la descarga a la atmósfera de la contención.
- **Conductos del primario:** Toda la serie de *pipes* que constituyen el circuito cerrado y que se ajustan a las características geométricas del modelo Westinghouse.
- **Rotura simple:** *Valve 505, Break 500*. Se sitúa en el segundo lazo. Sirve para simular roturas que tengan un área máxima igual al área de la propia tubería a la que se encuentra conectada. Su apretura está controlada por el *trip* del LOCA, el cual se activa por tiempo a los 100 segundos. Es una de las válvulas que cambiaremos de posición para cambiar la localización del LOCA en los diferentes casos de estudio. El *break* simula la descarga del refrigerante a la atmósfera de la contención. La Figura 7 muestra el detalle del modelo construido para la simulación de una rotura en la rama fría.

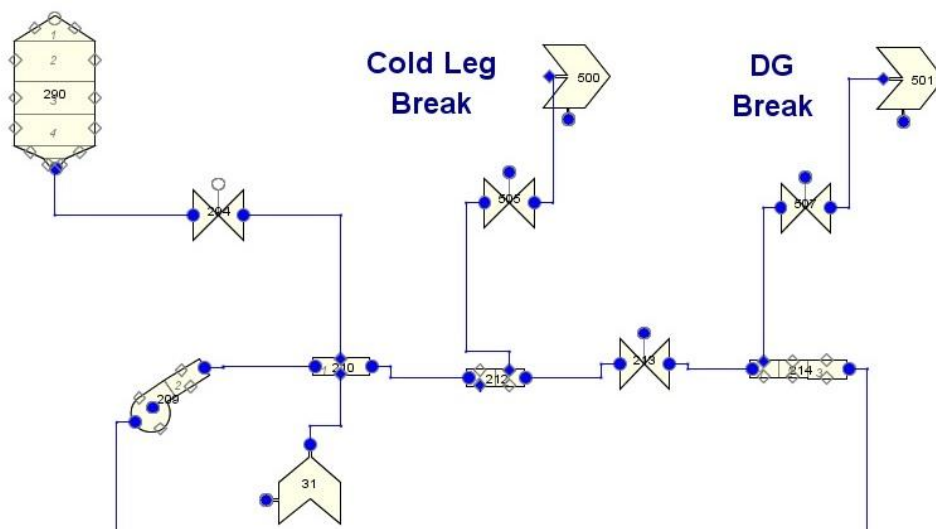


Figura 7. Detalle de rotura en rama fría

- **Rotura de doble guillotina:** *Valve 507, Break 501*. Tiene unas características muy similares a la Valve 505. Esta válvula se encuentra conectada con una diferencia de 180° respecto a la tubería para poder simular la doble guillotina. El *trip* de activación es el de doble guillotina, el cual se activa mediante el *trip* de LOCA y sin retraso. El *break* simula la descarga del refrigerante a la atmósfera de la contención
- **Separador de las roturas:** *Valve 213*. Tiene como objetivo simular la separación de las tuberías en caso de producirse una rotura de doble guillotina, es decir, evitar el paso de refrigerante de una rotura a otra. Se activa con el *trip* de DG y tiene un área de paso igual a los conductos a los que está conectada. En el caso de que la rotura sea un LOCA simple de seis pulgadas, deberá modelarse como una válvula de área de paso constante. El mecanismo de rotura se muestra con detalle en la Figura 7.

2.6.3 Componentes hidráulicos del circuito secundario

Aunque no se realizarán modificaciones en este circuito durante los casos experimentales de estudio, es de importancia describir el modelado del mismo para facilitar la comprensión global del funcionamiento del modelo.

- **Inyección de agua de alimentación principal:** *Fill 184, Fill 284, Fill 484, Fill 684*. Presentan un caudal de 439 kg/s cada uno proveniente del condensador y actúan a la presión nominal del secundario (6.730.000 Pascales). Actúan de manera constante hasta el disparo del reactor, momento en el cual cesan la inyección súbitamente.
- **Turbina:** *Break 189, Break 289, Break 489, Break 689*. La turbina se simula mediante condiciones de contorno puesto que este componente no es objeto de estudio en el presente trabajo.
- **Válvulas de alimentación de la turbina:** *Valve 188, Valve 288, Valve 488, Valve 688*. En régimen estacionario el caudal será el mismo que el de inyección en los generadores de vapor a través del sistema de agua de alimentación principal. Durante el LOCA el caudal comenzará a disminuir hasta hacerse nulo.
- **Bypass de la turbina:** *Valve 185, Valve 285, Valve 485, Valve 685, Break 186, Break 286, Break 486, Break 686*. Camino alternativo al que se deriva el caudal proveniente de los generadores de vapor tras el disparo del reactor.
- **Secundario de los generadores de vapor:** *Pipe 174, Pipe 274, Pipe 474, Pipe 674; Pipe 170, Pipe 270, Pipe 470, Pipe 670*. El primer grupo de *Pipes* representa los downcomer de los GV, mientras que el segundo grupo representa la parte en la que el agua del secundario entra en contacto con los generadores de vapor, por lo existen en ellas conexiones con las estructuras de calor del primario de los generadores de vapor. La conexión con la estructura de calor no se encuentra en todas las celdas sino en las inferiores, hasta alcanzar la altura de los *tubos en U*.

El agua que es separada se recircula de nuevo hacia el *downcomer* de los generadores de vapor como se muestra en la Figura 8.

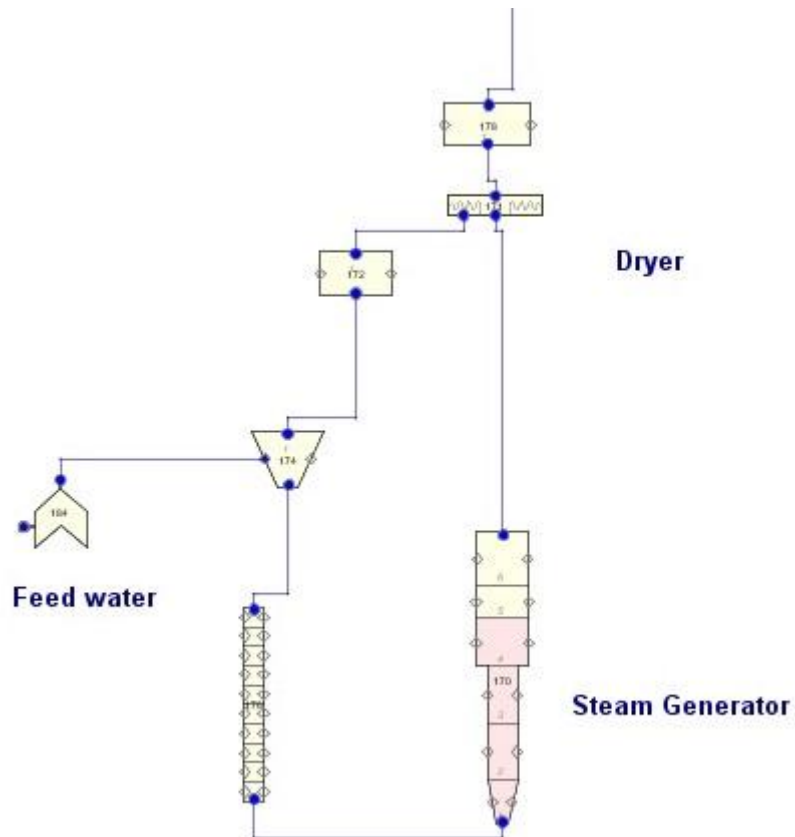


Figura 8. Detalle del secundario de los generadores de vapor del primer lazo

- **Separadores de vapor:** *Pipe 172, Pipe 272, Pipe 472, Pipe 672*. Se modelan las funciones de separación y secado del vapor en esta zona. Se asigna una velocidad y un rendimiento del secador así como la calidad del vapor demandada.
- **Secadores de vapor:** *Pipe 178, Pipe 278, Pipe 478, Pipe 678*. Se modelan para reproducir el paso físico del vapor por ellos, pero no tienen asignada la función de secadores en el modelo.

2.6.4 Componentes térmicos del circuito

- **Calentadores del presionador:** *Heat Structure 101*. La estructura de calor simula las resistencias eléctricas que deben aumentar la temperatura del refrigerante del presionador en caso de que la presión se sitúe ligeramente por debajo del valor operacional.

- **Estructuras de intercambio de calor en los tubos de los generadores de calor:** *Heat Structure 141, Heat Structure 241, Heat Structure 441, Heat Structure 641*. Se definen con geometría cilíndrica, de la altura y espesor de los *tubos en U* y se especifica que el material a través del cual se transmite el calor es INCONEL 600.
- **Calor generado en el núcleo:** Se encuentra modelado mediante tres grupos distintos de estructuras de calor concéntricas, de manera que se simula mejor la generación de calor particularizada a cada zona radial del núcleo. También se encuentran numerosas estructuras dedicadas a elementos estructurales de la vasija, que si bien no son generadores propios de calor, absorben calor del núcleo y lo intercambian con el refrigerante.

2.6.5 Sistemas automáticos de control

La programación de sistemas de control en TRACE se realiza mediante variables de control, variables lógicas (referenciadas a lo largo de todo el documento como *trips*), funciones de suma, integración etcétera. Cada *trip* tendrá asociado una serie de señales de retroalimentación de la planta y otras fijas que relacionarán mediante bloques de control para dar lugar a órdenes automáticas de control.

En el modelo de TRACE aplicado los sistemas de seguridad del reactor se encuentran simplificados en la mayor medida posible para mejorar su robustez. A continuación se describirán los *trips* controladores del modelo, tanto los dedicados a la regulación como los dedicados a la seguridad.

- *Trip 101 – SCRAM:* Es el *trip* encargado de llevar a cabo el disparo del reactor cuando la señal de presión proveniente de la rama caliente se sitúa por debajo del valor nominal durante un periodo determinado, por lo que será el *trip* de disparo que se activará por tiempo en cada caso de LOCA estudiado. No se modela ningún retraso en el SCRAM tras la activación de la señal.
- *Trip 2 – LPIS Injection:* Recibe la señal de presión del circuito primario y produce el disparo de la inyección de refrigerante a baja presión cuando dicha señal se sitúa por debajo de 13500000 Pascales durante al menos 15 segundos.
- *Trip 1003 – SCRAM Reverse:* Permite revertir el SCRAM producido por el *Trip 101*, con un retraso a definir por el usuario. No será utilizado en las simulaciones estudiadas.
- *Trip 1004 – No SCRAM:* Es la señal empleada para la activación de todos los sistemas funcionales (como por ejemplo el *Make up fill*) que deben parar al producirse el disparo del reactor.

- *Trip 1005 – Split Break:* Se trata del *trip* que produce el LOCA y su activación está condicionada a una variable de tiempo que decidirá el usuario. Para los casos estudiados se ha decidido colocar la señal a los 100 segundos para asegurar que la planta se encuentra estabilizada en condiciones nominales antes de producirse la rotura. Su activación conlleva la apertura total de la válvula *Valve 505*.
- *Trip 1006 – DG Break:* Se activará en los casos de doble guillotina, Su activación conlleva la apertura total de la válvula *Valve 507* y el cierre total de la *Valve 213*.
- *Trip 1066 – TAAR Vacío:* Se encuentra conectado al *Trip 2* de manera que al activarse, anulará la señal de inyección del LPIS. Es el *trip* empleado para simular el fallo en la recirculación del LPIS (aparece de nuevo en el apartado 2.7.2). Consta de una función integral que suma las masas de agua que se han ido inyectando mediante el LPIS a lo largo del transitorio. Al hacerse el valor de dicha integral mayor o igual que el valor del volumen del tanque, el *trip* se activa.

2.6.6 Opciones de cálculo

En el apartado *Model Options* de la interfaz gráfica se especifican las circunstancias generales de cálculo de la simulación. Se define que el fluido refrigerante será agua, el estado del reactor; transitorio, y finalmente, en la tabla *Timestep Data* se especifican los pasos de tiempo para el cálculo durante cada intervalo. En todos los casos se utilizará un paso menor a partir de los 99 segundos para que se mantenga durante todo el LOCA (a los 100 segundos) y permita un cálculo preciso del comportamiento del fluido bifásico, a excepción de los casos en los que no entre ningún sistema de seguridad, en los cuales la tabla de pasos de tiempo podrá definirse como se muestra en la Figura 9.

End Time	Minimum Size	Maximum Size	Heat vs Fluid Size	Max Conv. Power Diff	Long Edit Interval	Graphics Interval	Restart Interval	Short Edit Interval
1.0	1.0E-7	0.01	10.0	2.93071...	500.0	1.0	50.0	50.0
2.0	1.0E-7	0.1	10.0	2.93071...	500.0	1.0	50.0	50.0
99.0	1.0E-7	0.1	10.0	2.93071...	500.0	1.0	50.0	50.0
1.0E4	1.0E-7	0.1	10.0	2.93071...	500.0	1.0	100.0	200.0

Figura 9. Ejemplo de la tabla de pasos de tiempo de TRACE

2.7 Variaciones sobre el modelo Westinghouse original

2.7.1 Variaciones comunes a todos los casos de pérdida de refrigerante

El modelo original no presenta los sistemas de refrigeración (acumulador y LPIS) en el segundo lazo, correspondiente al lazo de la rotura, puesto que está diseñado para el estudio de LOCA situado aguas debajo de las inyecciones de seguridad, y éstas, por tanto, se perderían por la rotura sin afectar a la evolución de la temperatura del núcleo. Puesto que en el presente trabajo se desea un rango más amplio en cuanto a localizaciones de la rotura, se han añadido al segundo lazo su acumulador e inyección de LPIS correspondientes, con una numeración de dichos componentes acorde a la existente en el resto de lazos. En la Figura 6 se puede comprobar cómo el lazo de la rotura cuenta con los sistemas de refrigeración de emergencia, los cuales presentan las mismas características físicas y geométricas y están controlados por los mismos *trips* que el resto.

Por otra parte, se traslada el *Trip 1005* de los 600 segundos a los 100 segundos. La rotura del modelo original se sitúa a los 600 segundos en caso de que se quisieran realizar estudios de convergencia del reactor mediante la variación inicial de parámetros, de forma previa al estudio de pérdida de refrigerante. El presente trabajo no abarca tales estudios, por lo que 100 segundos será un margen conservador para asegurar la estabilidad del reactor antes del LOCA. También se procede a la desactivación de todos los *trips* asociados a estudios de convergencia.

2.7.2 Variaciones específicas para pérdidas en rama fría

Se han estudiado cuatro localizaciones de la rotura en rama fría y dos tamaños de rotura para cada localización, lo cual ha implicado las siguientes variaciones respecto al modelo original:

- **Doble guillotina aguas abajo de las inyecciones de seguridad – Escenario 1:** Corresponde al modelo original, por lo que presenta las características detalladas en el apartado 2.6.
- **Doble guillotina aguas arriba de las inyecciones de seguridad**
 - **Aguas abajo de la bomba – Escenario 2:** Se procede dividiendo la conducción inmediatamente posterior a la bomba (*Pipe 210*), y en la cual inyectan los sistemas de emergencia, en tres celdas diferenciadas, de modo que las válvulas que simulan la rotura se sitúan entre las dos primeras celdas, mientras que los sistemas de emergencia inyectan en la tercera celda, aguas abajo de la rotura. El resultado final se muestra en la Figura 10.

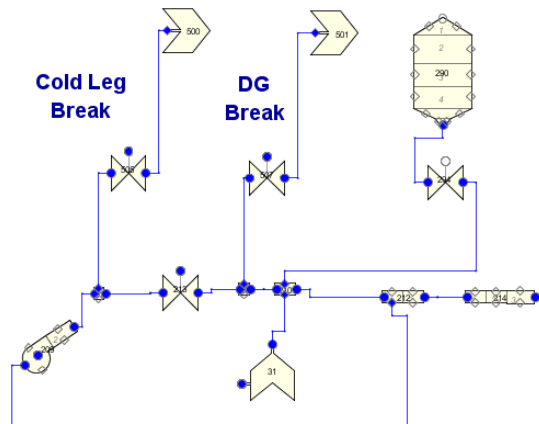


Figura 10. Detalle de la rotura aguas abajo de la bomba

- **Aguas arriba de la bomba – Escenario 3:** Se modifica el modelo original, situando la rotura aguas arriba de las inyecciones de seguridad y en este caso, también aguas arriba de la bomba, concretamente entre la conducción *Pipe 208* y la bomba *Pump 209*. Se varía el área de paso de las válvulas como consecuencia de la mayor área de las nuevas conducciones entre las que se encuentra. El resultado final se muestra en la Figura 11.

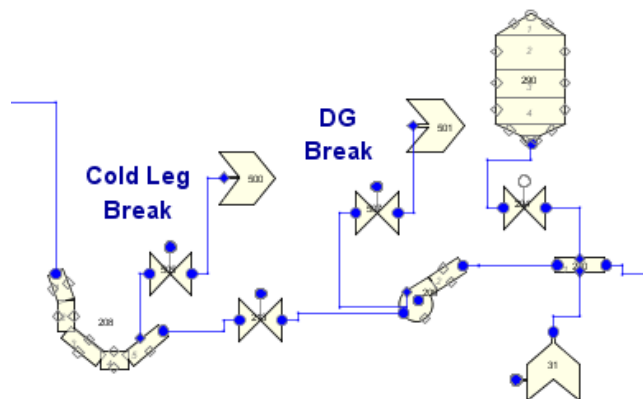


Figura 11. Detalle de la rotura aguas arriba de la bomba

- **6” aguas abajo de las inyecciones de seguridad – Escenario 4:** Para esta simulación se parte del modelo con doble guillotina aguas abajo de las inyecciones de seguridad, se desactiva el *Trip 1006* y se modifica la *Valve 507*, haciendo nulo el máximo grado de apertura. La rotura de seis pulgadas se simula en la *Valve 505*, cambiando el área de paso a la equivalente a una superficie circular de seis pulgadas de diámetro ($0,0182 \text{ m}^2$). La *Valve 213* debe permanecer abierta en este transitorio por lo que deja de ser una válvula controlada por *trip* y pasa a ser una válvula abierta permanentemente y de área de paso constante e igual a la de las conducciones que conecta.

- **6'' aguas arriba de las inyecciones de seguridad – Escenario 5 y Escenario 6:** Se parte de los modelos de doble guillotina aguas arriba de las inyecciones de seguridad y se realizan los mismos cambios estructurales que se indican en el apartado anterior.

2.7.3 Variaciones específicas para pérdidas en rama caliente

Se ha estudiado una localización para la rotura en rama caliente y dos tamaños de rotura para dicha localización, lo cual ha implicado las siguientes variaciones respecto al modelo original:

- **Doble guillotina – Escenario 7:** Se modifica el modelo inicial situando las tres válvulas necesarias para la representación de la rotura en la rama caliente, también del segundo lazo, concretamente entre las conducciones *Pipe 200* y *Pipe 201*. Se deberá adaptar, al igual que anteriormente, el área de las válvulas: *Valve 505*, *Valve 507* y *Valve 213* a la de las conducciones a las que se encuentra conectada en el nuevo modelo, que en este caso es mayor ($0,4869 m^2$). El resultado final se muestra en la Figura 12.

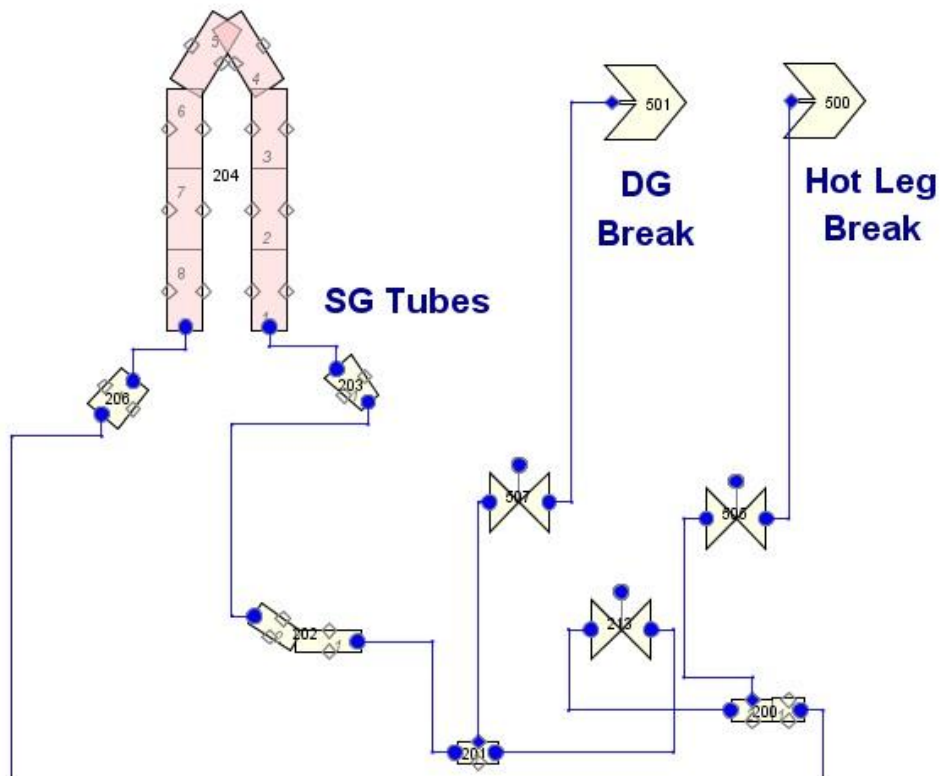


Figura 12. Detalle de la rotura en rama caliente

- **Rotura de 6'' – Escenario 8:** Partiendo del modelo de doble guillotina en rama caliente, se realizan los mismos cambios estructurales indicados en el apartado 2.6.2 (Rotura de 6'' aguas abajo de las inyecciones de seguridad).

2.7.4 Variaciones específicas para cada secuencia del árbol de eventos

(●) **No actúa ningún sistema de seguridad:** Para esta simulación se debe presentar el fallo de todos los sistemas de refrigeración. Se actúa sobre el modelo original situando el máximo de apertura de las válvulas de descarga de los acumuladores (apartado 2.6.2) en cero. Tampoco debe intervenir el LPIS por lo que se establece un caudal nulo en las bombas de inyección del mismo. Los pasos de tiempo son los señalados en el apartado 2.5.6 (Figura 9).

(●) **Actúan acumuladores pero no el LPIS:** Con respecto al caso anterior, se establece el grado máximo de apertura en las válvulas de descarga de los acumuladores, por lo que el *trip* de apertura si tiene efecto y se produce la descarga. En este caso los pasos de tiempo deben reducirse para que los errores acumulados en los cálculos termo-hidráulicos no produzcan la detención de la simulación. La tabla de tiempos se muestra en la Figura 13.

End Time	Minimum Size	Maximum Size	Heat vs Fluid Size	Max Conv. Power Diff	Long Edit Interval	Graphics Interval	Restart Interval	Short Edit Interval
1.0	1.0E-7	0.01	10.0	2.93071...	500.0	1.0	50.0	50.0
2.0	1.0E-7	0.05	10.0	2.93071...	500.0	1.0	50.0	50.0
99.0	1.0E-7	0.01	10.0	2.93071...	500.0	1.0	50.0	50.0
5000.0	1.0E-7	0.01	10.0	2.93071...	500.0	1.0	100.0	200.0

Figura 13. Tabla de pasos de tiempo

(●) **Actúan acumuladores y la inyección del LPIS pero no la recirculación de este último:** Con respecto al caso anterior, se sitúa el caudal del LPIS de nuevo en su valor nominal, sin embargo, para simular el fallo en recirculación, se diseña un *trip* específico. Dicho *trip* determinará el fin de la inyección cuando se haya inyectado a través de los cuatro *fills* el 94% del TAAR. Se toma un TAAR Westinghouse estándar de $1700m^3$ y se varían los pasos de tiempo, situando un máximo de 0,001 entre los segundos 100 y 1000. El fin es evitar un fallo de TRACE causado por errores de convergencia en el periodo en el que los sistemas de inyección de seguridad comienzan a actuar y el sistema presenta una distribución compleja del flujo bifásico.

El trip diseñado que se menciona con anterioridad es el Trip 1066, del cual se encuentra descrito su funcionamiento en el apartado 2.6.5, mientras que la Figura 14 muestra su diseño en el modelo a partir de bloques de control.

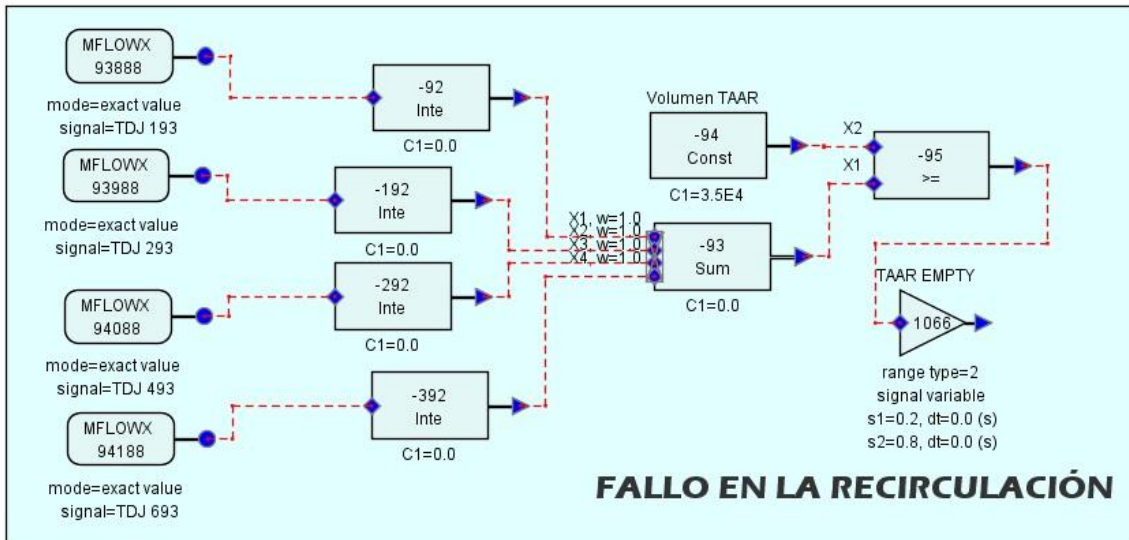


Figura 14. Diseño de la señal de TAAR Vacío

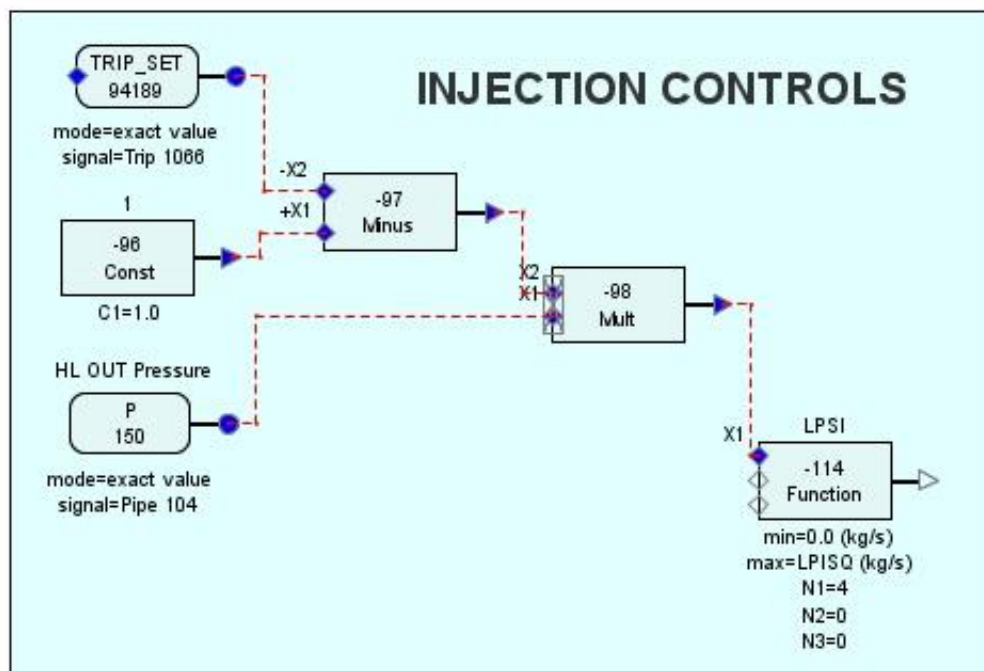


Figura 15. Diseño del controlador para el fallo en recirculación del LPI

Finalmente se procede a diseñar el controlador de la inyección a partir del *Trip 1066*. Se conecta el contrario (señal nula) de la señal del *Trip 1066* a un multiplicador junto con la señal inicial de disparo (presión en rama caliente), de modo que al hacerse positiva la señal de TAAR vacío, la función de inyección del LPIS (*Function -114*) se hace nula y se detienen las bombas. El diseño de dicho controlador se muestra en la Figura 15.

(●) **Actúan todos los sistemas de seguridad:** Es el caso esperado en los transitorios reales. Con respecto al caso anterior se elimina la conexión del *Trip 1066* con la función de inyección del LPIS, de modo que al permanecer constante la inyección, se supone que la recirculación de refrigerante proveniente del sumidero de la contención ha tenido éxito una vez se ha acabado el TAAR.

3. RESULTADOS

3.1 Resultados del modelo en régimen estacionario

De forma previa a comenzar las simulaciones de transitorios accidentales, se procede a comprobar la estabilidad del modelo en estado estacionario. Para ello se sitúa el *Trip 1005* más allá de los límites de simulación (son suficientes 500 segundos como comprobación), evitando así el LOCA. A través de las gráficas extraídas tras la simulación se comprueba la estabilidad del modelo. Los datos del reactor estable a plena potencia se muestran en la Tabla 1.

Parámetro	Valor	Unidades
Potencia de fisión	$3,2499 \cdot 10^9$	<i>Mega Watios</i>
Presión en el presionador	$1,5426 \cdot 10^7$	<i>Pascales</i>
Temperatura en rama fría	597,597	<i>Kelvin</i>
Temperatura en rama caliente	564,814	<i>Kelvin</i>

Tabla 1. Tabla de resultados de la simulación de inicio de transitorio

3.2 Roturas de doble guillotina en rama fría

En este apartado se exponen los resultados de las roturas de doble guillotina en rama fría que se indican en la Figura 16. Para cada rotura se muestra la evolución de la temperatura media de vaina, la presión en la conducción de la rotura, la inyección de los sistemas de refrigeración de emergencia y el caudal perdido por la rotura. Dichas roturas se clasifican de la siguiente forma:

- Doble guillotina aguas abajo de las inyecciones – Escenario 1
- Doble guillotina aguas arriba de las inyecciones, aguas abajo de la bomba – Escenario 2
- Doble guillotina aguas arriba de las inyecciones, aguas arriba de la bomba – Escenario 3

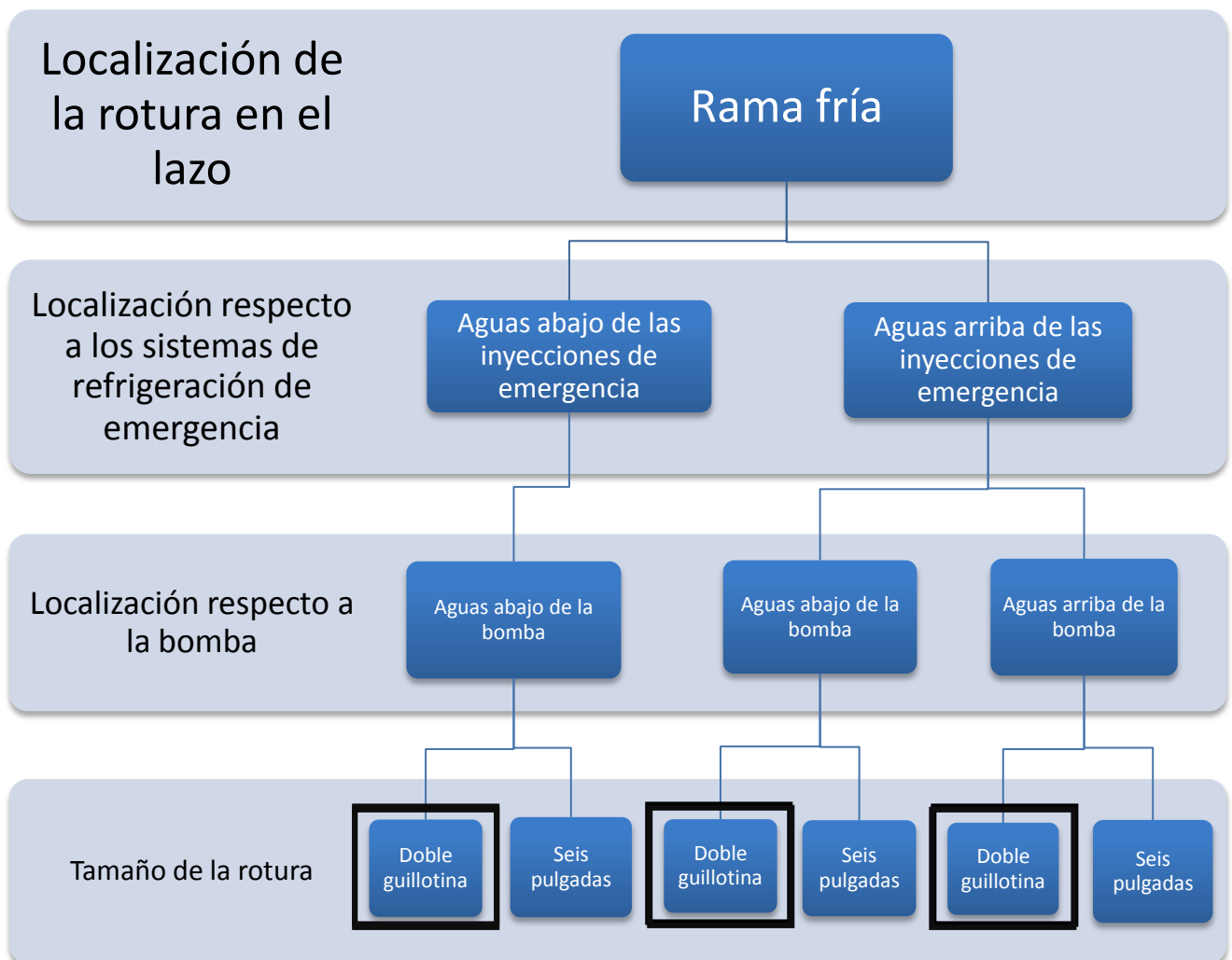


Figura 16. Roturas de doble guillotina estudiadas en rama fría

3.2.1 DG aguas abajo de inyecciones - Escenario 1

- (●) No actúa ningún sistema de seguridad - 1 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar el fallo de todos los sistemas de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

Para seguir la evolución de la temperatura máxima de vaina (*Peak Cladding Temperature* (PCT)) se tomará un indicador que represente la temperatura media de todas las vainas. Dicha temperatura, representada en la Figura 17, presenta una reducción mínima de su valor inmediatamente después de la rotura debido a la despresurización del primario, que convierte la rotura en un sumidero de calor. Este descenso dura apenas un segundo y es casi instantáneamente compensado por la acumulación de calor en las vainas debido a la menor capacidad de refrigeración.

Se produce un aumento de la temperatura de 310 K en tan solo seis segundos debido a la pérdida de refrigerante en la vasija. A partir de ese punto la temperatura continúa aumentando pero de forma lineal mucho menos pronunciada que en los primeros segundos, alcanzando la temperatura de oxidación de las vainas a los 111 segundos y la temperatura de daño al núcleo (1473 K) a los 211 segundos.

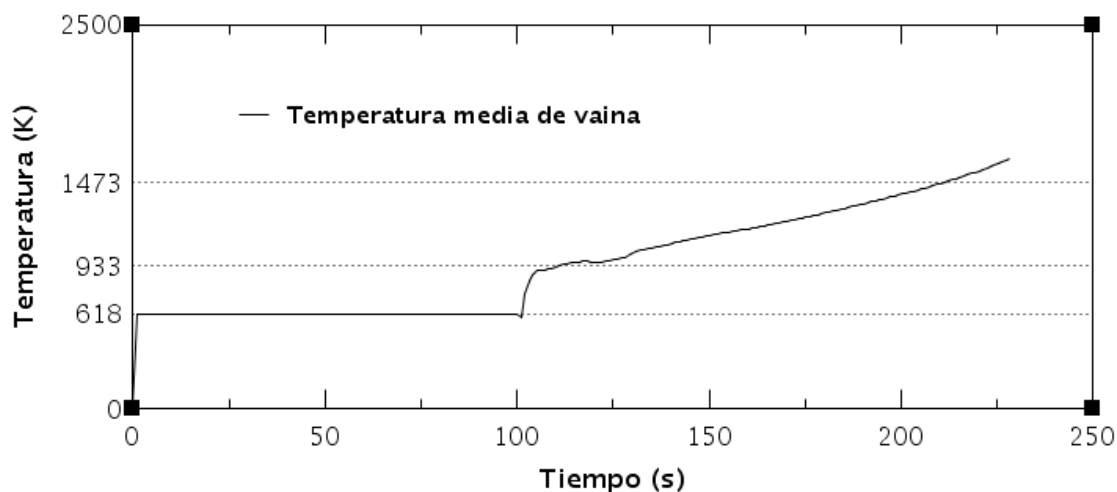


Figura 17. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 1 - 1

La temperatura a partir de los 933 K presenta un rápido aumento debido al calor desprendido en la reacción de oxidación de las vainas y la producción de hidrógeno, sin embargo, la temperatura de daño al núcleo se alcanza tan rápidamente que apenas se hace apreciable la naturaleza exponencial de su aumento.

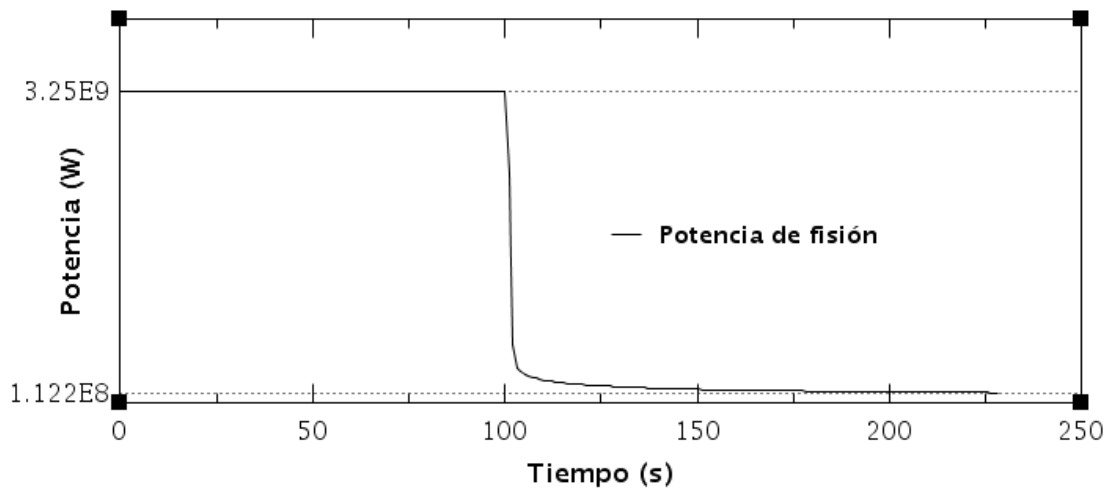


Figura 18. Evolución de la potencia de fisión. Escenario 1 – 1

Se comprueba en la Figura 18 que se produce el disparo del reactor a raíz del LOCA y se llega a valores de potencia residual (los cuales no son despreciables a nivel de producción de calor) en tan solo dos segundos. Esta situación se repite para todos los casos de estudio puesto que la parada del reactor es siempre satisfactoria. No se representará por tanto el disparo del reactor para los casos de estudio restantes.

La presión en la rama de la rotura desciende de 15.8 MPa a 2.5 MPa en tan solo tres segundos debido al gran tamaño de la rotura (Figura 19). Tras la rápida despresurización inicial, la presión continúa descendiendo linealmente hasta equilibrarse en el segundo 136 de simulación con la presión atmosférica a la que se encuentra la contención del reactor. A partir de dicho punto, el caudal por la rotura será debido al ascenso del vapor generado en la vasija.

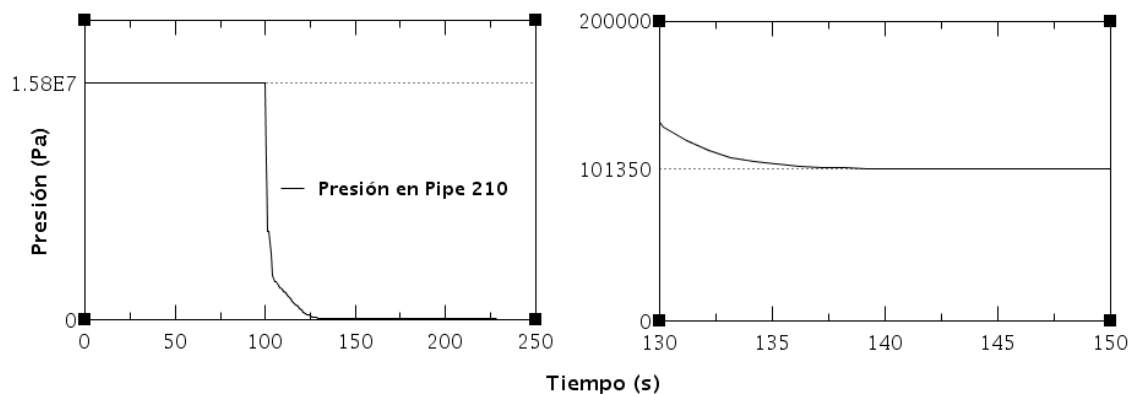


Figura 19. Presión en la rama de la rotura. Escenario 1 – 1

En la Figura 20 se puede observar el máximo caudal de pérdida de refrigerante que se produce en cada válvula (*Valve 505* y *Valve 507*) en los primeros segundos tras la rotura. La fuga de refrigerante comienza en el instante de la rotura y finaliza en el segundo 138 en el cual la vasija se encuentra vacía.

Del mismo modo se verifica que el mayor caudal se produce en la *Valve 507*, por ser la que conecta con la vasija. El fenómeno de flashing comentado en el apartado 2.7.1 se comprueba representando el caudal total frente al caudal líquido que escapa por cada válvula. Ambos caudales son coincidentes durante los primeros segundos de la rotura, pues todo el caudal saliente es líquido, mientras que posteriormente el caudal líquido es inferior al total, pues una parte de este último es vapor.

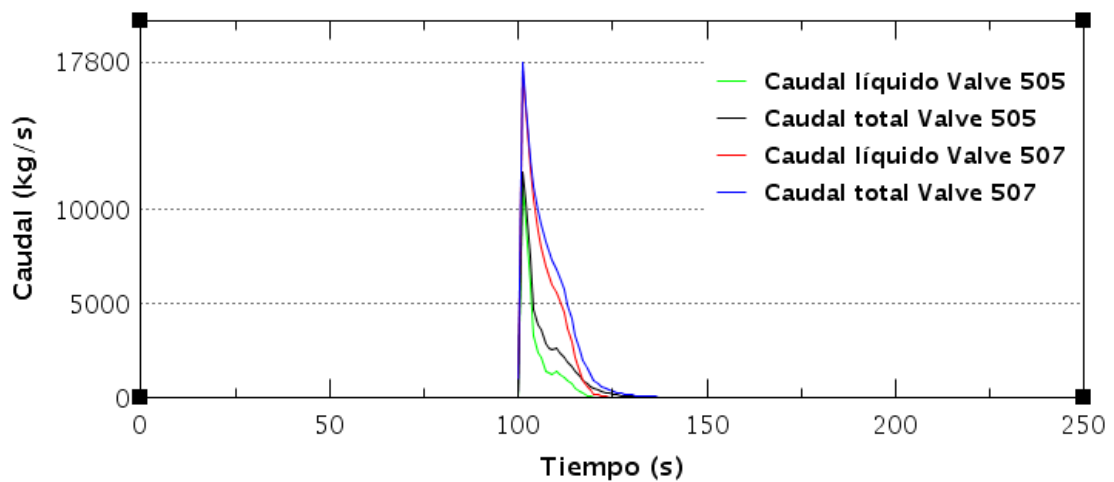


Figura 20. Caudales de refrigerante perdidos a través la rotura. Escenario 1 – 1

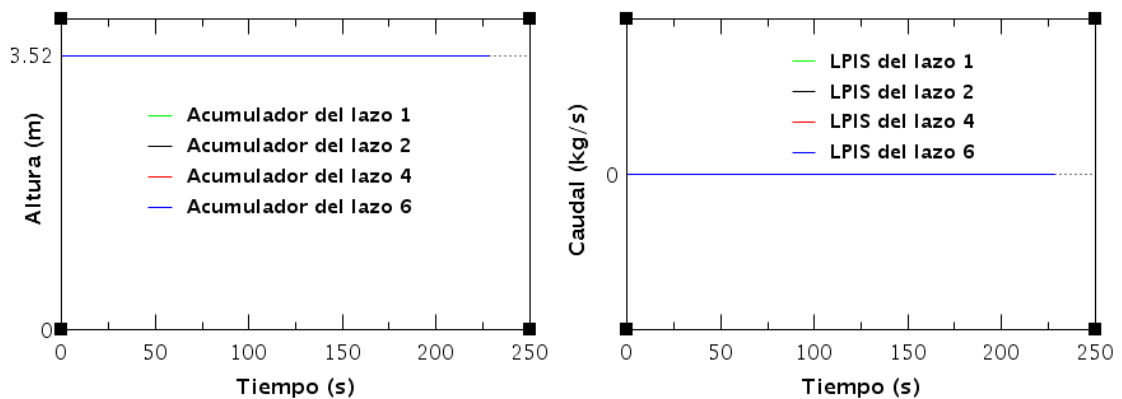


Figura 21. a) Altura en los acumuladores b) Caudal en los LPIS. Escenario 1 – 1

Se comprueba también que no se produce la entrada de ningún sistema de refrigeración. Las gráficas a) y b) de la Figura 21 muestran el caudal inyectado por el LPIS en cada una de las ramas y el nivel de refrigerante en el interior de los acumuladores, respectivamente. El caudal del LPIS es nulo mientras que el nivel en los acumuladores se mantiene constante, lo que indica que ninguno de estos sistemas entra en funcionamiento. Esta misma situación se repetirá para todas las simulaciones en las que se produce el fallo de todos los sistemas de refrigeración, pero no se presentará mediante gráficas para no extender innecesariamente el trabajo.

- **Actúan acumuladores pero no el LPIS – 2 → Daño al núcleo**

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores como único sistema de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

El transitorio es tan brusco que la entrada de los acumuladores únicamente consigue mantener la temperatura alrededor de los 1200 K entre los segundos 200 y 300, alcanzándose la temperatura de daño al núcleo a los 390 segundos (Figura 22). La temperatura de oxidación de vaina se alcanza a los 112 segundos, por lo que se deduce que los acumuladores no presentan gran capacidad para detener el inicio de la deterioración de las vainas para esta rotura en cuestión. Se produce primero la entrada del acumulador de la rama en la que se encuentra la rotura pues la presión de dicha rama alcanzará antes la presión de tarado de los acumuladores. La descarga de todos los acumuladores finaliza a los 205 segundos (Figura 23). Por otra parte en la Figura 25 se muestran los caudales perdidos por la rotura y se compara el flujo de refrigerante a través de la boca de la rotura que conecta con las inyecciones de seguridad (*Valve 505*), con el que se descarga desde el acumulador de la rotura (*Valve 294*). Se comprueba que ambos caudales son prácticamente coincidentes y se hacen nulos a los 184 segundos, cuando finaliza la inyección por parte del acumulador del lazo de la rotura (Figura 24 a)). Es evidente que toda la inyección de agua por parte del acumulador del segundo lazo se pierde por la rotura (Figura 24 b)).

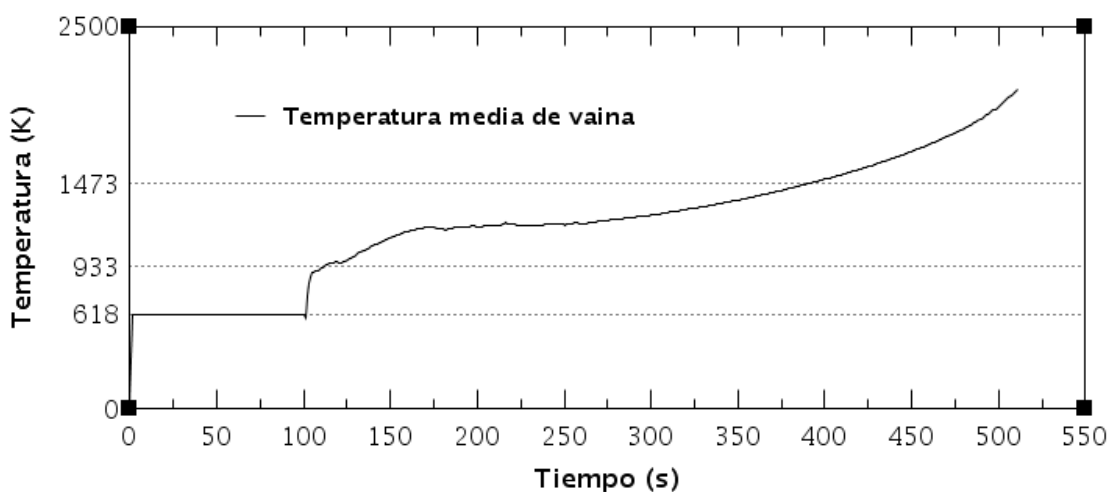


Figura 22. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 1 – 2

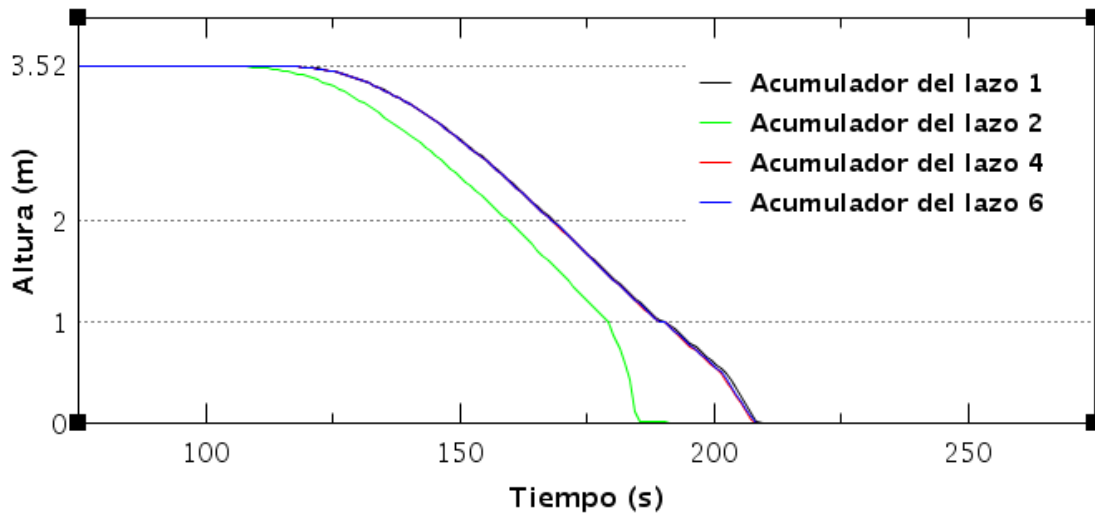


Figura 23. Descarga de los acumuladores. Escenario 1 – 2

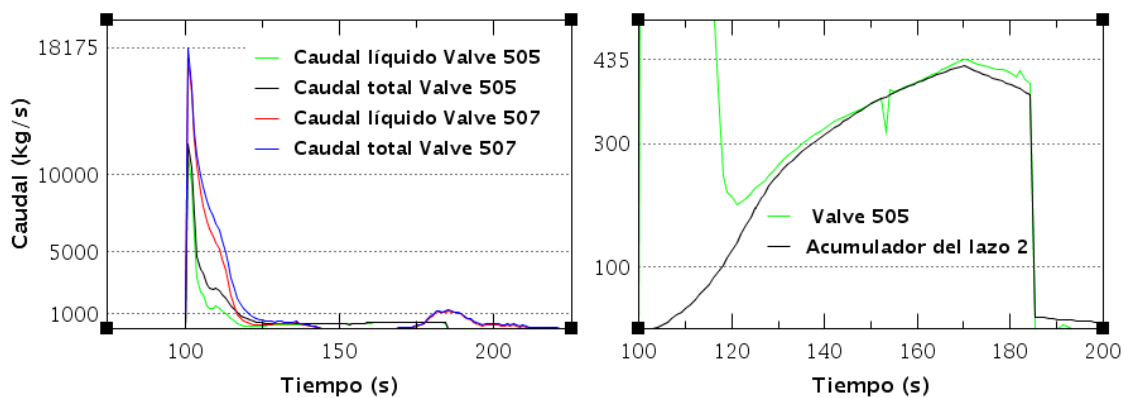


Figura 24. a) Caudales por la rotura b) Caudal inyectado en el lazo 2. Escenario 1 – 2

- (●) Actúan acumuladores y LPIS sin recirculación – 3 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más el posterior fallo del LPIS en la recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La evolución de la temperatura para esta simulación se presenta en la Figura 25. La inyección de refrigerante por parte de los acumuladores y de los LPIS de cada lazo consigue detener el aumento de temperatura tras la rotura en el segundo 229, momento en el que se llega a un punto de inflexión situado en los 1192 K.

La temperatura comienza entonces a disminuir progresivamente hasta que se produce la reinundación de la vasija, que se observa en la gráfica mediante el descenso en escalón de temperatura del segundo 556. Las vainas han alcanzado la temperatura de oxidación del zircaloy en el segundo 113, permaneciendo por encima de ella hasta el segundo 440, por lo que se habrá producido cierta deterioración en su superficie y producción de hidrógeno.

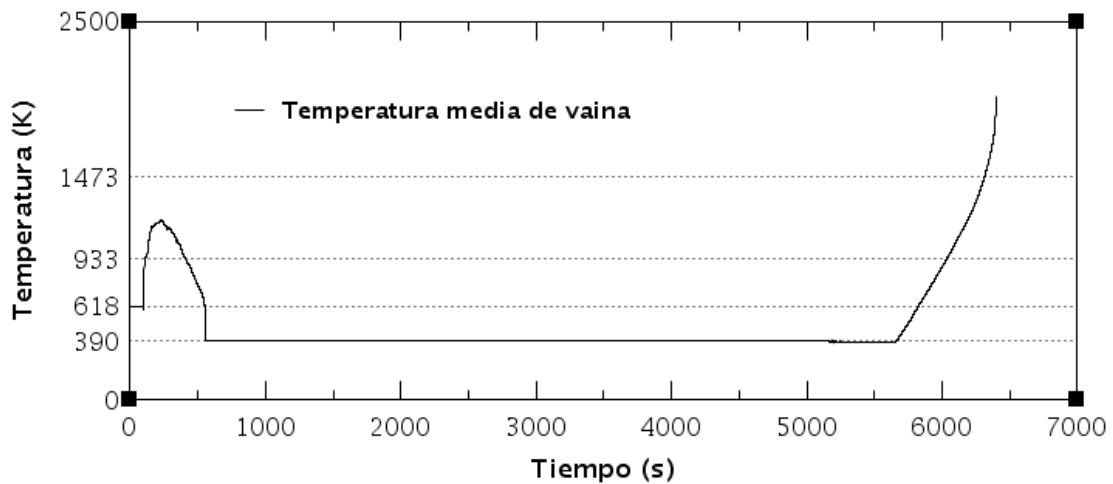


Figura 25. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 1 – 3

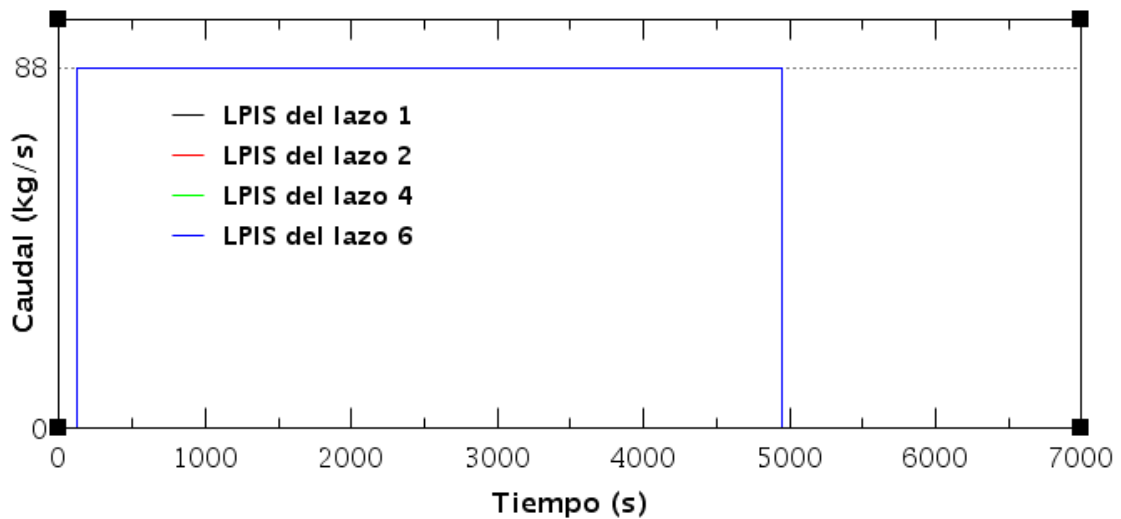


Figura 26. Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 1 – 3

La temperatura del refrigerante se mantiene en 390 K hasta el segundo 5650, en el que la temperatura comienza a aumentar, alcanzándose la temperatura de oxidación del zircaloy en el segundo 5990 y la temperatura de daño al núcleo en el segundo 6314. La inyección del LPIS termina en el segundo 4952 (Figura 26) obedeciendo la señal de TAAR vacío, lo cual se traduce en la Figura 26 como una pequeña inestabilidad.

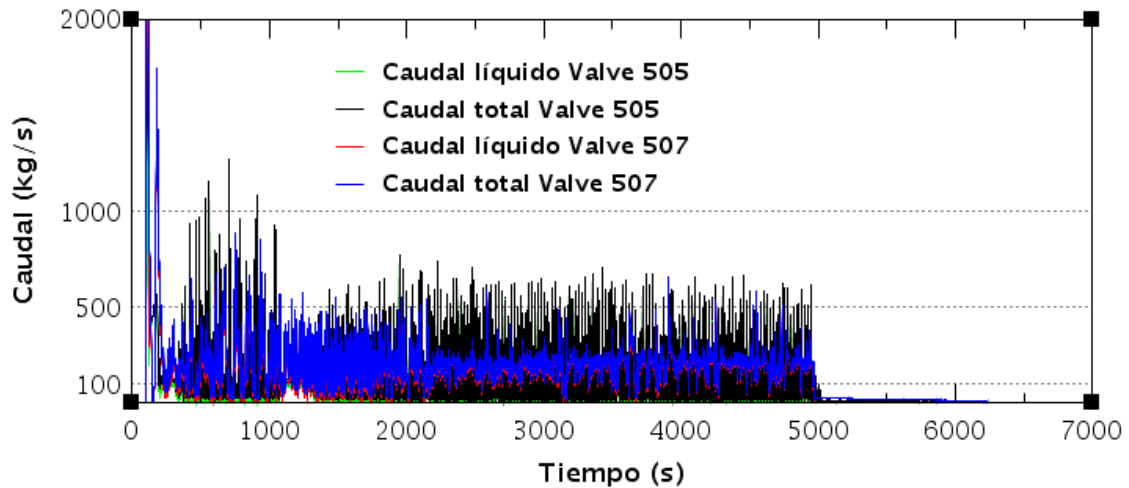


Figura 27. Caudales por la rotura. Escenario 1 – 3

En la Figura 27 se muestra el caudal de refrigerante perdido por la rotura. El caudal de la Valve 505 es siempre superior pues por esta válvula escapa el caudal inyectado por los acumuladores y el LPIS además de vapor proveniente de la vasija a través de la rama caliente.

- (●) Actúan todos los sistemas de seguridad – 4 → Situación de parada

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más la posterior recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

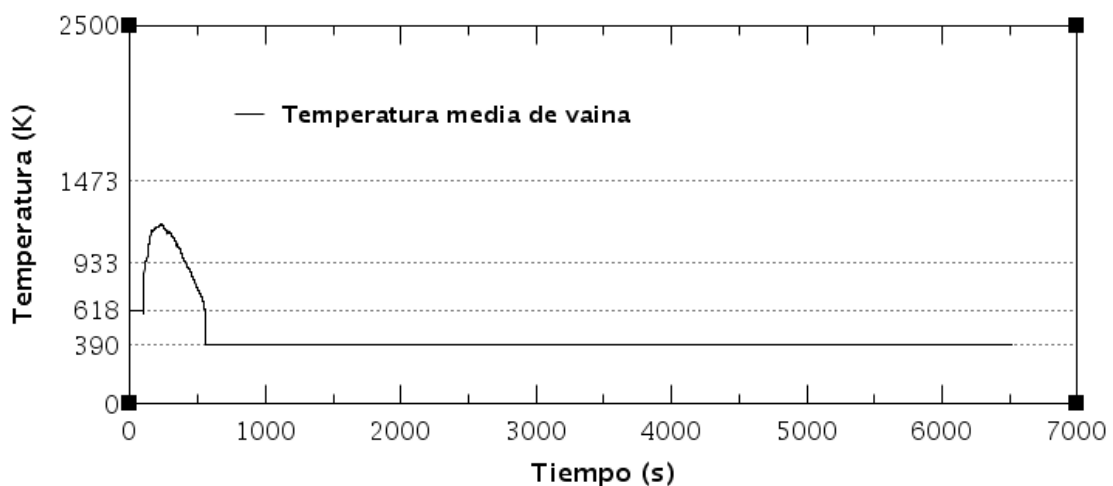


Figura 28. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 1 – 4

La simulación alcanza los 6500 segundos, pues es suficiente para comprobar que la recirculación ha sido exitosa y la parada caliente se mantendrá indefinidamente.

En esta simulación el LPIS no dejará de inyectar en ningún momento, pues se supone que ante la señal de TAAR vacío, se comienza a inyectar el mismo caudal a la misma presión desde el sumidero de la contención. La evolución de la temperatura es exactamente igual que en el caso sin recirculación hasta el segundo 5650 en el cual, al mantenerse la inyección del LPIS, no se produce ninguna variación de temperatura (Figura 28).

Los resultados obtenidos respecto a espesor de óxido en vaina y producción de hidrógeno se presentan en la Figura 29 a) y b). El porcentaje de espesor de óxido depositado en la superficie del zircaloy es de un 0,164%, mientras que el porcentaje de zircaloy que ha reaccionado produciendo hidrógeno es de un 0,124%.

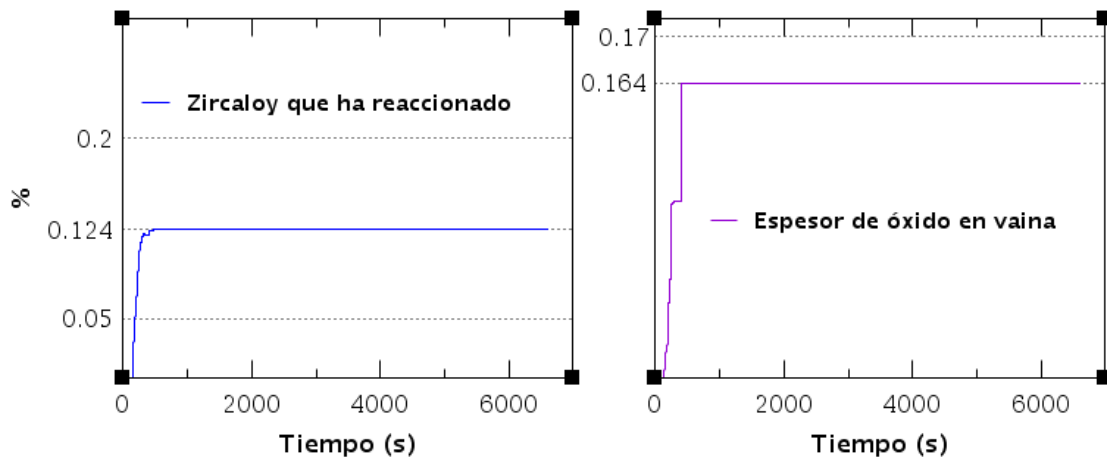


Figura 29. a) Óxido en vaina b) Hidrógeno producido. Escenario 1 – 4

3.2.2 DG aguas arriba de inyecciones, aguas abajo de la bomba – Escenario 2

- (●) No actúa ningún sistema de seguridad – 1 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar el fallo de todos los sistemas de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4. La temperatura en el núcleo se muestra a través de la Figura 30. La temperatura de oxidación de vaina se alcanza a los 111 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 220 segundos.

Se omitirán para esta simulación las gráficas de: presión en la conducción de la rotura, caudal por la rotura y actuación de los sistemas de seguridad, por presentar un aspecto casi idéntico a aquellas presentadas para el Escenario 1 – 1 (apartado 3.2.1).

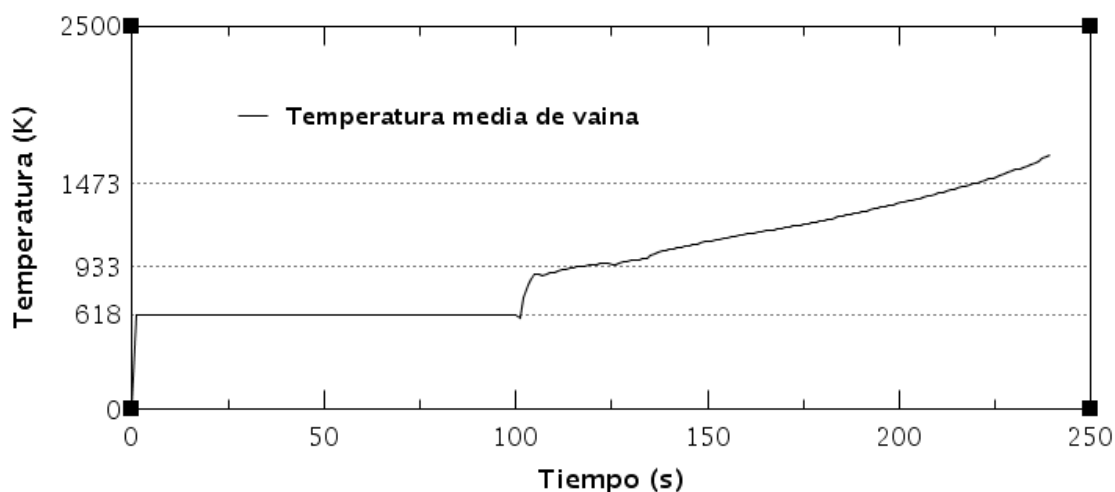


Figura 30. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 2 – 1

- (●) Actúan acumuladores pero no el LPIS – 2 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores como único sistema de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La temperatura en el núcleo se muestra a través de la Figura 31. La temperatura de oxidación de vaina se alcanza en el segundo 117 y el daño al núcleo en el segundo 446, siguiendo una trayectoria muy similar a la del Escenario 1.

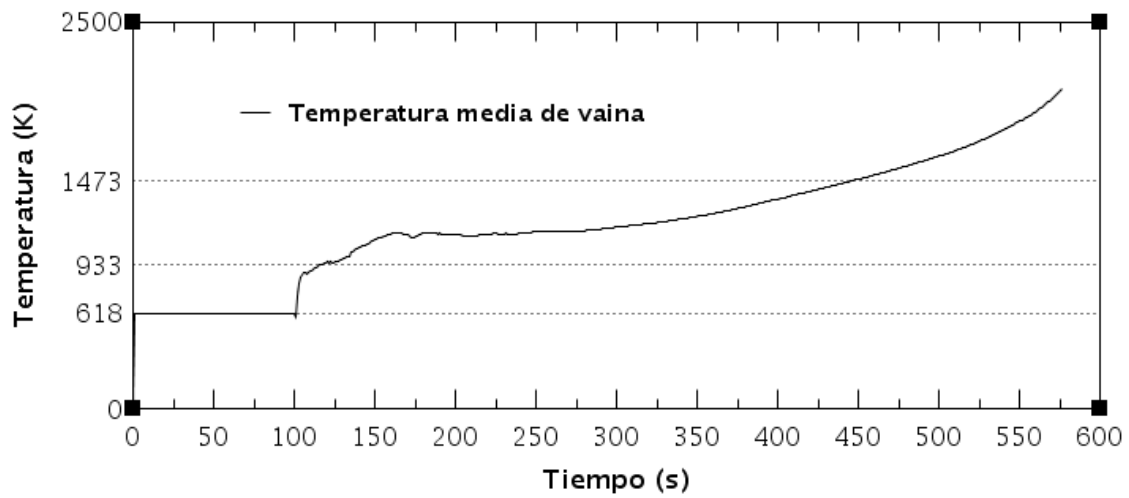


Figura 31. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 2 – 2

Mediante la Figura 32 se puede comprobar que la descarga de los acumuladores también se produce de manera similar al Escenario 1.

En el caso de la Figura 33, si bien los tiempos son muy similares al Escenario 1, se produce un máximo anómalo de caudal a través de la Valve 507 en el segundo 170 que constituye una diferencia notable con el Escenario 1 y que requiere de un estudio más profundo para otorgarle una explicación.

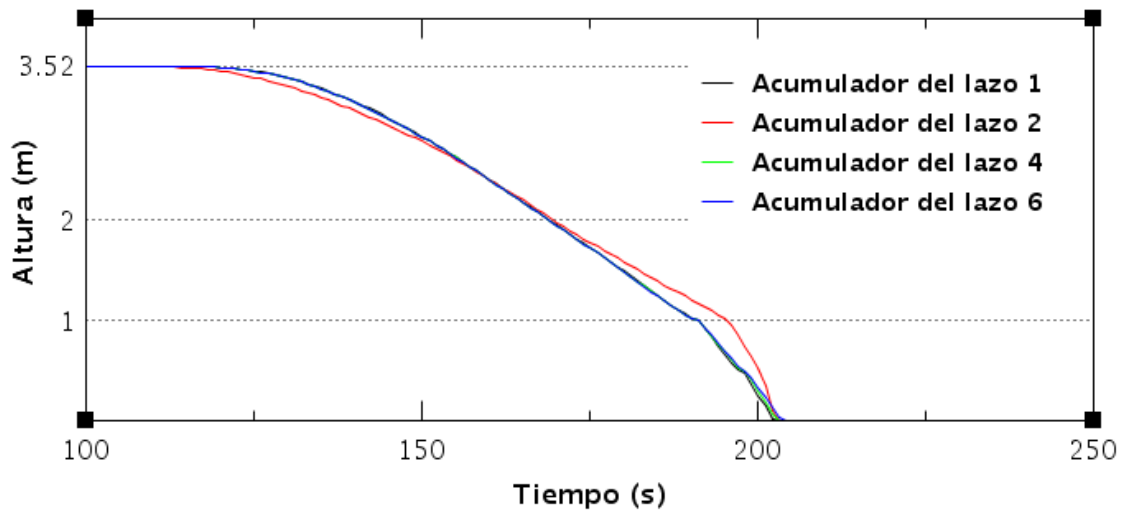


Figura 32. Descarga de los acumuladores. Escenario 2 – 2

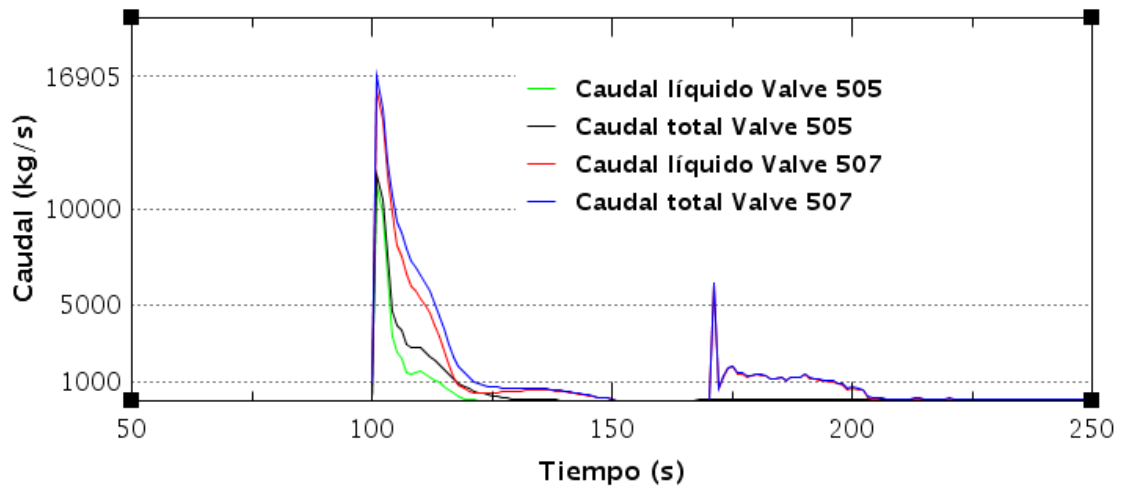


Figura 33. Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 2 – 2

- (●) Actúan acumuladores y LPIS sin recirculación – 3 → Daño al núcleo

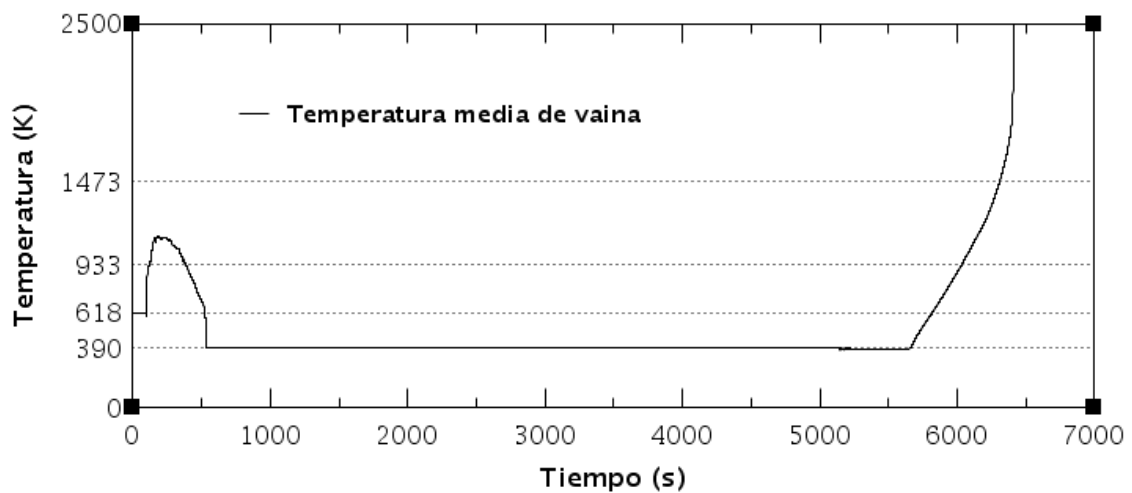


Figura 34. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 2 – 3

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más el posterior fallo del LPIS en la recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

Como se muestra en la Figura 34 y siguiendo la lógica de los resultados obtenidos en las secuencias anteriores para este escenario, la planta evoluciona de manera muy similar a la secuencia análoga del Escenario 1. La temperatura de oxidación de vaina se alcanza en el segundo 5879 y el daño al núcleo en el segundo 6234.

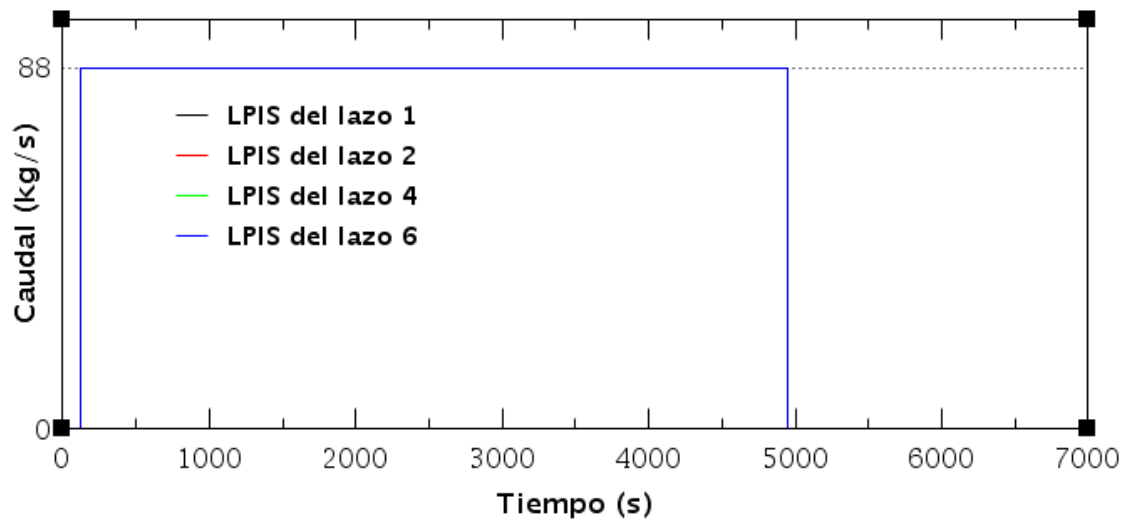


Figura 35. Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 2 – 3

En la Figura 35 aparece representada la actuación del LPIS, el cual termina su inyección en el segundo 4953. En la Figura 36, por su parte, se comprueba que al situarse la rotura aguas arriba de las inyecciones de seguridad, tanto el caudal proveniente de la vasija como el proveniente de las inyecciones de los sistemas de seguridad se escapa por la *Valve 507*, a diferencia del Escenario 1.

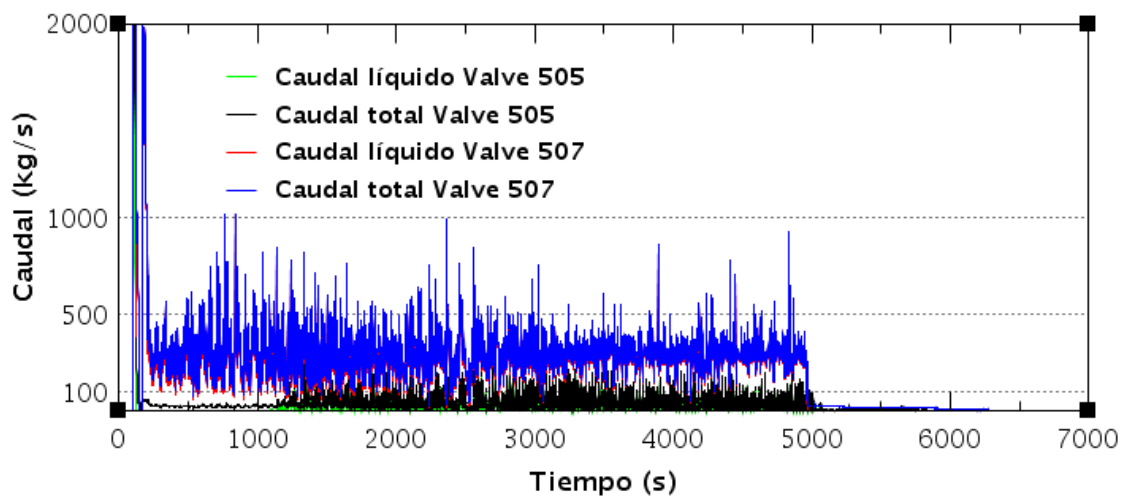


Figura 36. Caudales por la rotura. Escenario 2 – 3

- (●) Actúan todos los sistemas de seguridad – 4 → Situación de parada

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más la posterior recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4. La evolución de la temperatura en el núcleo se muestra en la Figura 37.

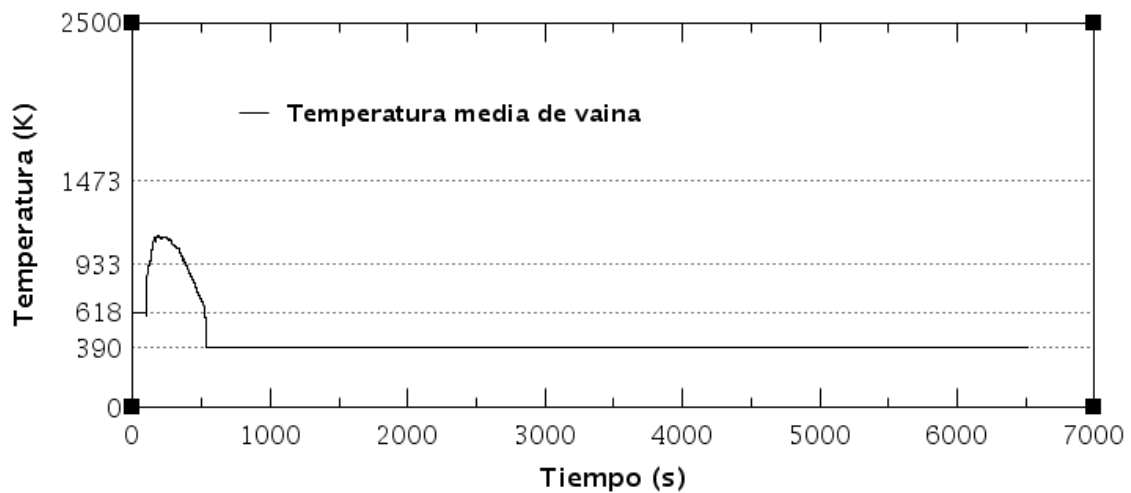


Figura 37. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 2 – 4

Se extiende la simulación hasta los 6500 segundos con un resultado muy similar al obtenido en la rotura aguas abajo de las inyecciones. Los resultados obtenidos en cuanto a espesor de óxido en vaina e hidrógeno producido se muestran en la Figura 38.

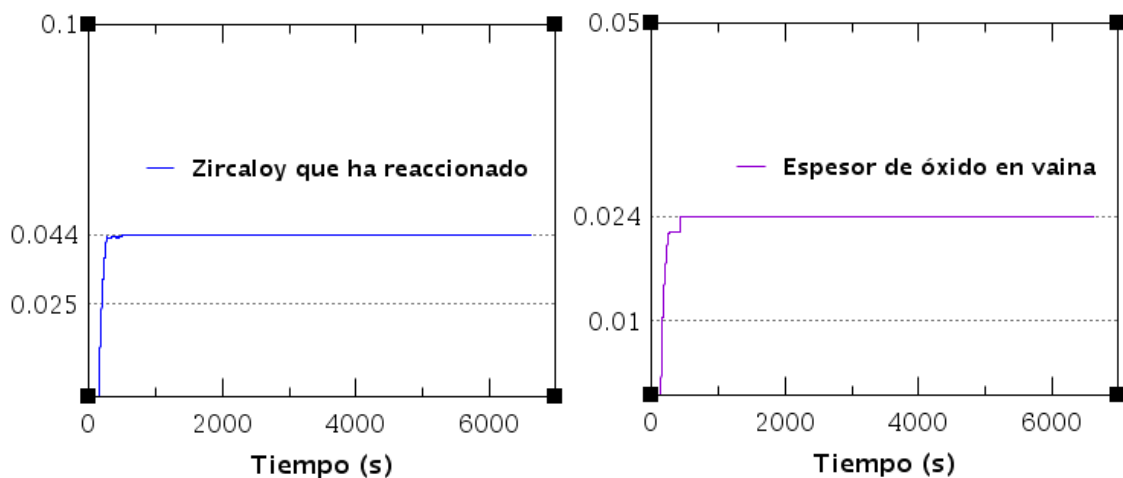


Figura 38. a) Óxido en vaina b) Hidrógeno producido. Escenario 2 – 4

3.2.3 DG aguas arriba de inyecciones, aguas arriba de la bomba – Escenario 3

- (●) No actúa ningún sistema de seguridad – 1 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar el fallo de todos los sistemas de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

En referencia a la Figura 39, hasta el segundo 106, la temperatura en el núcleo sigue la misma trayectoria de ascenso pronunciado que en los transitorios de doble guillotina aguas abajo de la bomba, sin embargo, en este caso, siendo la temperatura de 749 K, se produce un descenso de la temperatura hasta el segundo 125, momento en el que la temperatura se sitúa en 484 K.

Este descenso momentáneo se debe a la presencia de la bomba en la rama fría, entre la rotura y la vasija, lo cual supone unas grandes pérdidas de fricción para el fluido bifásico que intenta escapar de la vasija a través de la rama fría. El agua encuentra un camino con menos pérdidas por fricción atravesando toda la rama caliente y los *tubos en U*, llegando a la rotura desde la vasija por este camino en lugar de por la rama fría. Como resultado de esta circunstancia, la rama caliente se vacía a través de la rotura más rápidamente que en el resto de DG en rama fría y se produce el efecto de sumidero de calor previamente expuesto en apartados anteriores.

Sin embargo, la temperatura encuentra en el segundo 125 un punto de inflexión en el cual se deduce que la pérdida de refrigerante empieza a producir de nuevo un aumento de la temperatura de las vainas. La subida de temperatura se mantiene, alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina a los 213 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 333 segundos

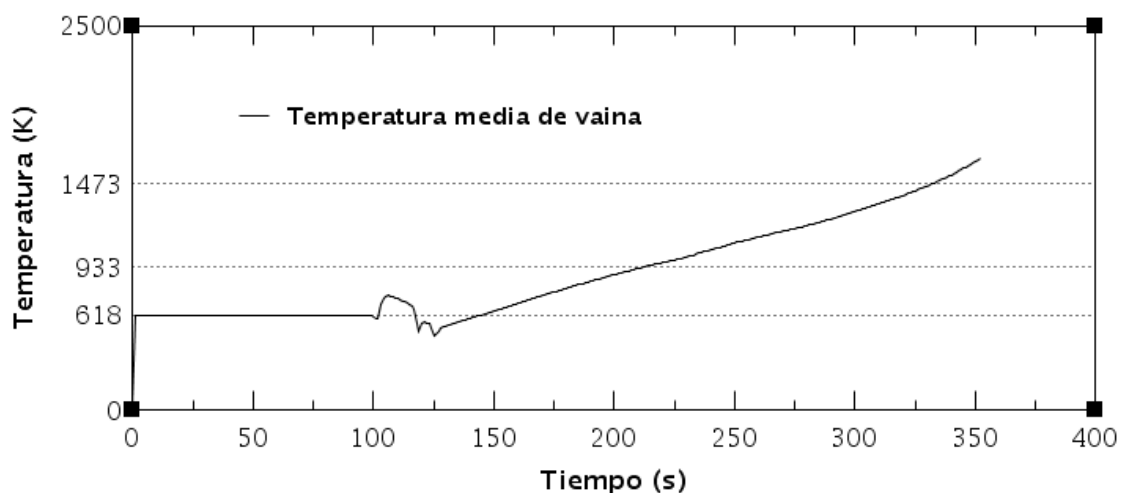


Figura 39. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 3 – 1

En la Figura 40 se comprueba la despresurización del sistema y como éste alcanza la presión atmosférica a los 146 segundos.

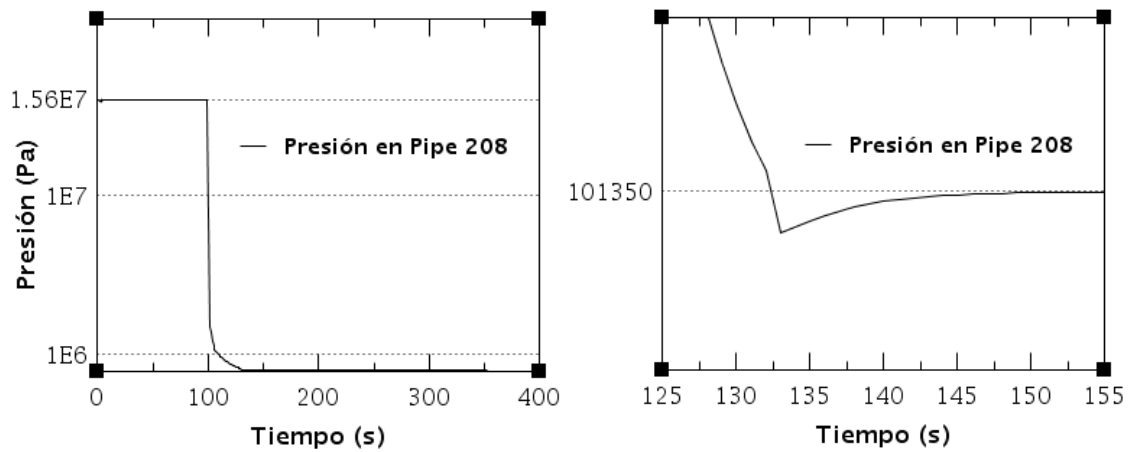


Figura 40. Presión en la rama de la rotura. Escenario 3 – 1

En la Figura 41 se muestra cómo el máximo caudal en las válvulas de la rotura se produce en la Valve 505, por ser la que conecta con la vasija.

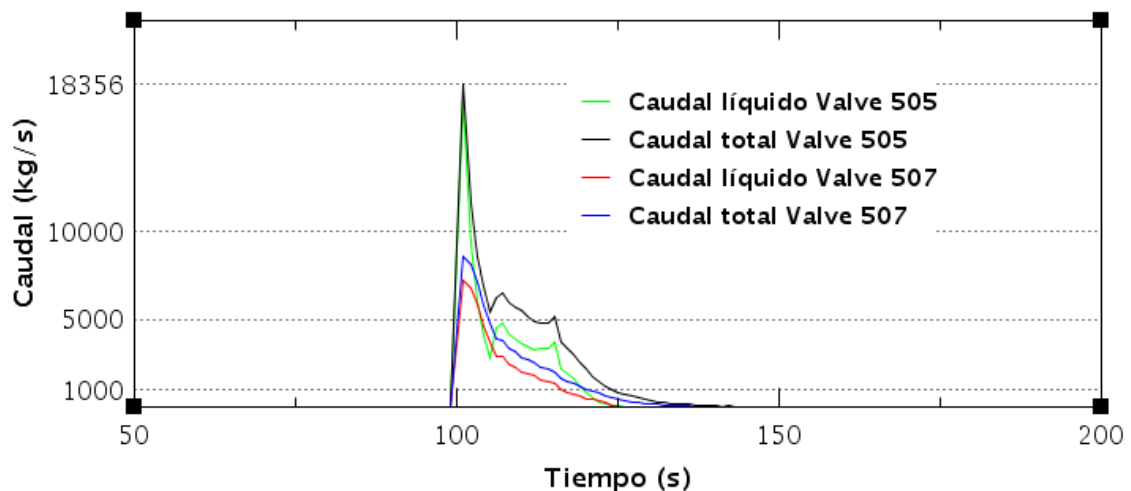


Figura 41. Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 3 – 1

- (●) Actúan acumuladores pero no el LPIS – 2 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores como único sistema de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4. La evolución de la temperatura para esta secuencia se muestra en la Figura 42. En el segundo 163 la temperatura alcanza un máximo de 793 K, momento en el cual las válvulas de descarga de todos los acumuladores llegan a su apretura máxima y la temperatura experimenta un decrecimiento suave hasta el segundo 194 en el que se produce una bajada en escalón hasta los 425 K.

Esta evolución representa perfectamente lo expuesto en el apartado 2.7.1, es decir, entre el segundo 163 y 194 los acumuladores no producen un enfriamiento efectivo y completo de las vainas, debido a que el caudal saliente de la vasija en dirección a la rotura y la evaporación del caudal inyectado al tocar el fondo de la vasija, se lo impiden. Situación que se extiende hasta el segundo 194, en el cual termina la fase de rellenado y se produce la reinundación. En el segundo 412 la temperatura comienza a aumentar, alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina a los 696 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 898 segundos.

En la Figura 43 aparece representado, en detalle, el caudal circulante por cada válvula de descarga de acumuladores frente a la temperatura del núcleo. Tras la reinundación, debido a oscilaciones en la presión del circuito primario, los acumuladores disminuyen su inyección, hasta el segundo 229 en el cual vuelve a reanudarse la inyección. Se comprueba también a través de la Figura 40 que el caudal de descarga del acumulador de la rotura (acumulador del lazo 2) es el que presenta mayores oscilaciones.

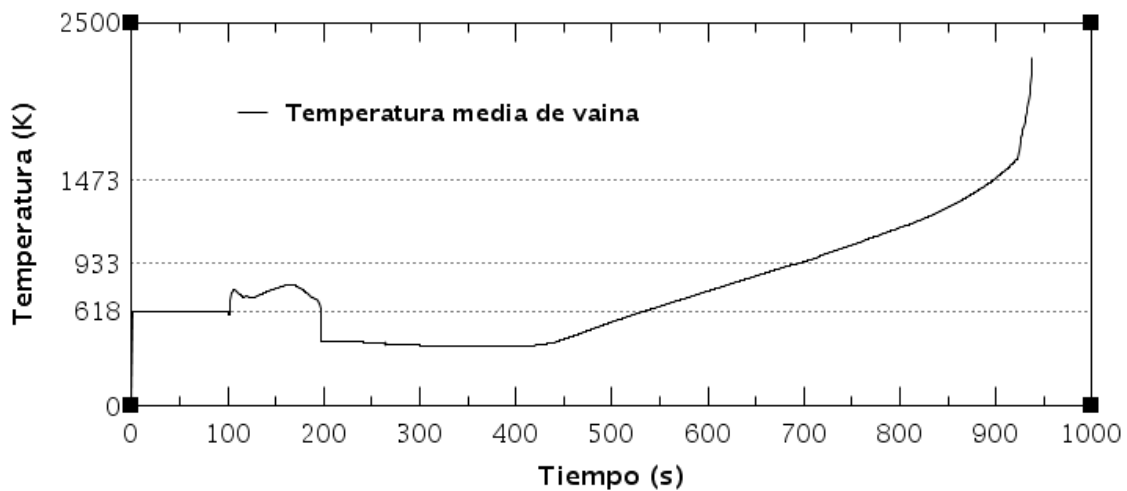


Figura 42. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 3 – 2

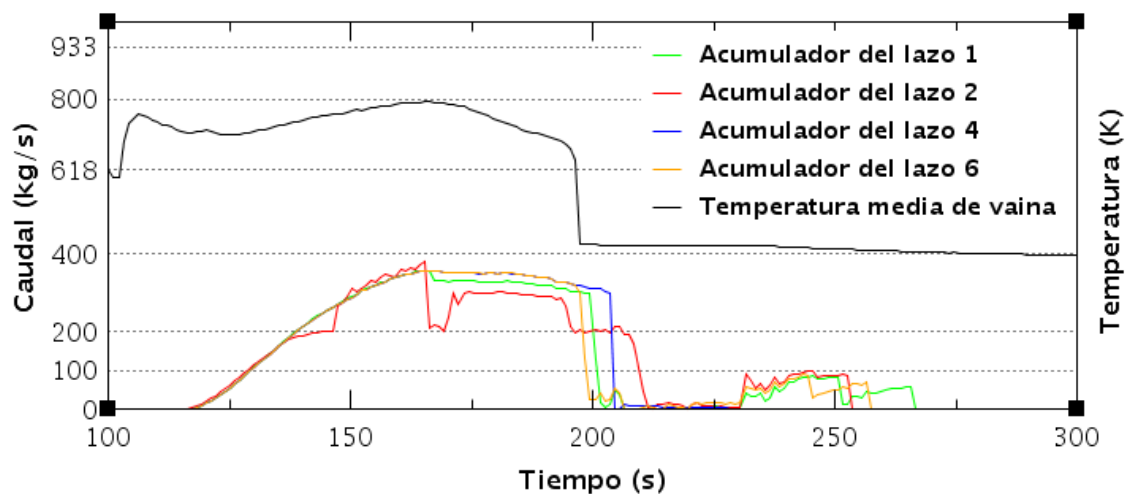


Figura 43. Descarga de los acumuladores y efecto en la temperatura. Escenario 3 – 2

La Figura 44 muestra la pérdida por la rotura de una parte importante del caudal inyectado por los acumuladores.

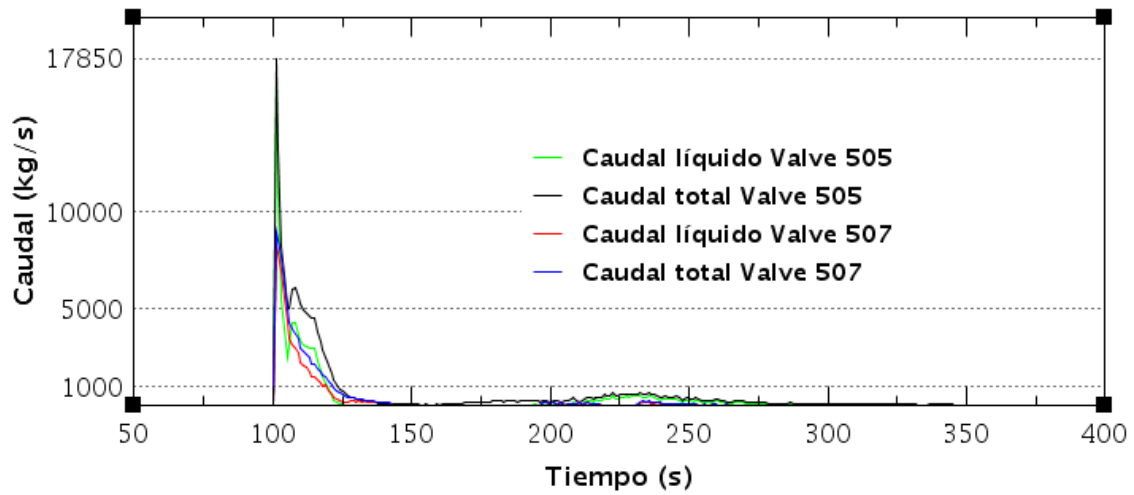


Figura 44. Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 3 – 2

- (●) Actúan acumuladores y LPIS sin recirculación – 3 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más el posterior fallo del LPIS en la recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

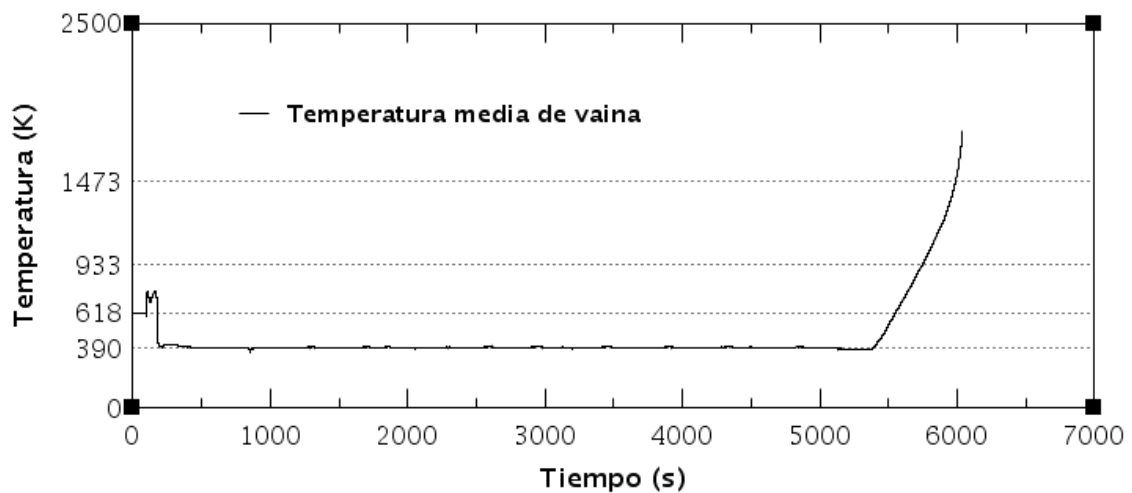


Figura 45. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 3 – 3

Como se comprobó en la secuencia anterior, la sola inyección de acumuladores es suficiente para llevar el núcleo a 390 K, en este caso, como se muestra en la Figura 45, la inyección del LPIS consigue mantener dicha temperatura hasta el segundo 5385, en el cual la temperatura comienza a aumentar, alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina a los 5749 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 5989 segundos. Se puede comprobar a través de la Figura 46 la detención de la inyección del LPIS en el segundo 4957.

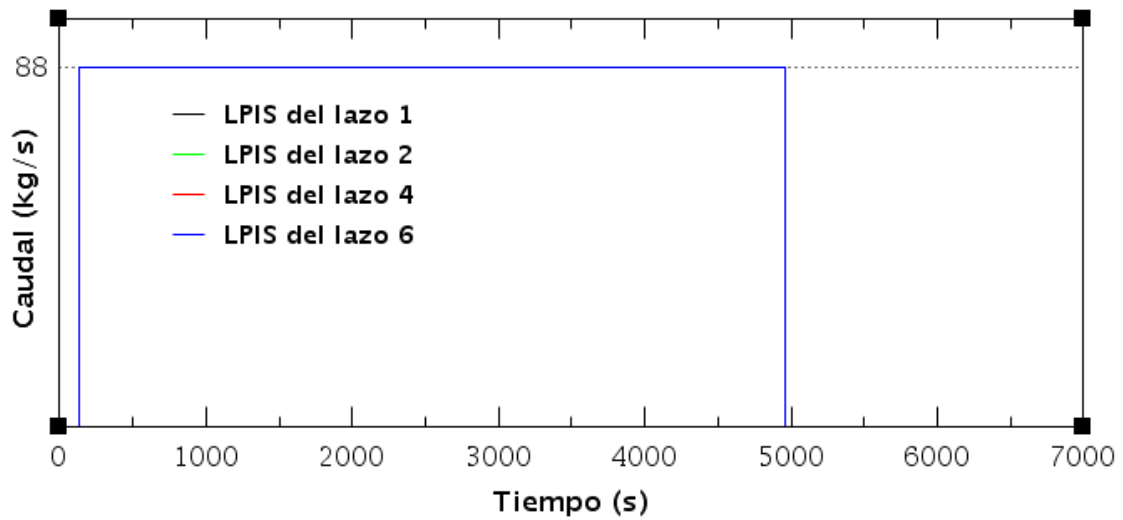


Figura 46. Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 2 – 3

El caudal a través de la rotura, mostrado en la Figura 47, presenta unas oscilaciones notables que requieren de un estudio más detallado para ser explicadas. El caudal máximo se produce en la *Valve 507* por ser la que conecta con la vasija.

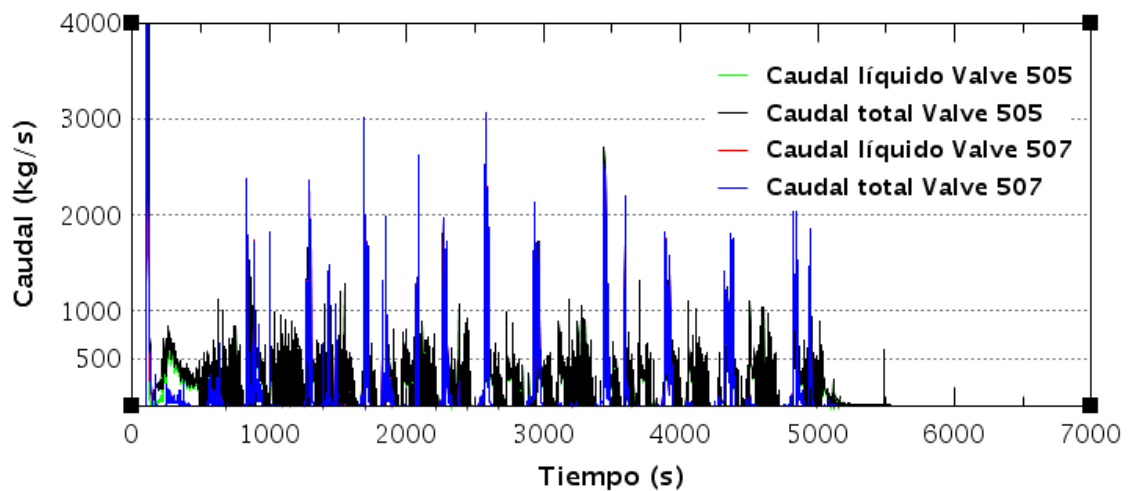


Figura 47. Caudales por la rotura. Escenario 3 – 3

- (●) Actúan todos los sistemas de seguridad – 4 → Situación de parada

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más la posterior recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La Figura 48 muestra el éxito en la recirculación y por tanto la parada del reactor. En cuanto al óxido en vaina y al hidrógeno en contención, los resultados son nulos, pues no se supera en ningún momento la temperatura de operación del reactor a plena potencia y por lo tanto tampoco la temperatura de oxidación de las vainas.

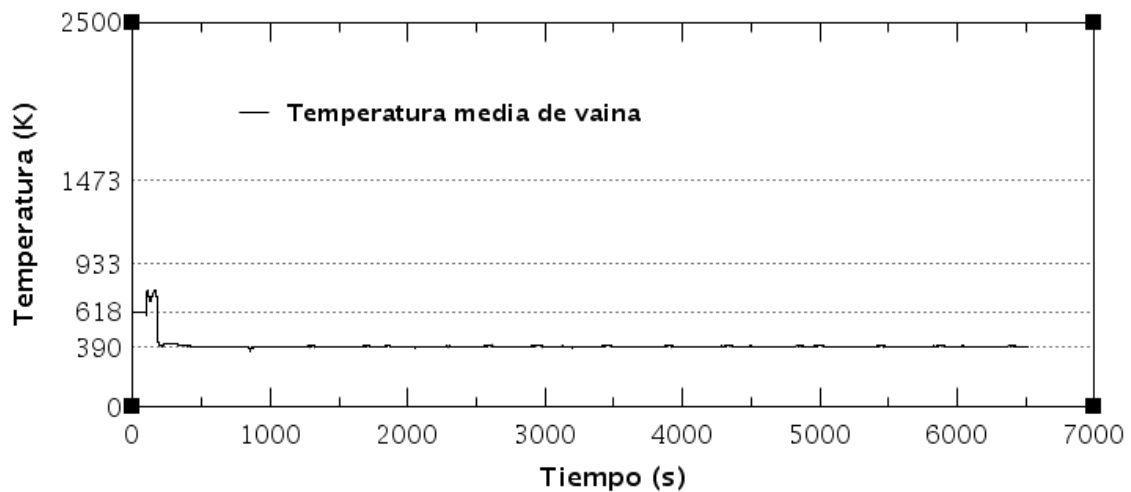


Figura 48. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 3 – 3

3.3 Roturas de 6" en rama fría

En este apartado se exponen los resultados de las roturas de seis pulgadas en rama fría que se muestran en la Figura 49. Dichas roturas se clasifican de la siguiente forma:

- 6" aguas abajo de las inyecciones – Escenario 4
- 6" aguas arriba de las inyecciones, aguas abajo de la bomba – Escenario 5
- 6" aguas arriba de las inyecciones, aguas arriba de la bomba – Escenario 6

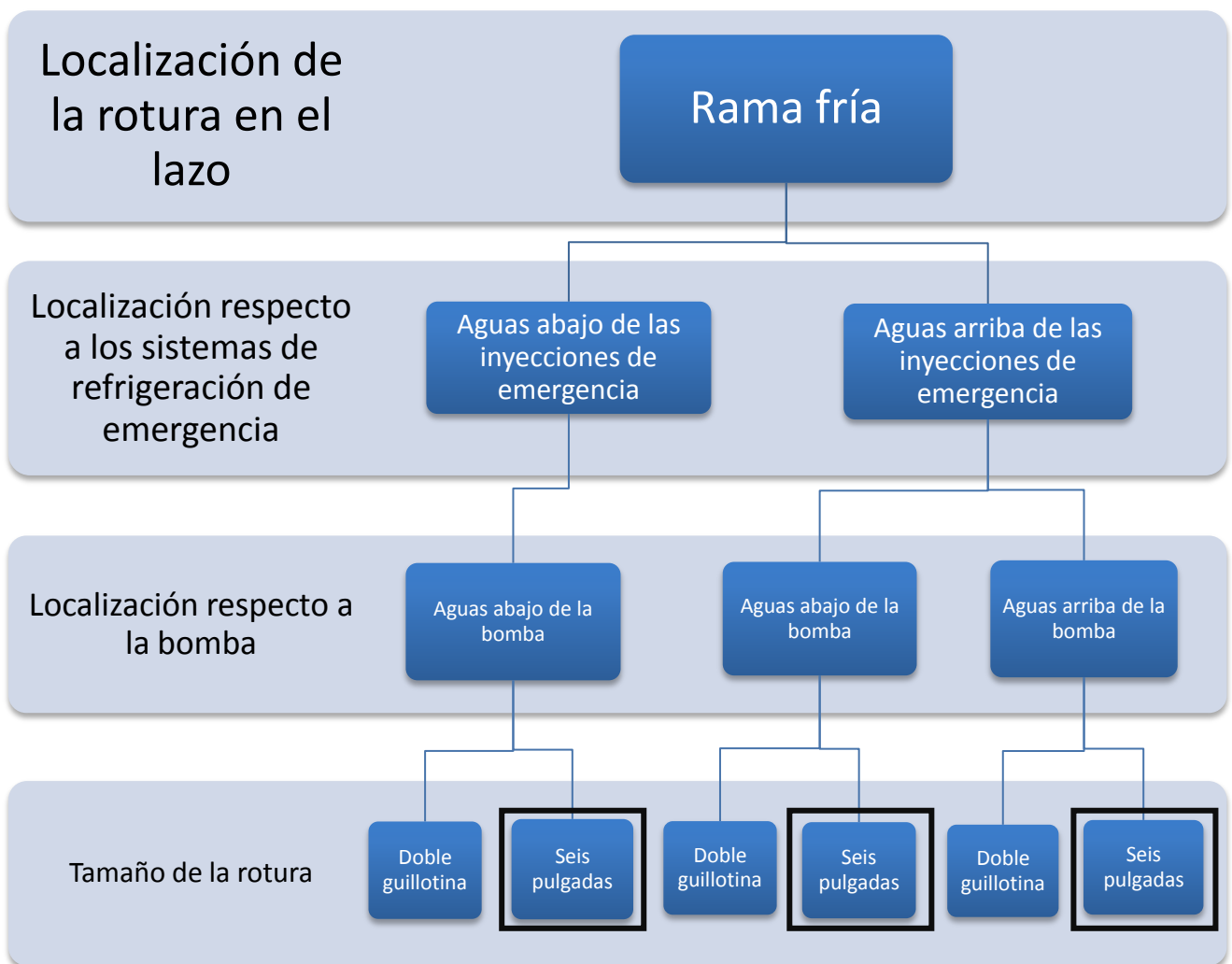


Figura 49. Roturas de seis pulgadas estudiadas en rama fría

3.3.1 6" aguas abajo de las inyecciones – Escenario 4

- (●) No actúa ningún sistema de seguridad – 1 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar el fallo de todos los sistemas de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

A pesar de que se trata también de un LBLOCA, una rotura de seis pulgadas presenta una fenomenología ligeramente diferente que una de doble guillotina. Tras la rotura, el escape de refrigerante es menor, por lo que la despresurización es más lenta y la rotura actúa como sumidero de calor durante más tiempo, descendiendo la temperatura del núcleo de forma más significativa que en los accidentes de doble guillotina.

En esta secuencia se produce un descenso en la temperatura del núcleo que se mantiene hasta los 550 segundos de simulación, como se muestra en la Figura 50. A partir de ese momento la temperatura aumenta exponencialmente, alcanzando la temperatura de oxidación del zircaloy a los 815 segundos y finalmente la temperatura de daño al núcleo a los 1011 segundos.

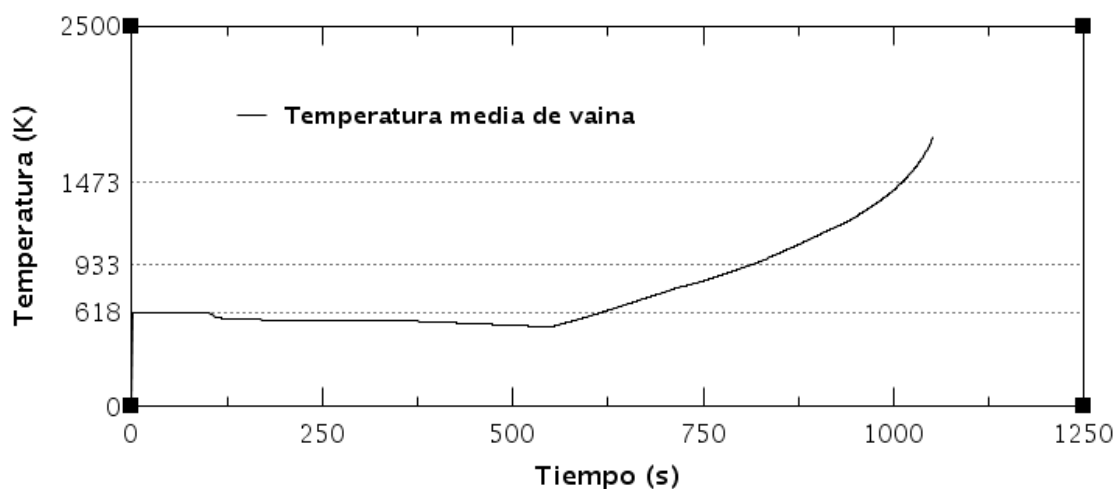


Figura 50. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 4 – 1

En la Figura 51 se muestra el descenso de la presión en el circuito provocado por el LOCA. De la misma forma se comprueba que el daño al núcleo se produce antes de que el circuito llegue a alcanzar la presión atmosférica.

Si analizamos la Figura 52 se comprueba que a partir del segundo 125 se produce el *flashing* en la rama de la rotura. Posteriormente, a partir del segundo 400, por la rotura únicamente escapa vapor proveniente del agua acumulada en la vasija. El máximo caudal de refrigerante perdido por la rotura se produce en el primer segundo tras la rotura y su valor es más de diez veces menor al de las roturas de doble guillotina. La pérdida de refrigerante continúa hasta que se produce el daño al núcleo.

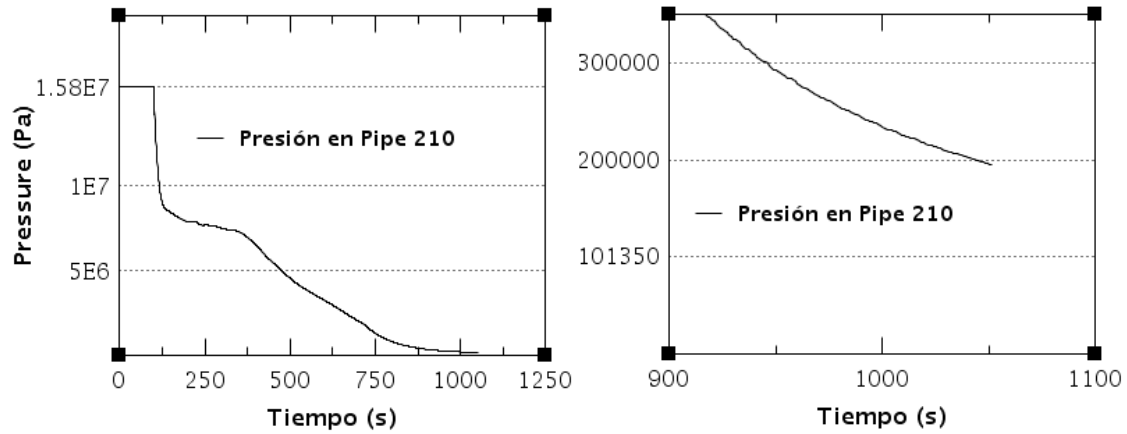


Figura 51. Presión en la conducción de la rotura. Escenario 4 – 1

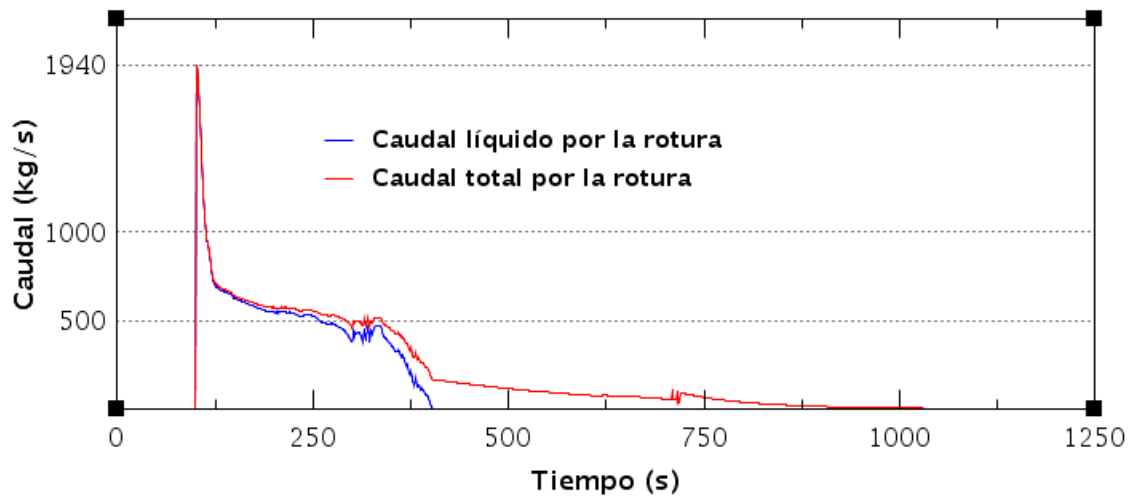


Figura 52. Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 4 – 1

- (●) Actúan acumuladores pero no el LPIS – 2 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores como único sistema de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

Tras una progresión de la temperatura en el núcleo muy similar a la secuencia sin sistemas de refrigeración, a través de la Figura 53 se verifica el efecto de la descarga de los acumuladores. La descarga comienza a los 530 segundos, produciendo la inundación de la vasija y manteniendo la temperatura de vaina sobre los 470 K hasta el segundo 1620, en el cual la pérdida de refrigerante produce el aumento de la temperatura. Se alcanza la temperatura de oxidación de vaina a los 1931 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 2274 segundos.

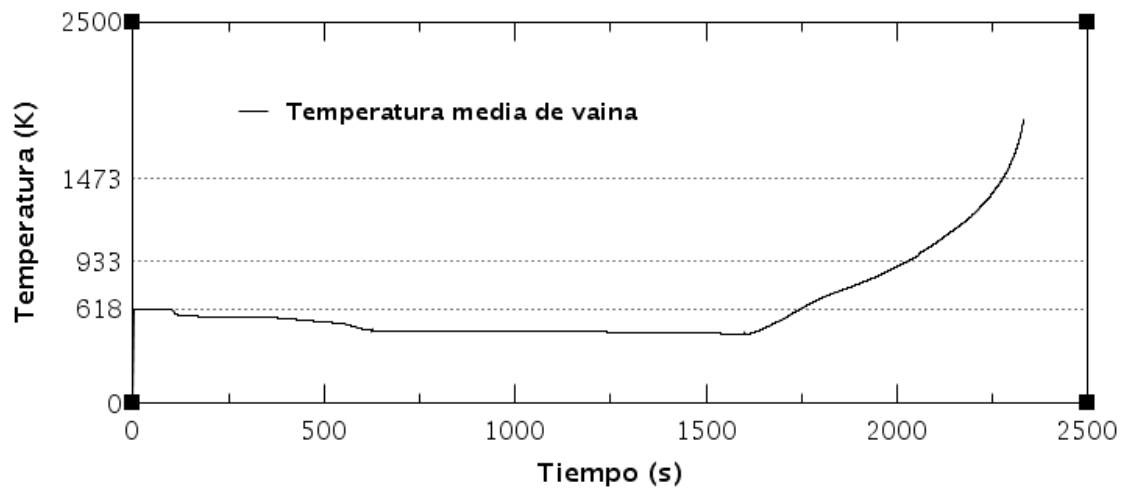


Figura 53. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 4 – 2

La Figura 54 muestra la descarga de los acumuladores, la cual comienza en el segundo 550, es más progresiva que en los casos de doble guillotina y se extiende hasta más allá de los 1000 segundos. El acumulador del lazo de la rotura (lazo 2) vuelve a ser el primero en descargarse completamente.

En la Figura 55 se observa que la presión en el circuito no alcanza la presión atmosférica antes del daño al núcleo. Se observa también que se produce una meseta en el descenso de la presión entre los segundos 600 y 1000, coincidiendo aproximadamente con la descarga de los acumuladores

En la Figura 56, la cual muestra el caudal de refrigerante perdido por la rotura, se verifica el aumento del caudal líquido fugado por la rotura, como consecuencia de la descarga del acumulador situado en el lazo 2. Una vez finaliza la descarga, en el segundo 818, el caudal por la rotura vuelve a ser exclusivamente vapor.

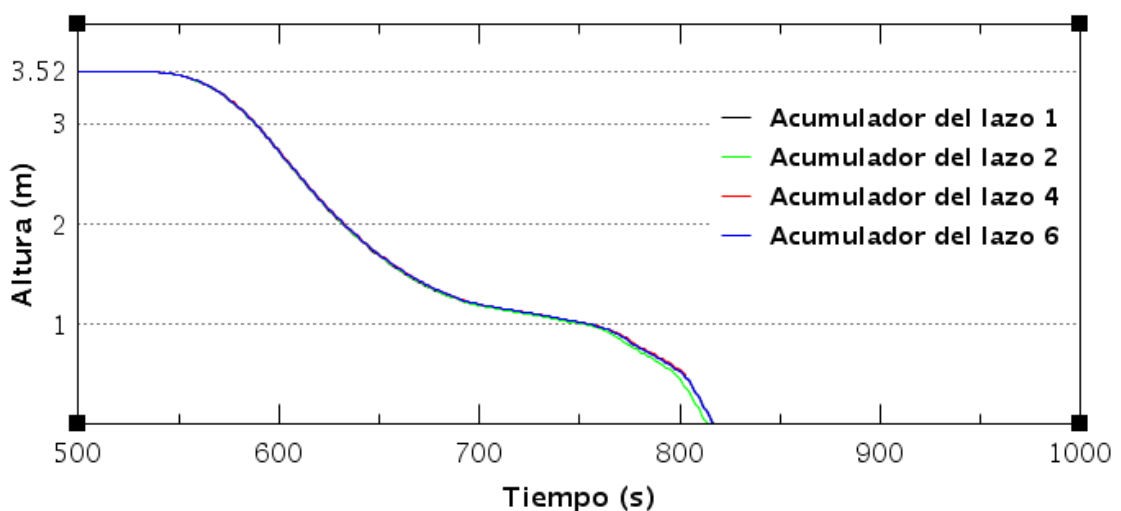


Figura 54. Altura del refrigerante en los acumuladores. Escenario 4 – 2

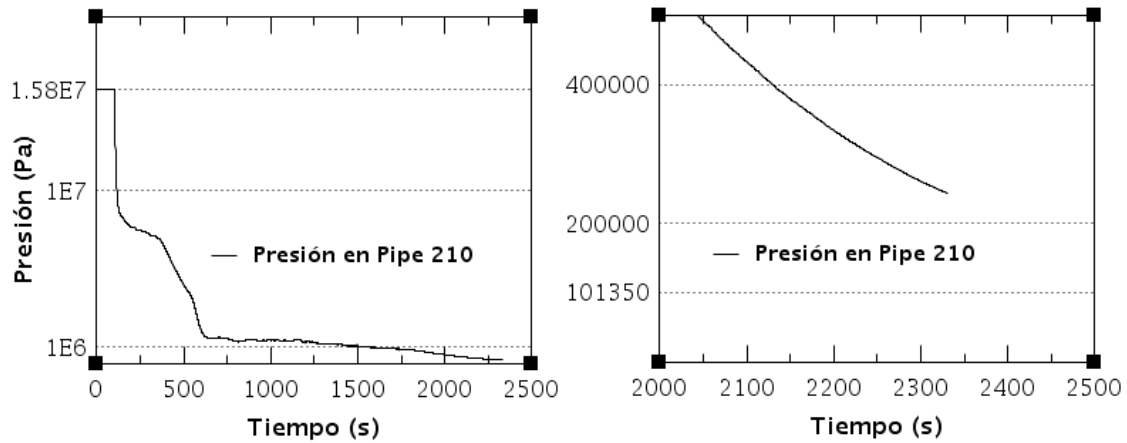


Figura 55. Presión en la rama de la rotura. Escenario 4 – 2

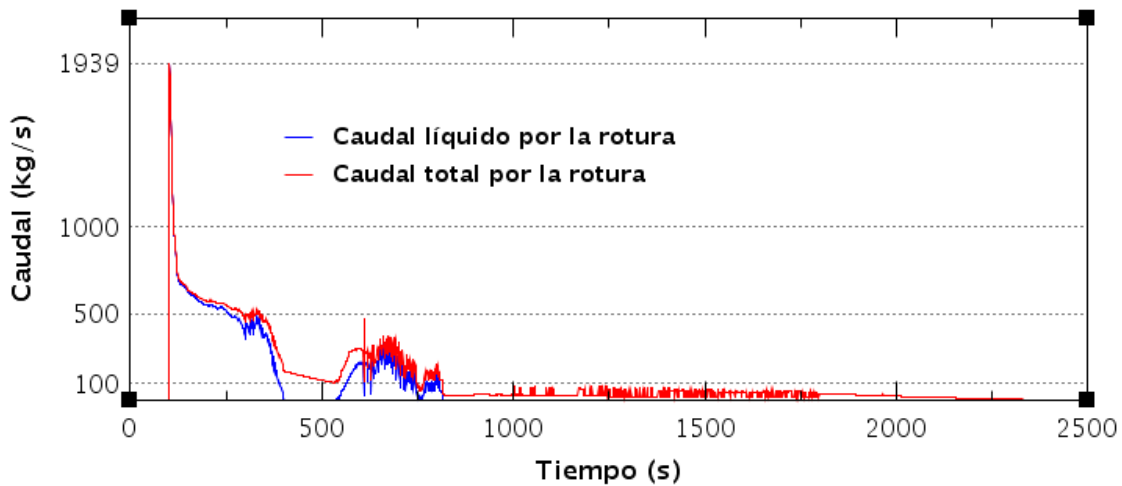


Figura 56. Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 4 – 2

- (●) Actúan acumuladores y LPIS sin recirculación – 3 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más el posterior fallo del LPIS en la recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La Figura 57 muestra la evolución de la temperatura media de vaina. Tras la descarga de los acumuladores, la inyección del LPIS comienza a los 812 segundos (Figura 58), momento en el que el descenso de temperatura comenzado por la descarga de los acumuladores se detiene y se produce la estabilización del núcleo en 453 K. La inyección de LPIS no alcanza el caudal máximo de 88 kg/s de manera instantánea como en las roturas de doble guillotina. En esta secuencia, la disminución progresiva de la presión del circuito (Figura 59) ocasiona que el caudal del LPIS vaya aumentando de manera oscilatoria hasta el segundo 3733.

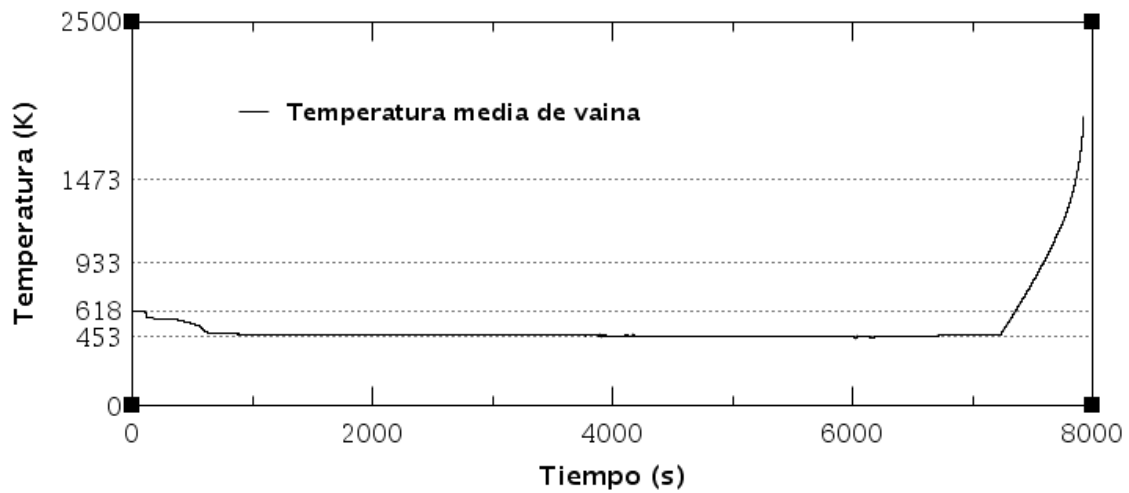


Figura 57. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 4 – 3

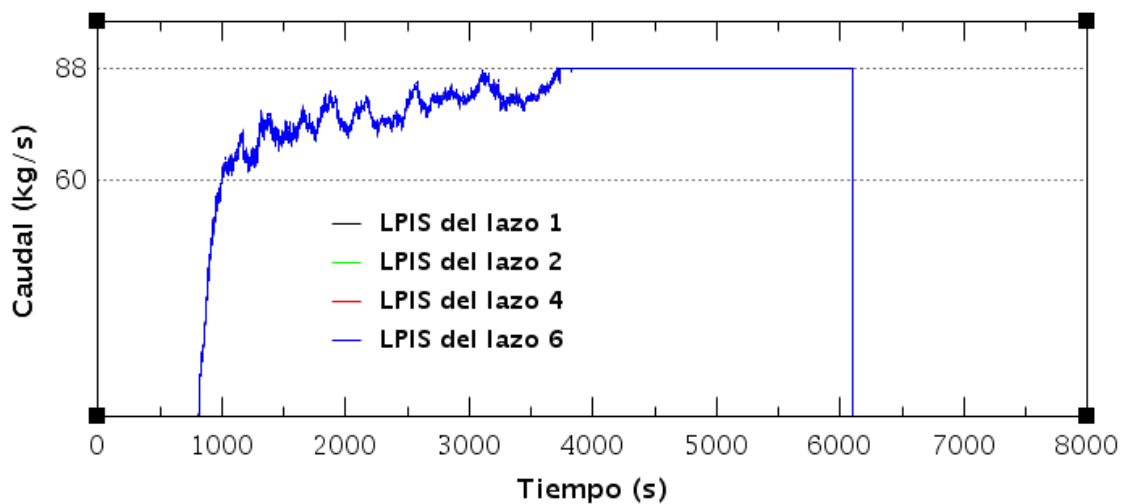


Figura 58. Caudal inyectado por el inyector del LPIS de cada lazo. Escenario 4 – 3

La inyección del LPIS finaliza en el segundo 6102 por señal de TAAR vacío. El núcleo mantiene su temperatura estable en 453 K hasta el segundo 7225, momento en el que la temperatura comienza a aumentar, alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina a los 7590 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 7865 segundos.

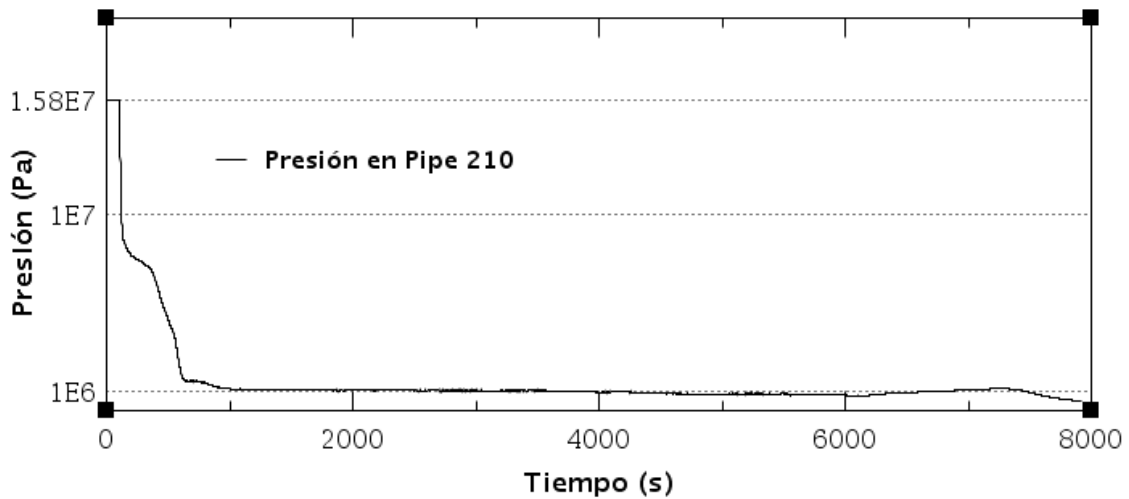


Figura 59. Presión en la rama de la rotura. Escenario 4 – 3

- (●) Actúan todos los sistemas de seguridad – 4 → Situación de parada

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más la posterior recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La Figura 60 muestra el éxito en la recirculación y por tanto la parada del reactor. En cuanto al óxido en vaina y al hidrógeno en contención, los resultados son nulos, pues no se supera en ningún momento la temperatura de operación del reactor a plena potencia y por lo tanto tampoco la temperatura de oxidación de las vainas.

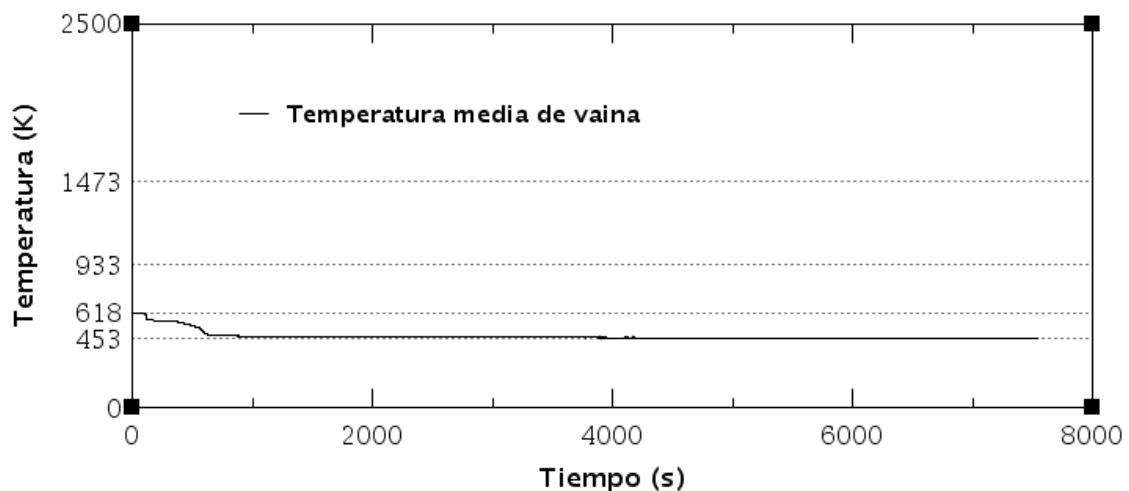


Figura 60. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 4 – 4

3.3.2 6" aguas arriba de inyecciones, aguas abajo de la bomba – Escenario 5

- (●) No actúa ningún sistema de seguridad – 1 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar el fallo de todos los sistemas de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La evolución de la temperatura en el núcleo se representa en la Figura 61. Tras el descenso de temperatura inicial provocado por la despresurización del circuito, la temperatura comienza a subir en el segundo 557, alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina a los 821 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 1019 segundos.

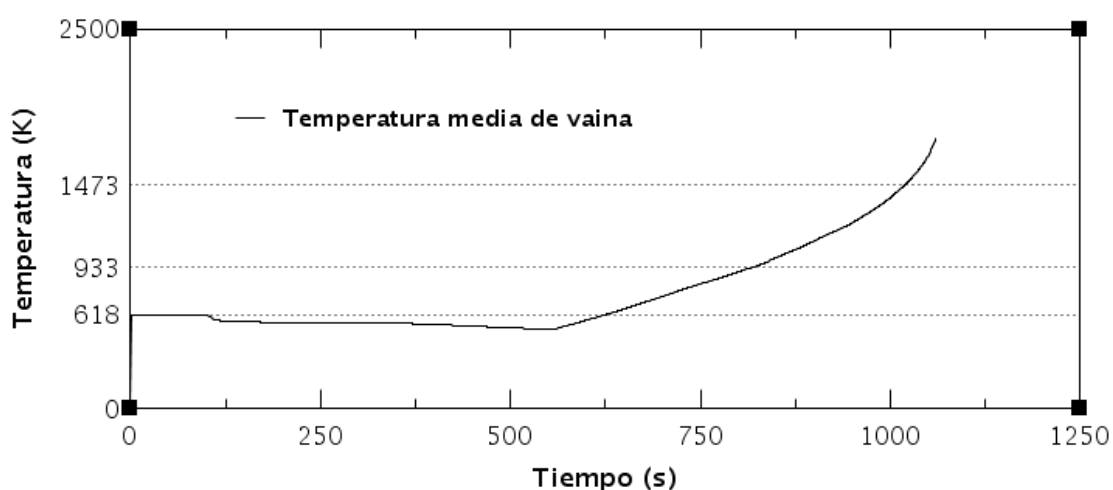


Figura 61. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 5 – 1

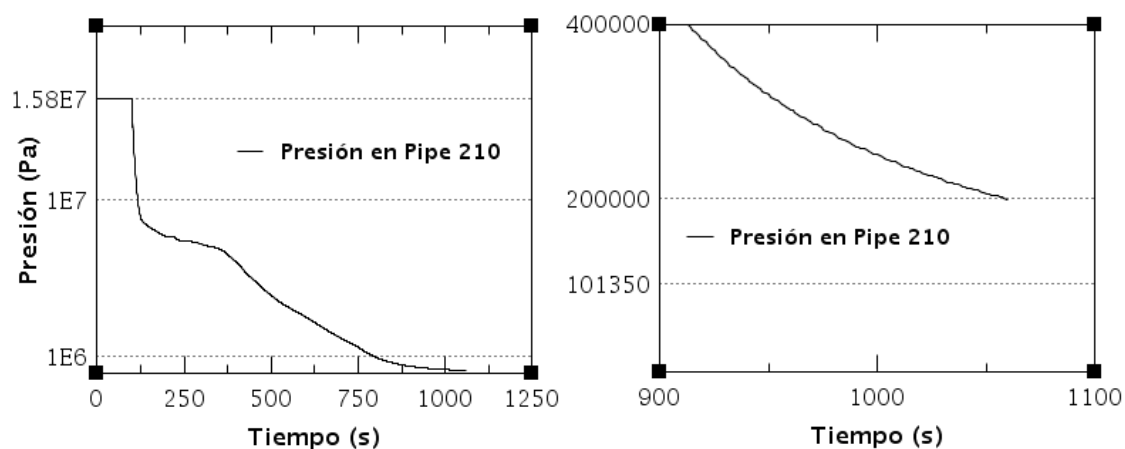


Figura 62. Presión en la rama de la rotura. Escenario 5 – 1

En la Figura 62 se muestra el descenso de la presión en el circuito provocado por el LOCA y se comprueba que el daño al núcleo se produce antes de que el circuito llegue a alcanzar la presión atmosférica. Al igual que en el caso de la temperatura en el núcleo y de la presión en la rama de la rotura, el caudal perdido a través de la rotura (Figura 63) presenta una evolución muy similar al Escenario 4 – 1 (apartado 3.3.1).

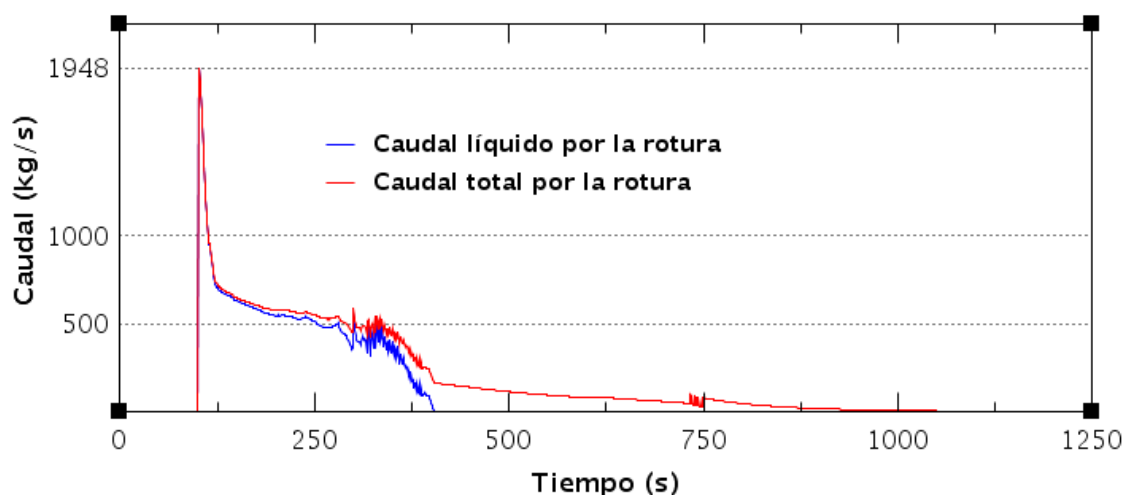


Figura 63. Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 5 – 1

- (●) Actúan acumuladores pero no el LPIS – 2 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores como único sistema de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La evolución de la temperatura en el núcleo se representa en la Figura 64. Tras el descenso de temperatura inicial provocado por la despresurización del circuito, la entrada de los acumuladores en el segundo 511 (Figura 66) consigue llevar la temperatura hasta los 456 K, en la cual se mantiene hasta el segundo 1719. A partir de este punto la temperatura comienza a subir, alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina a los 2024 segundos y la de daño al núcleo a los 2294 segundos.

La Figura 65 muestra la presión en la rama de la rotura. Se puede apreciar que no se alcanza la presión atmosférica con un margen notable, lo cual requiere de un estudio más conciso y detallado para obtener una causalidad explicativa. Por otra parte, en la Figura 66 se comprueba que tras la descarga de los acumuladores, con cierto retraso, el caudal líquido (y por ende el total) por la rotura aumenta notablemente. El caudal perdido por la rotura tras la descarga de los acumuladores es aproximadamente cuatro veces el inyectado por los acumuladores de cada lazo, por lo que se deduce que una gran parte del caudal inyectado se pierde por la rotura. Esta situación se produce en el Escenario 4 – 2 y el Escenario 5 – 2 debido a la similitud de las roturas de ambos.

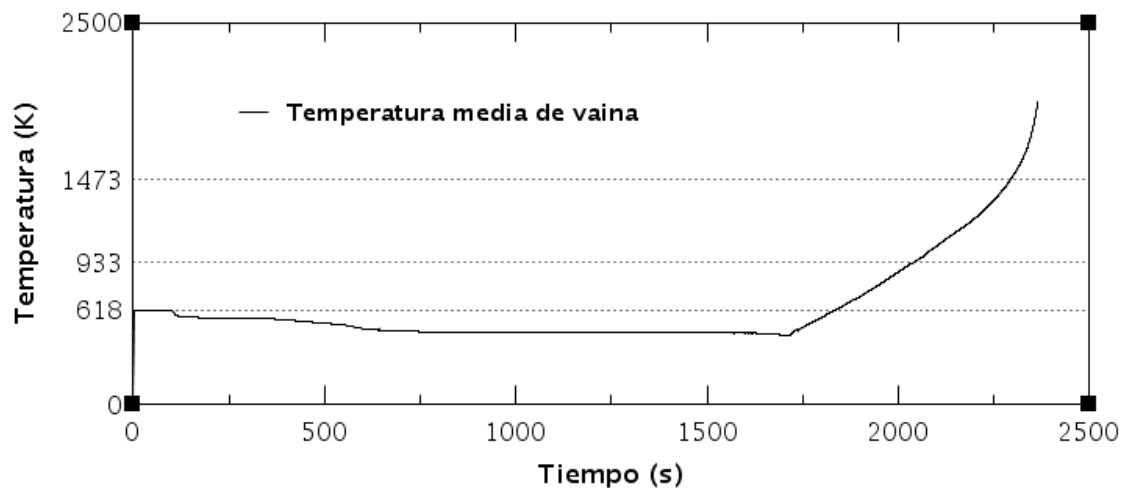


Figura 64. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 5 – 2

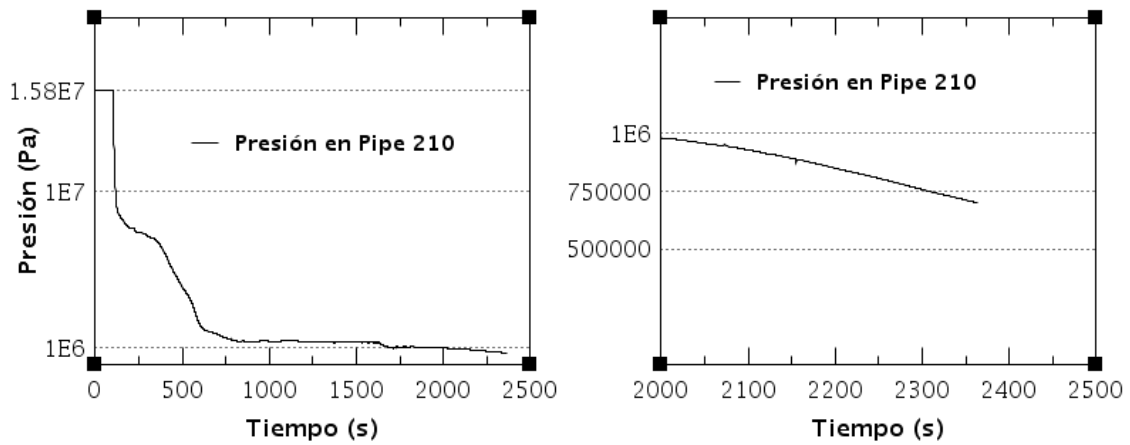


Figura 65. Presión en la rama de la rotura. Escenario 5 – 2

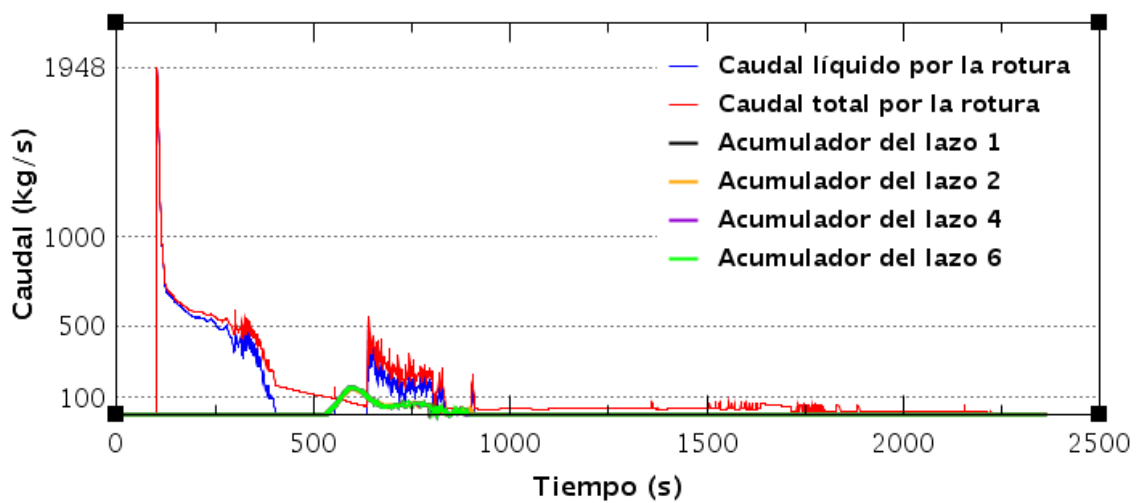


Figura 66. Caudal por la rotura e inyectado por acumuladores. Escenario 5 – 2

- (●) Actúan acumuladores y LPIS sin recirculación → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más el posterior fallo del LPIS en la recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

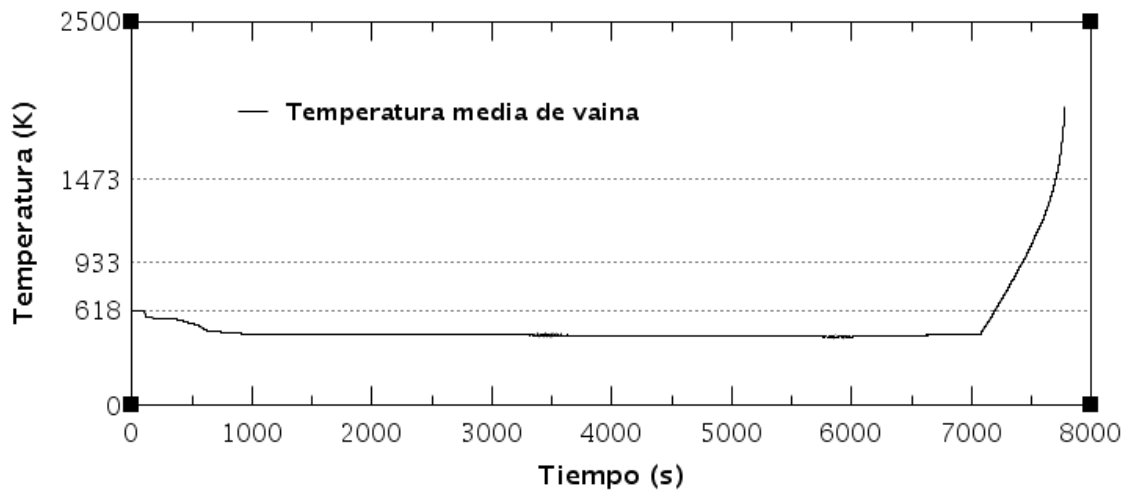


Figura 67. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 5 – 3

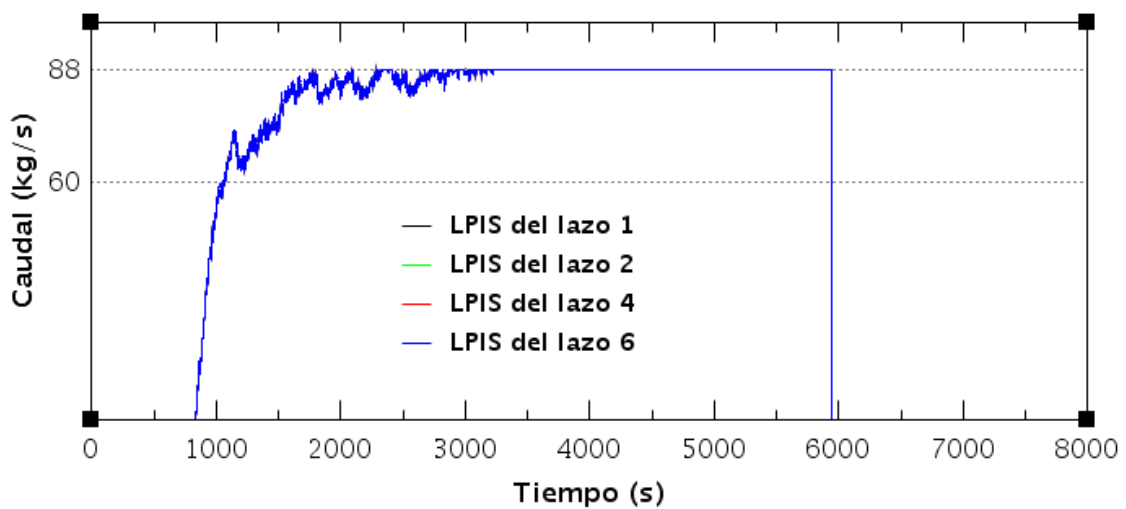


Figura 68. Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 5 – 3

La evolución de la temperatura en el núcleo se presenta en la Figura 67. Tras la actuación de los acumuladores y el LPIS, la temperatura queda estabilizada en 455K hasta el segundo 7070, momento en el que comienza a aumentar alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina a los 7427 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 7700 segundos.

Tanto la inyección del LPIS (Figura 68) como la presión en el circuito (Figura 69) tienen un comportamiento muy similar al Escenario 4 – 3.

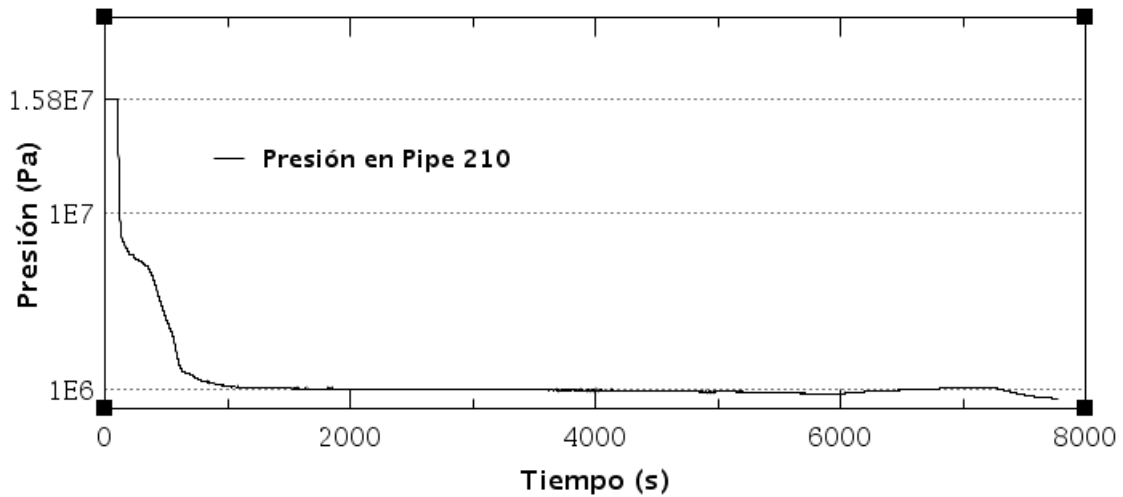


Figura 69. Presión en la rama de la rotura. Escenario 5 – 3

- (●) Actúan todos los sistemas de seguridad – 4 → Situación de parada

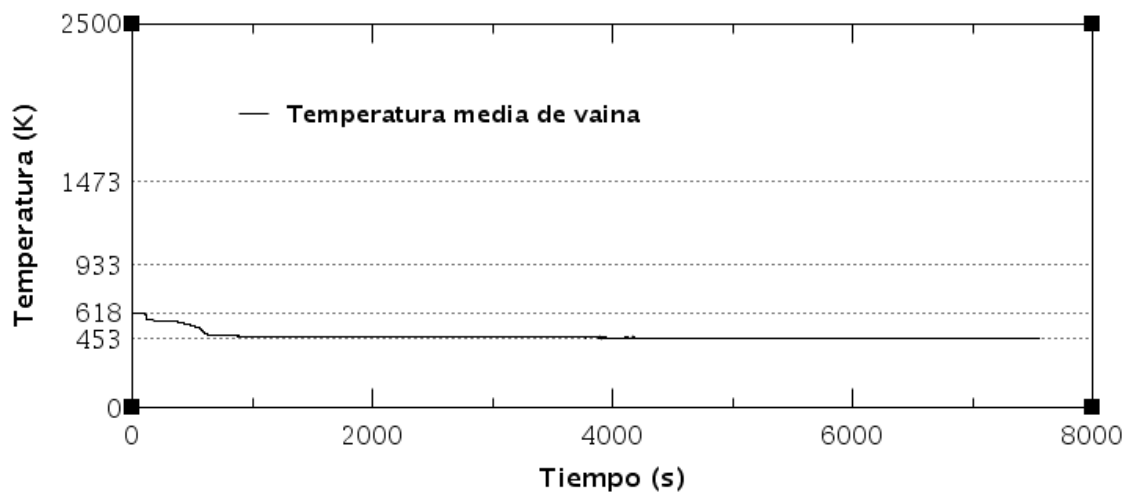


Figura 70. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 5 – 3

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más la posterior recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La Figura 70 muestra el éxito en la recirculación y por tanto la parada del reactor. En cuanto al óxido en vaina y al hidrógeno en contención, los resultados son nulos, pues no se supera en ningún momento la temperatura de operación del reactor a plena potencia y por lo tanto tampoco la temperatura de oxidación de las vainas.

3.3.3 6" aguas arriba de inyecciones, aguas arriba de la bomba – Escenario 6

- (●) No actúa ningún sistema de seguridad – 1 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar el fallo de todos los sistemas de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La Figura 71 muestra la evolución de la temperatura en el núcleo. Tras el descenso de temperatura ocasionado por la despresurización, el ascenso comienza en el segundo 525, alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina a los 759 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 948 segundos.

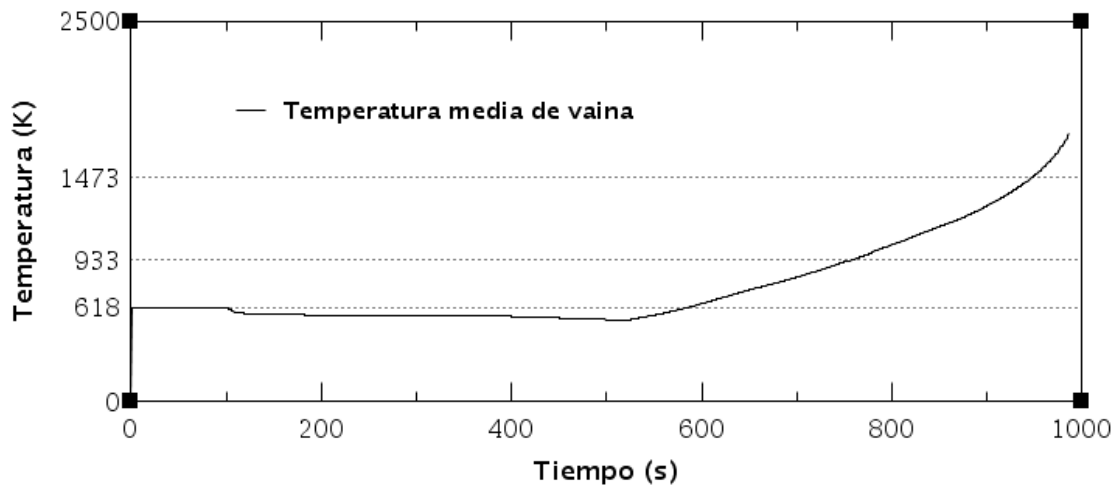


Figura 71. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 6 – 1

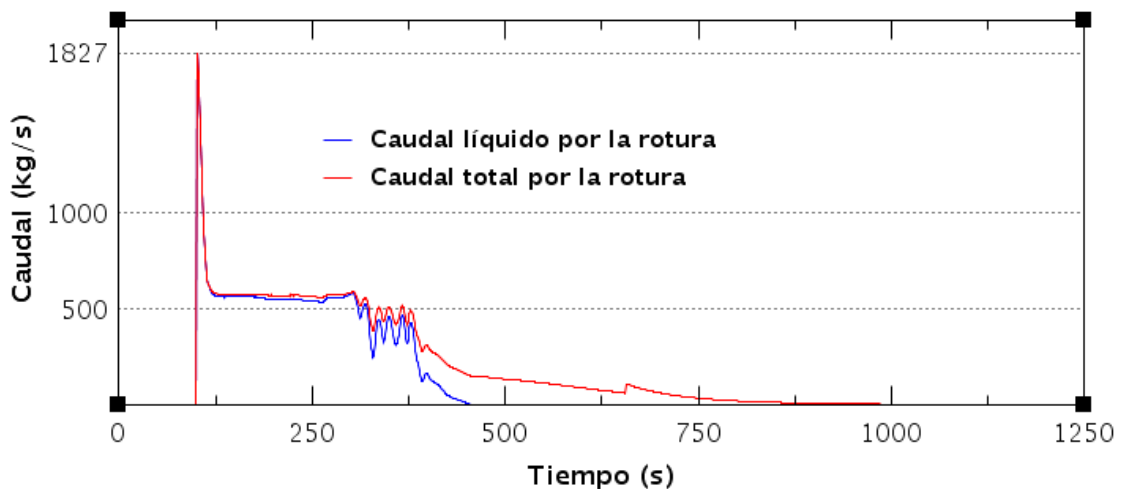


Figura 72. Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 6 – 1

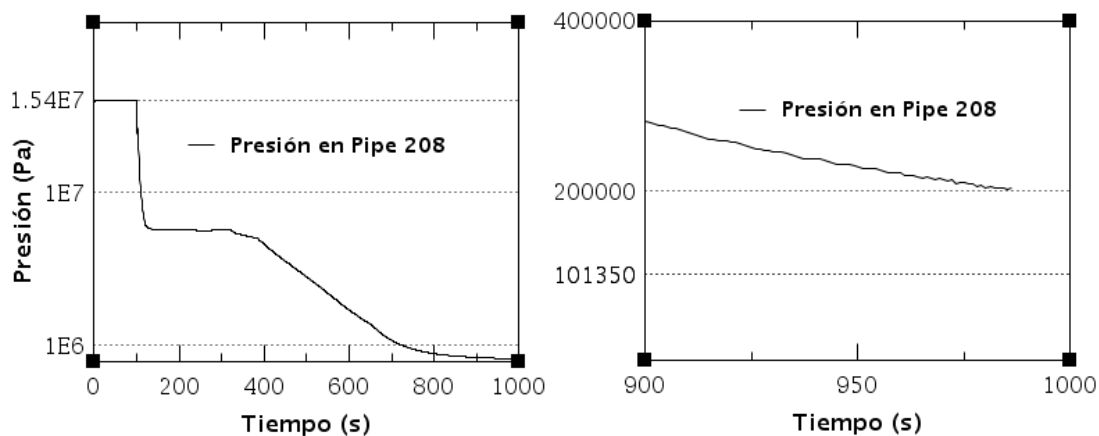


Figura 73. Presión en la rama de la rotura. Escenario 6 – 1

En la Figura 72 se aprecia cómo tras un máximo inicial de 1827 kg/s y un posterior periodo de caudal constante sobre 500 kg/s, el caudal por la rotura va disminuyendo progresivamente, siendo en su totalidad vapor a partir del segundo 480. En la Figura 73 se verifica que, al igual que en el Escenario 4 – 1 y el Escenario 5 – 1, no se alcanza la presión atmosférica en el circuito antes que el daño al núcleo.

- (●) Actúan acumuladores pero no el LPIS – 2 → Daño al núcleo

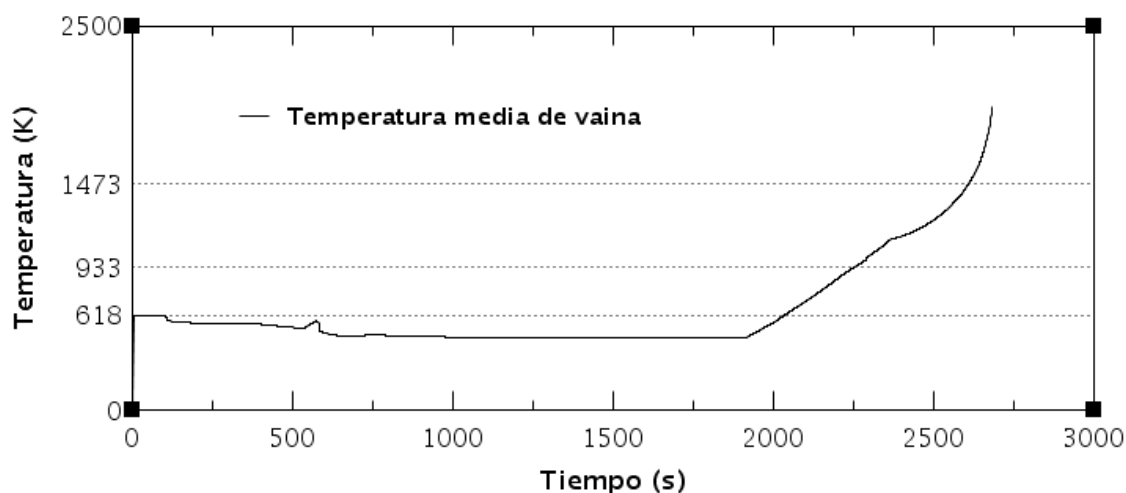


Figura 74. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 6 – 2

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores como único sistema de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

En comparación con los escenarios anteriores de seis pulgadas en rama fría con actuación de acumuladores, la Figura 74 muestra cómo la temperatura presenta un máximo local en torno a los 500 segundos, provocado por un aumento de la temperatura previo a la descarga de los acumuladores. Es lógica la aparición de dicho máximo pues en las secuencias sin refrigeración (●), es ésta rotura la primera en comenzar el aumento de temperatura.

Tras la estabilización de la temperatura en 470 K por inundación de la vasija, el ascenso comienza a los 1911 segundos, alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina a los 2252 y la temperatura de daño el al núcleo a los 2604. En esta simulación se aprecia claramente cómo el aumento de temperatura comienza una distribución exponencial a partir de los 1000 K, punto en el cual la reacción exotérmica de oxidación del zircaloy pasa a tener relevancia.

En la Figura 75 y la Figura 76 se presenta la evolución del caudal de refrigerante perdido por la rotura y la presión en la rama de la rotura respectivamente

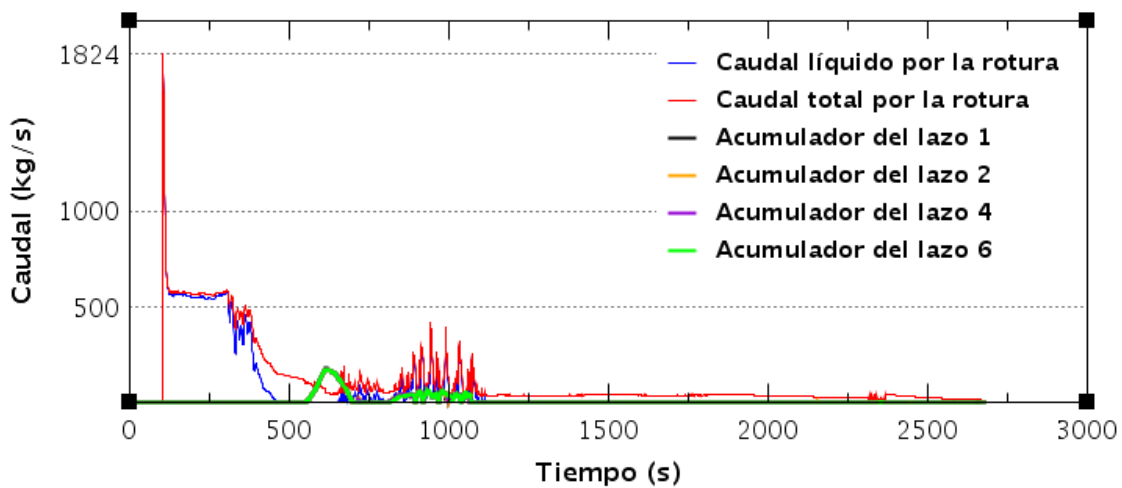


Figura 75. Caudal por la rotura e inyectado por acumuladores. Escenario 6 – 2

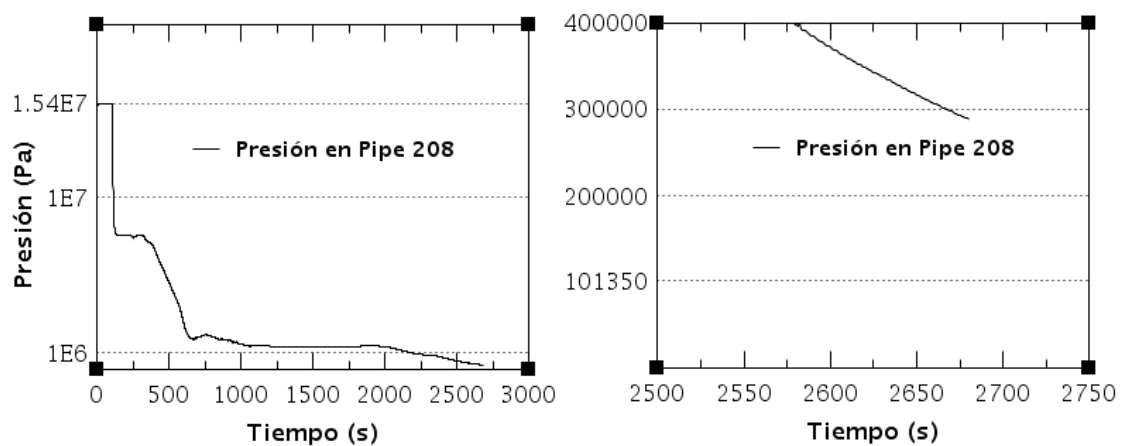


Figura 76. Presión en la rama de la rotura. Escenario 6 – 2

- (●) Actúan acumuladores y LPIS sin recirculación → Daño al núcleo

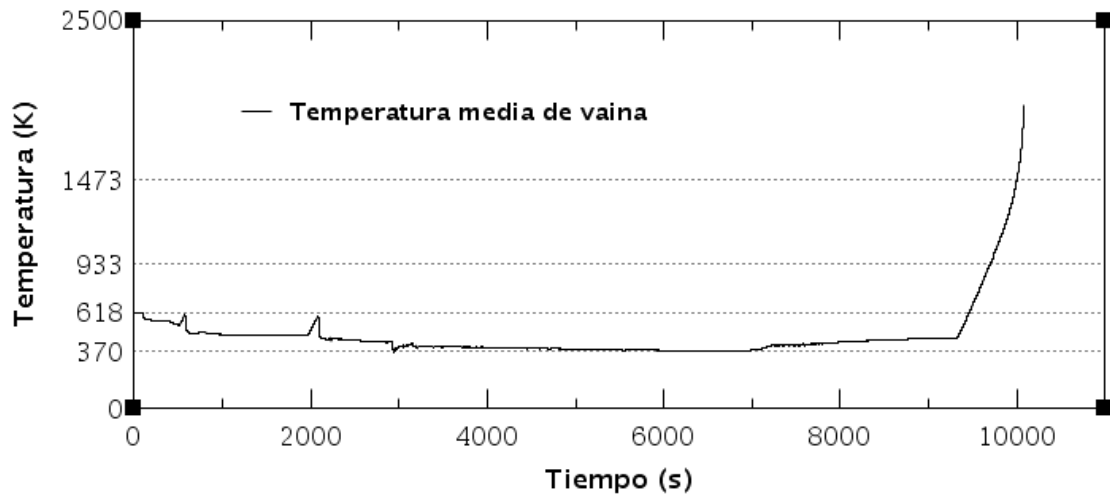


Figura 77. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 6 – 3

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más el posterior fallo del LPIS en la recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

En la Figura 77 se comprueba que en esta secuencia el núcleo se estabiliza a una temperatura ligeramente inferior a la alcanzada en las roturas de seis pulgadas anteriores. Se alcanza la temperatura de oxidación de vaina a los 9698 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 9999 segundos.

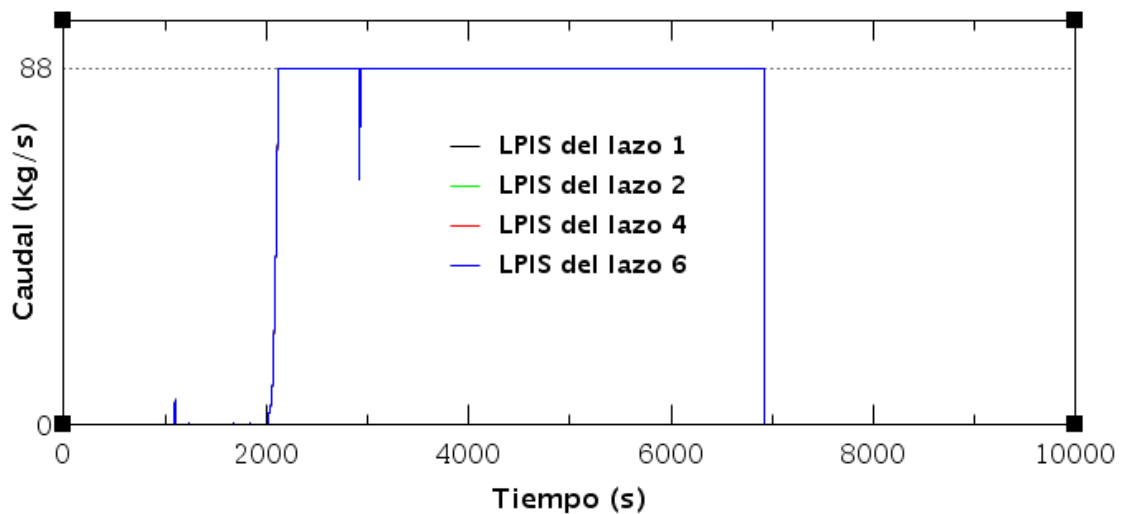


Figura 78. Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 6 – 3

En la Figura 78 aparece representada la actuación del LPIS, el cual no presenta, a diferencia de las otras dos roturas de seis pulgadas en rama fría, oscilaciones en el arranque previas a alcanzar el caudal máximo. La inyección del LPIS termina en el segundo 6918. En cuanto a la presión en el circuito, se muestra en la Figura 79 y presenta un ascenso durante los últimos 2000 segundos de simulación, en los que abandona la presión atmosférica.

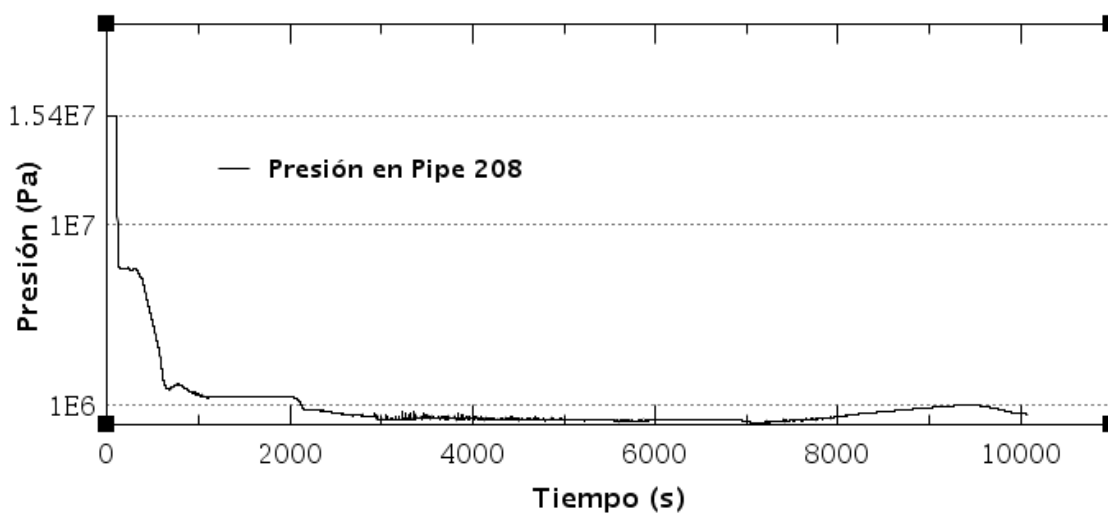


Figura 79. Presión en la rama de la rotura. Escenario 6 – 3

- (●) Actúan todos los sistemas de seguridad → Situación de parada

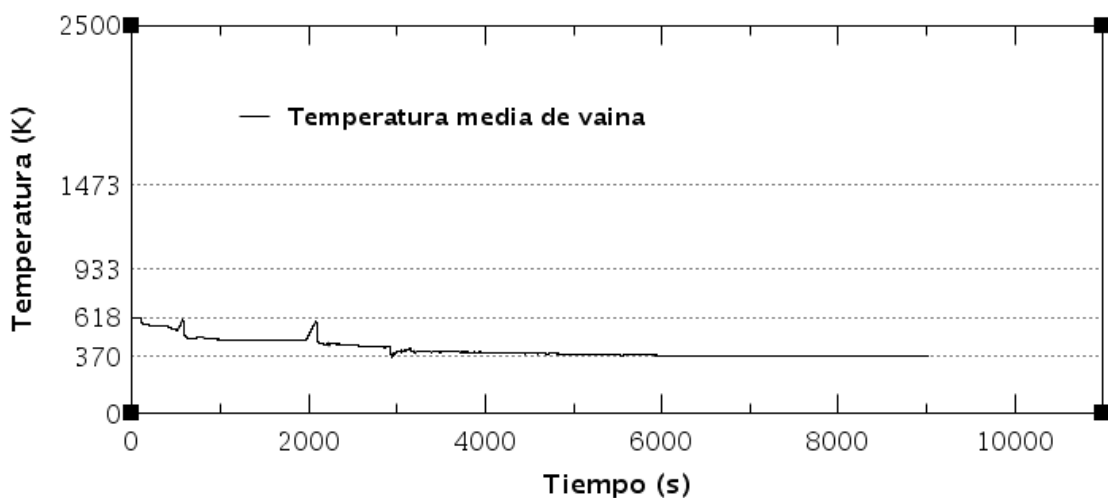


Figura 80. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 6 – 4

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más la posterior recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La Figura 80 muestra el éxito en la recirculación y por tanto la parada del reactor. En cuanto al óxido en vaina y al hidrógeno en contención, los resultados son nulos, pues no se supera en ningún momento la temperatura de operación del reactor a plena potencia y por lo tanto tampoco la temperatura de oxidación de las vainas.

3.4 Rotura de doble guillotina en rama caliente – Escenario 7

En este apartado se exponen los resultados de las secuencias de doble guillotina en rama caliente que se muestran en la Figura 81.

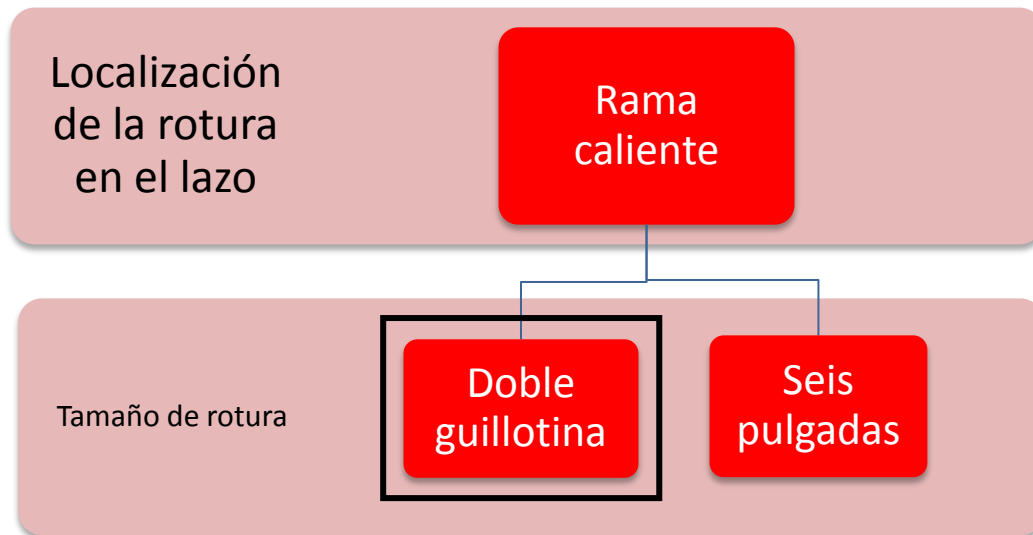


Figura 81. Rotura de doble guillotina estudiada en rama caliente

- (●) No actúa ningún sistema de seguridad – 1 → Daño al núcleo

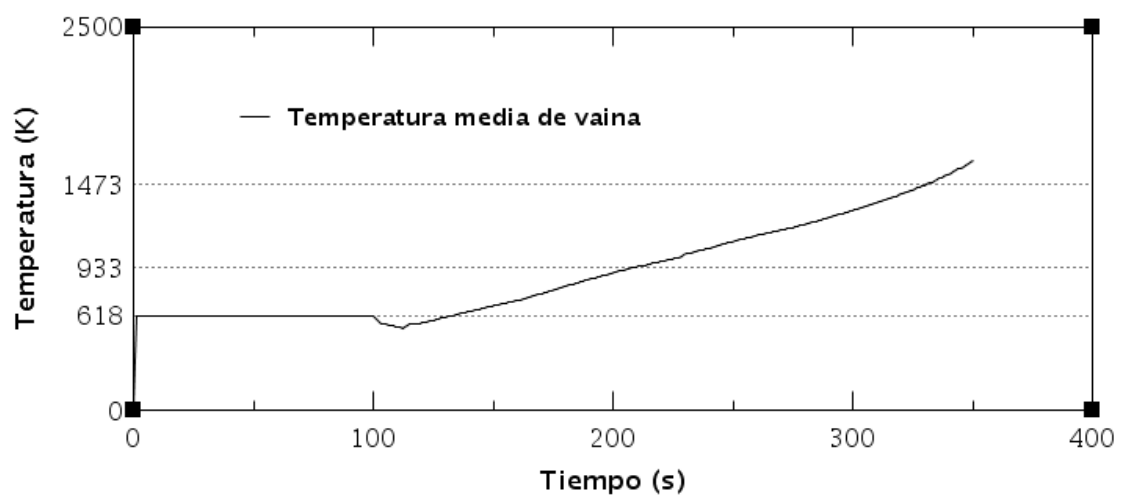


Figura 82. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 7 – 1

Para esta simulación se debe presentar el fallo de todos los sistemas de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

Cuando la doble guillotina se produce en rama caliente, el efecto de la rotura como sumidero de calor es más prolongado que en el caso de rama fría, pues el agua que se expande es la que se encuentra a mayor temperatura en el circuito. La Figura 82 muestra un mínimo de temperatura de 534 K a los 110 segundos, punto a partir del cual la temperatura asciende, alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina a los 194 segundos y el daño al núcleo a los 328 segundos.

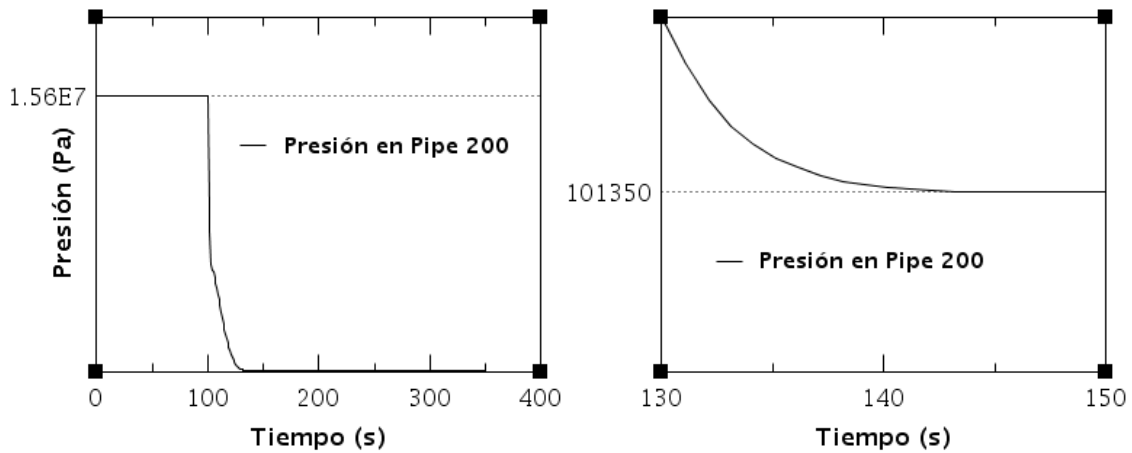


Figura 83. Presión en la rama de la rotura. Escenario 7 – 1

En la Figura 83 se aprecia la rápida despresurización circuito hasta alcanzar la presión atmosférica en el segundo 143. En la Figura 84 se comprueba el máximo caudal tras la rotura de 16,784 kg/s, el flashing del refrigerante y el mayor caudal obtenido en este escenario en la Valve 505 por ser la que conecta con la vasija. En el segundo 142 la vasija queda vacía y cesa la pérdida de refrigerante.

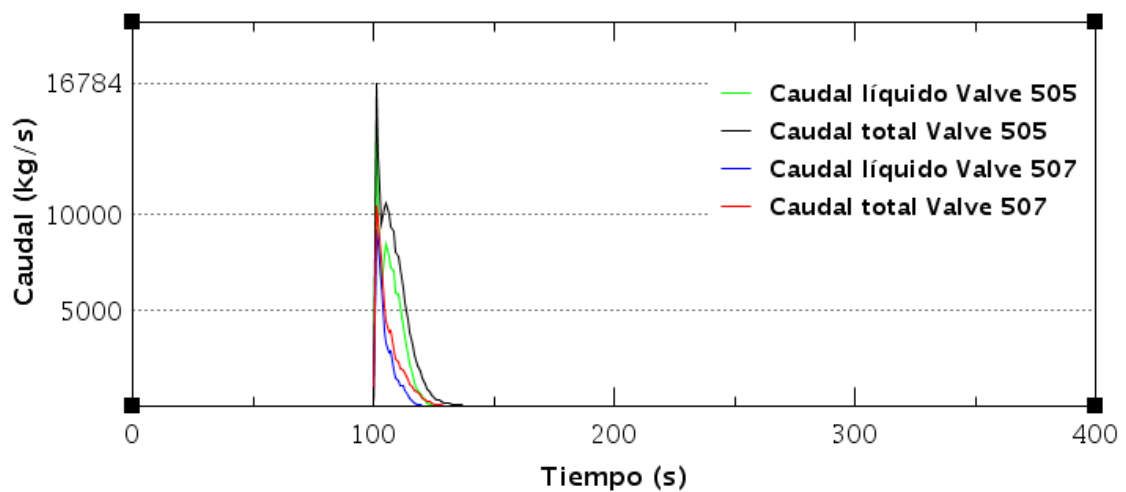


Figura 84. Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 7 – 1

- (●) Actúan acumuladores pero no el LPIS – 2 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores como único sistema de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La Figura 85 muestra que la temperatura en el núcleo tiene la misma evolución que en la secuencia sin refrigeración (Escenario 7 – 1) hasta el segundo 148, en el cual se produce la entrada de los acumuladores y la temperatura se mantiene en torno a los 700 K durante 50 segundos. En el segundo 200 se produce la reinundación del núcleo y la temperatura cae en escalón hasta los 385 K. A partir del segundo 352 la temperatura comienza a subir, alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina en el segundo 561 y la temperatura de daño al núcleo en el segundo 809.

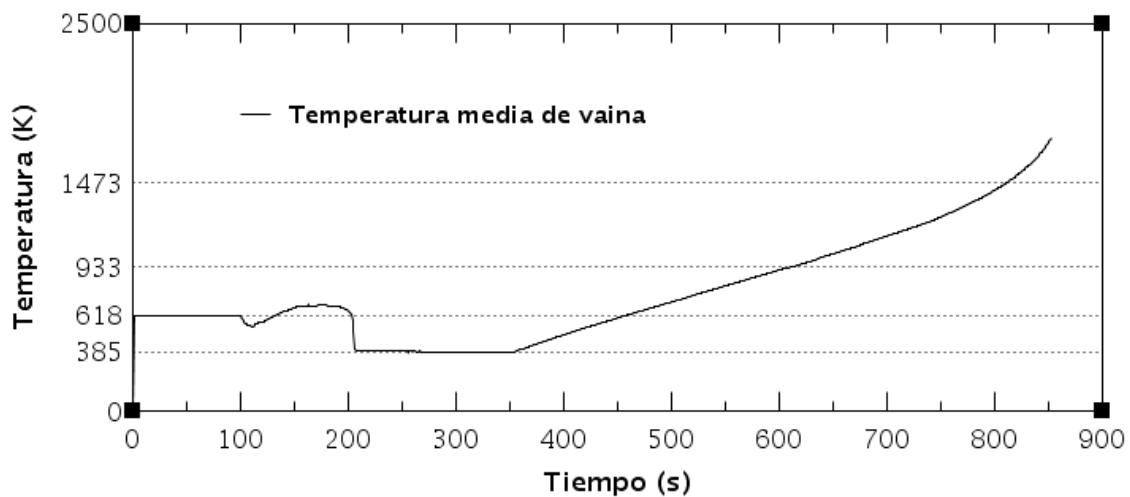


Figura 85. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 7 – 2

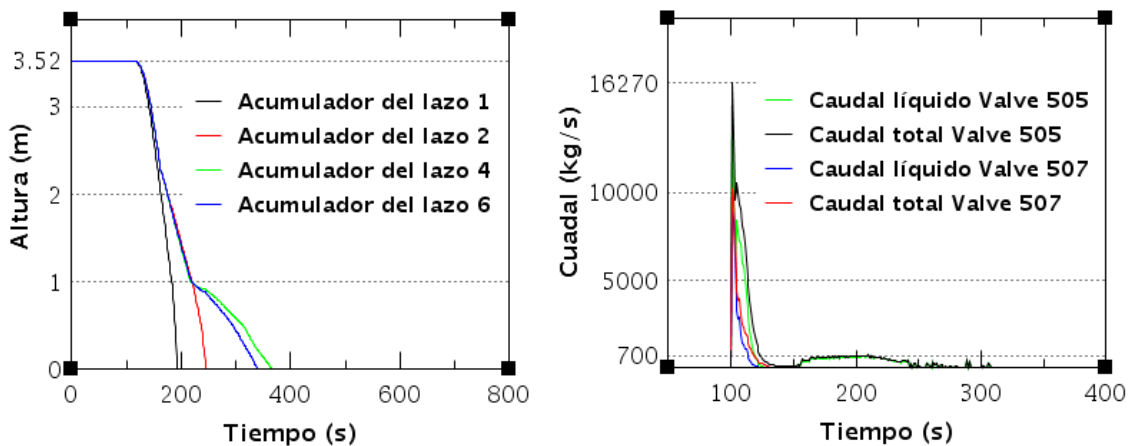


Figura 86. a) Descarga de acumuladores b) Caudal por la rotura. Escenario 7 – 2

En la Figura 86 a) se comprueba que en una rotura de doble guillotina en rama fría, no es el acumulador de la rotura sino el de la el lazo más cercano el que termina en primer lugar la descarga. También se muestra, en la Figura 86 b) la fuga de refrigerante por la rotura.

- (●) **Actúan acumuladores y LPIS sin recirculación – 3 → Daño al núcleo**

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más el posterior fallo del LPIS en la recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

Como se muestra en la Figura 87, la inyección del LPIS mantiene la temperatura del reactor en 390 K hasta el segundo 5780, en el cual la temperatura comienza a aumentar, alcanzándose la temperatura de oxidación de vaina a los 5975 segundos y finalmente a temperatura de daño al núcleo a los 6106 segundos.

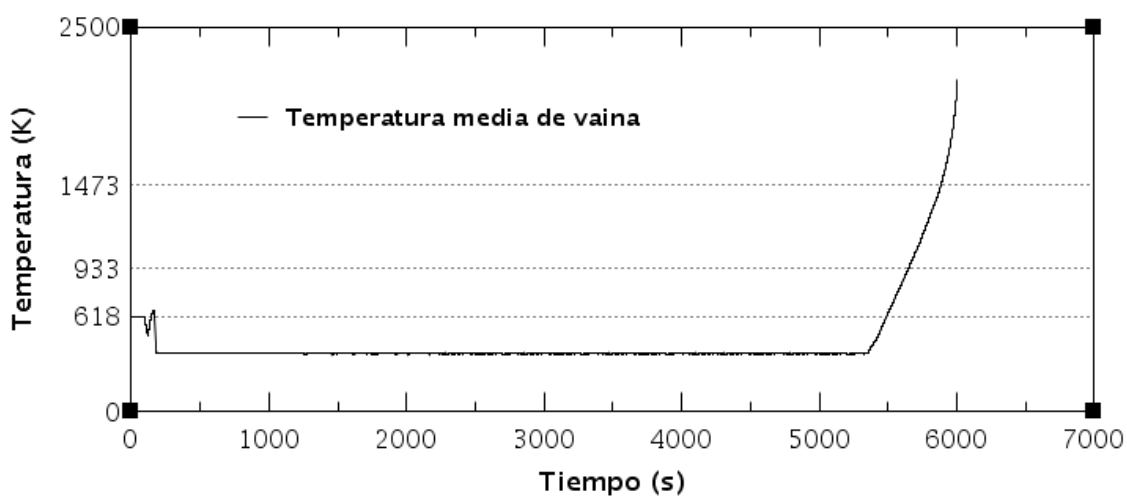


Figura 87. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 7 – 3

En la Figura 88 se muestra que la inyección del LPIS se produce de manera súbita y a los pocos segundos tras el LOCA, al igual que en el resto de escenarios con roturas de doble guillotina.

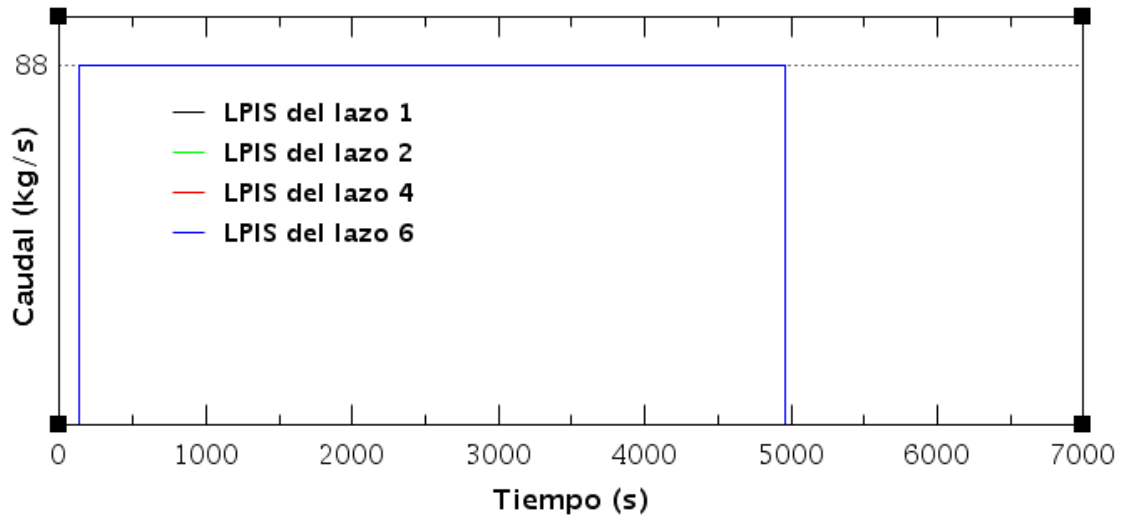


Figura 88. Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 7 – 3

- (●) Actúan todos los sistemas de seguridad – 4 → Situación de parada

La Figura 89 muestra el éxito en la recirculación y por tanto la parada del reactor. En cuanto al óxido en vaina y al hidrógeno en contención, los resultados son nulos, pues no se supera en ningún momento la temperatura de operación del reactor a plena potencia y por lo tanto tampoco la temperatura de oxidación de las vainas.

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más la posterior recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

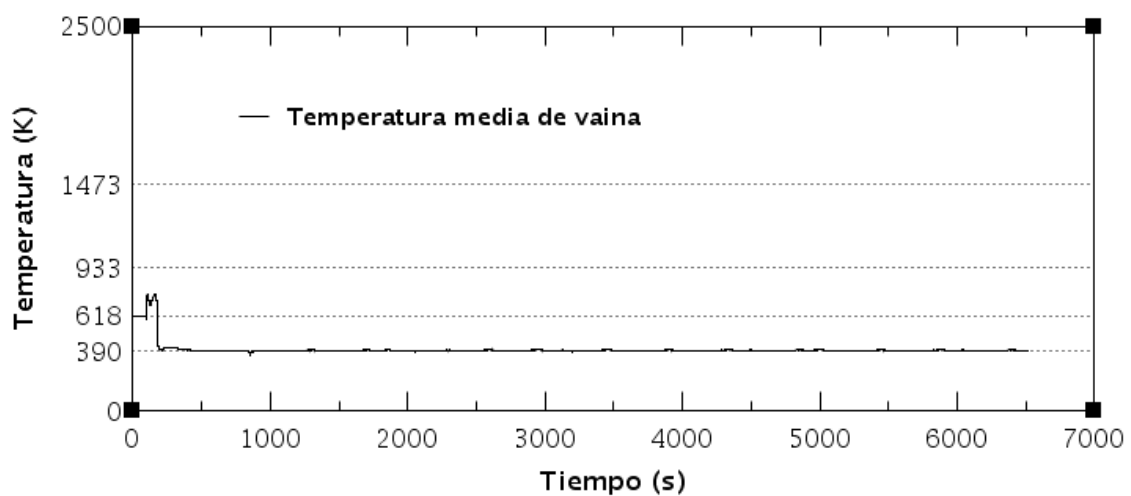


Figura 89. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 7 – 4.

3.5 Rotura de 6" en rama caliente - Escenario 8

En este apartado se exponen los resultados de las secuencias de seis pulgadas en rama caliente que se muestran en la Figura 90.

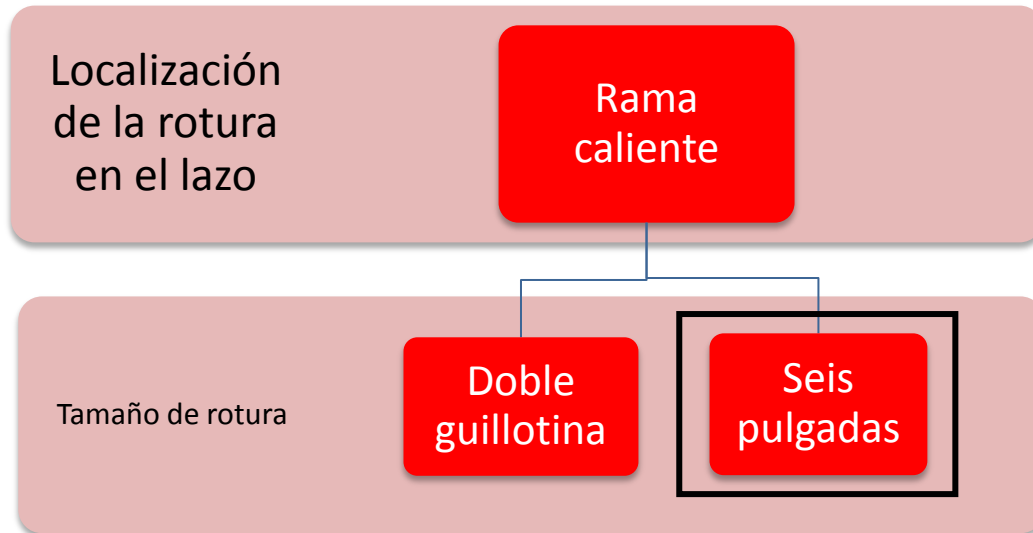


Figura 90. Rotura de seis pulgadas estudiada en rama caliente

- (●) No actúa ningún sistema de seguridad – 1 → Daño al núcleo

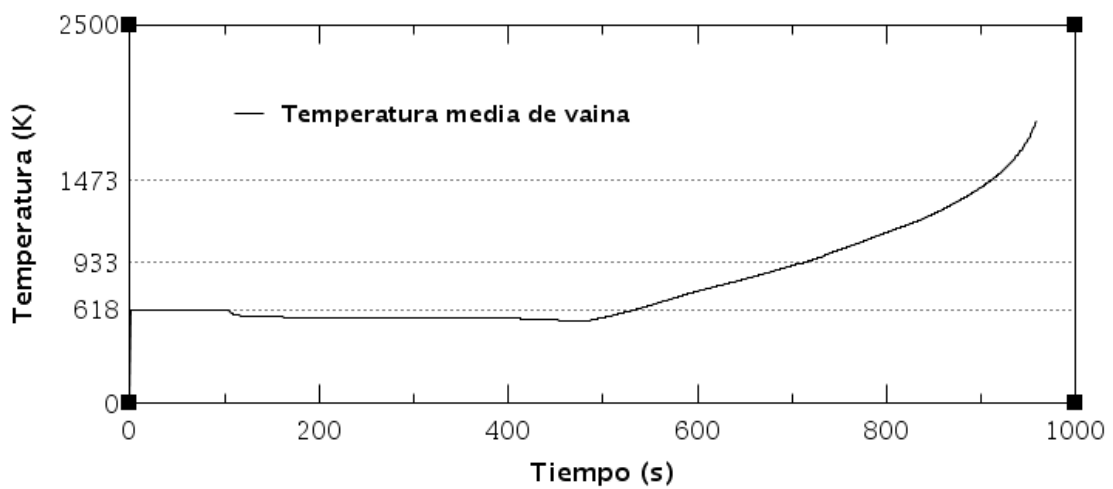


Figura 91. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 8 – 1

Para esta simulación se debe presentar el fallo de todos los sistemas de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La Figura 91 muestra la evolución con el tiempo de la temperatura. Al igual que en los casos de roturas de seis pulgadas en rama fría, la temperatura desciende tras la rotura. En esta secuencia, el punto de inflexión en el que la temperatura comienza a ascender se sitúa a 480 segundos, la oxidación del zircaloy comienza a los 714 segundos y finalmente se alcanza el daño al núcleo a los 908 segundos.

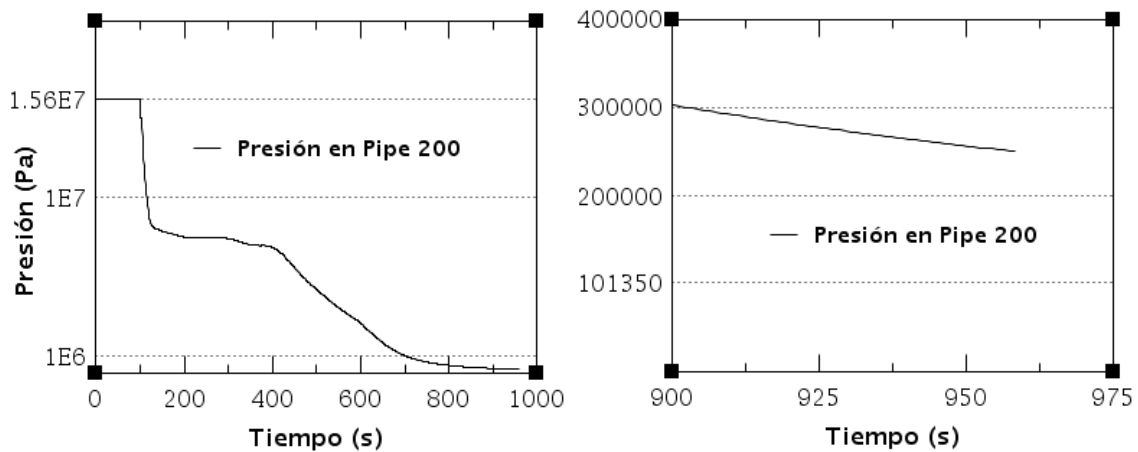


Figura 92. Presión en la rama de la rotura. Escenario 8 – 1

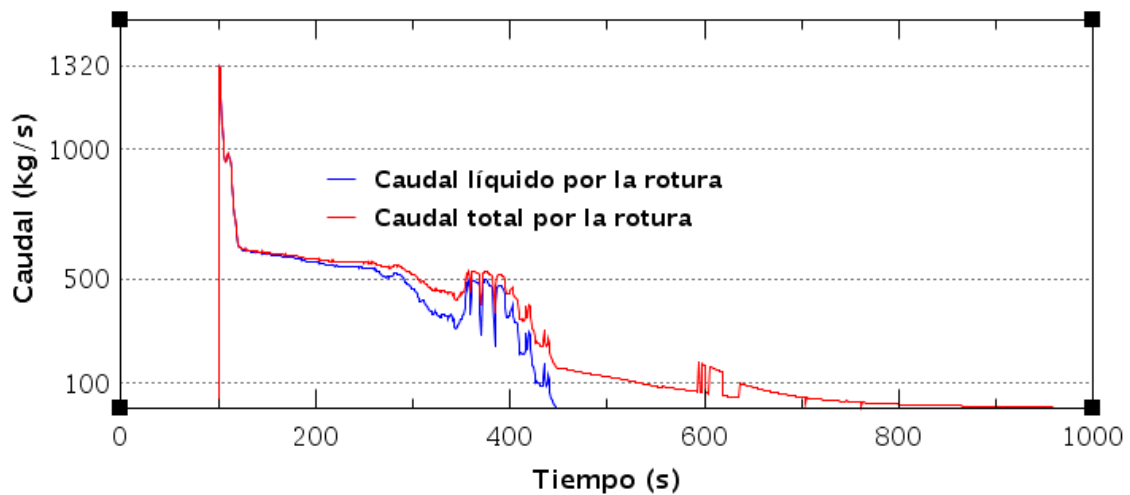


Figura 93. Caudal de refrigerante perdido por la rotura. Escenario 8 – 1

En la Figura 92 y la Figura 93 se muestran la presión en la conducción de la rotura y el caudal perdido por la rotura respectivamente. Se observan unas diferencias pequeñas con respecto a las secuencias sin refrigeración de las roturas de seis pulgadas en rama fría.

- (●) Actúan acumuladores pero no el LPIS – 2 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores como único sistema de refrigeración. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

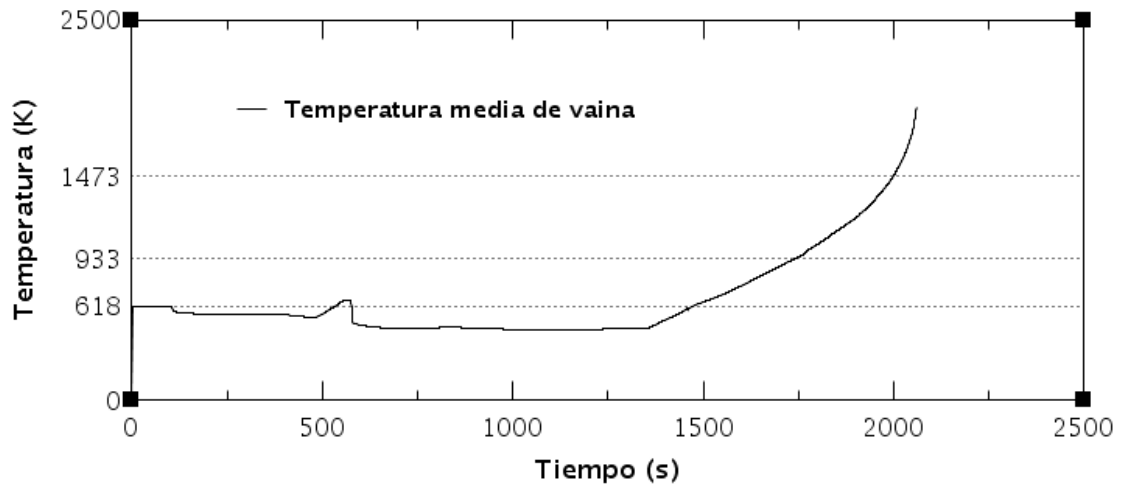


Figura 94. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 8 – 2

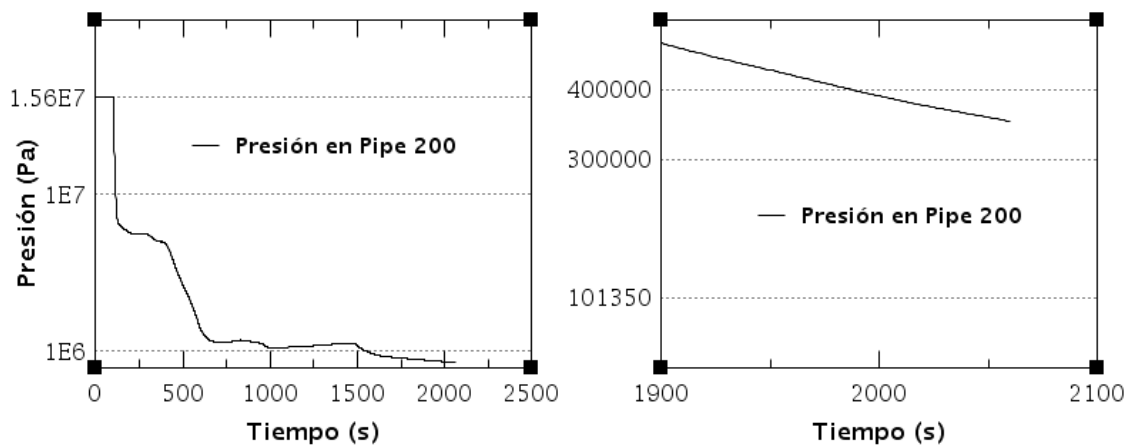


Figura 95. Presión en la rama de la rotura. Escenario 8 – 2

La Figura 94 muestra la evolución de la temperatura en el núcleo. Tras la despresurización inicial, la descarga de acumuladores mantiene el núcleo alrededor de los 470 K hasta el segundo 1353, momento en que la temperatura comienza a aumentar, alcanzándose la temperatura de oxidación del zircaloy a los 1743 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 1999 segundos.

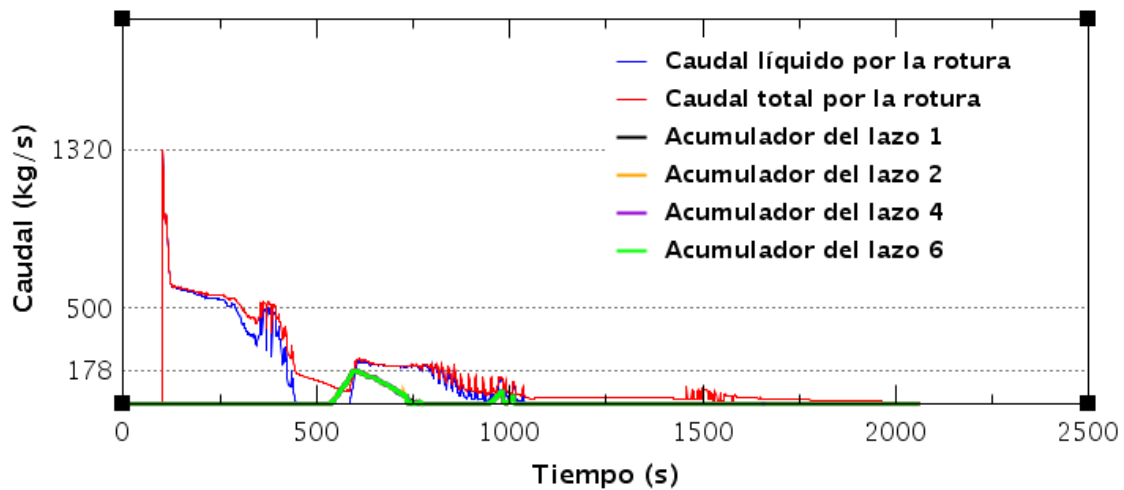


Figura 96. Caudal por la rotura e inyectado por acumuladores. Escenario 8 – 2

En la Figura 95 se muestra la despresurización del circuito y la presión a la que se encuentra en el momento del daño al núcleo. Mientras que en la Figura 96 se muestra el caudal de fuga de refrigerante y el efecto de la descarga de los acumuladores sobre el mismo.

- (●) Actúan acumuladores y LPIS sin recirculación – 3 → Daño al núcleo

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más el posterior fallo del LPIS en la recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

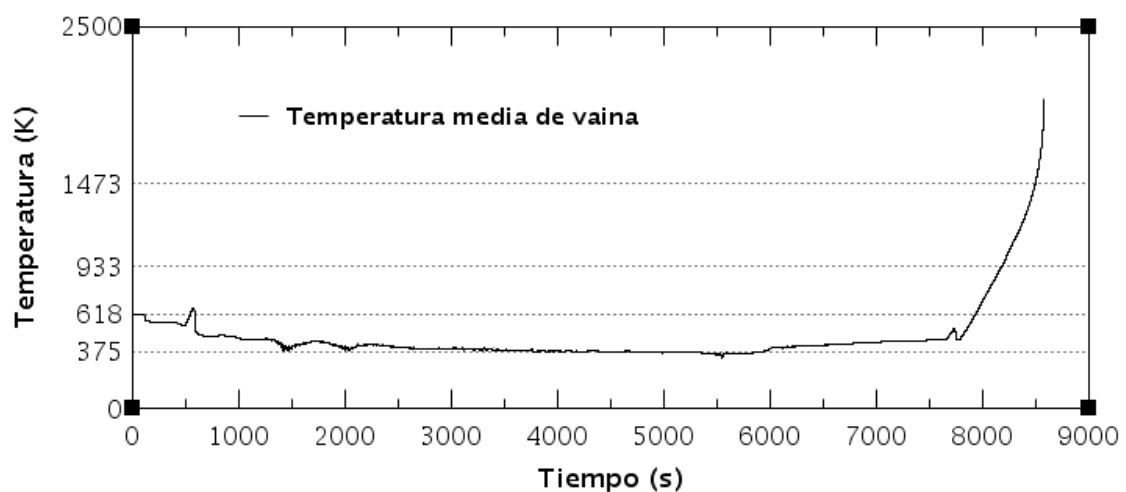


Figura 97. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 8 – 3

La Figura 97 muestra cómo esta secuencia presenta una evolución de temperaturas similar a las roturas de seis pulgadas en rama fría. Se alcanza la temperatura de oxidación de vaina a los 8169 segundos y la temperatura de daño al núcleo a los 8488 segundos.

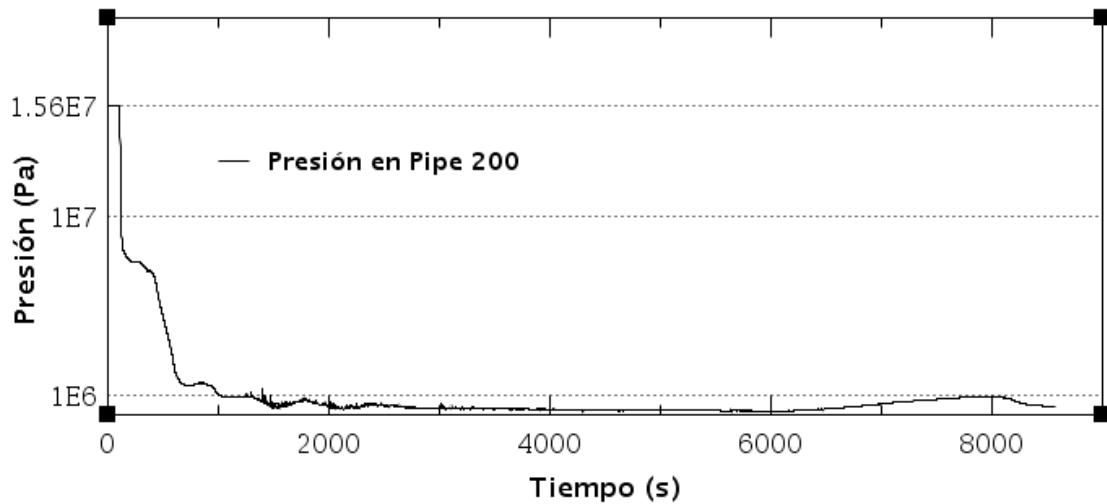


Figura 98. Presión en la rama de la rotura. Escenario 8 – 3

La Figura 98 muestra la presión en la rama de la rotura y en ella se destacan las oscilaciones creadas por la entrada de los sistemas de refrigeración de emergencia entre los segundos 1500 y 3000 y posteriormente la subida de presión cuando cesa la inyección del LPIS. En la Figura 99 se observa que a diferencia de los casos de roturas de seis pulgadas en rama fría, el LPIS se estabiliza rápidamente en su caudal máximo, entrando en funcionamiento en el segundo 950 y cesando su actividad en el segundo 5806.

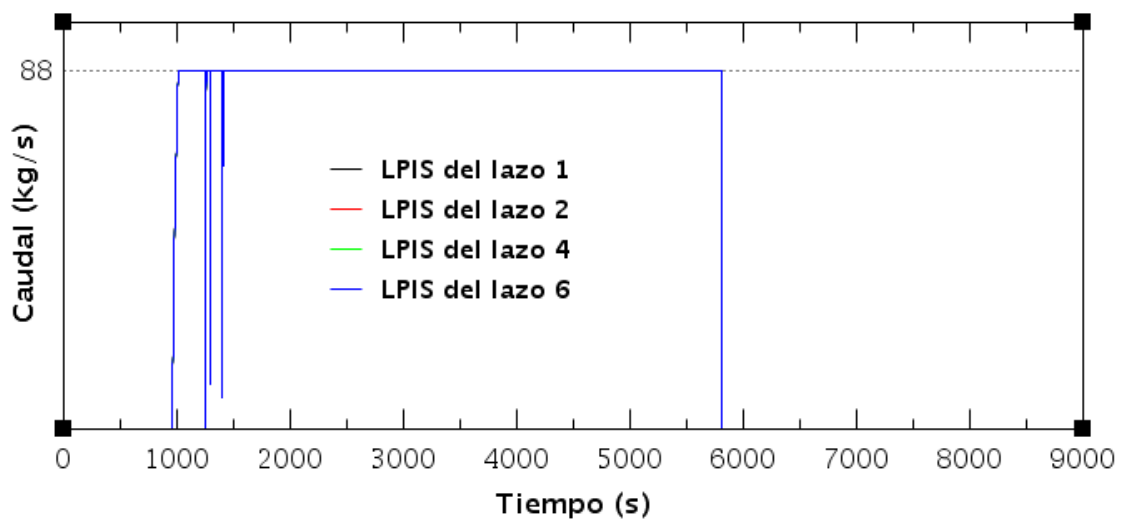


Figura 99. Caudal inyectado por los LPIS de cada lazo. Escenario 8 – 3

- (●) Actúan todos los sistemas de seguridad – 4 → Situación de parada

Para esta simulación se debe presentar la actuación de los acumuladores y del LPIS, más la posterior recirculación de refrigerante desde el sumidero de la contención una vez que no es posible suministrar desde el TAAR. Con tal fin se aplican al modelo original las variaciones expuestas en el apartado 2.7.4.

La Figura 100 muestra el éxito en la recirculación y por tanto la parada del reactor. En cuanto al óxido en vaina y al hidrógeno en contención, los resultados son nulos, pues no se supera en ningún momento la temperatura de operación del reactor a plena potencia y por lo tanto tampoco la temperatura de oxidación de las vainas.

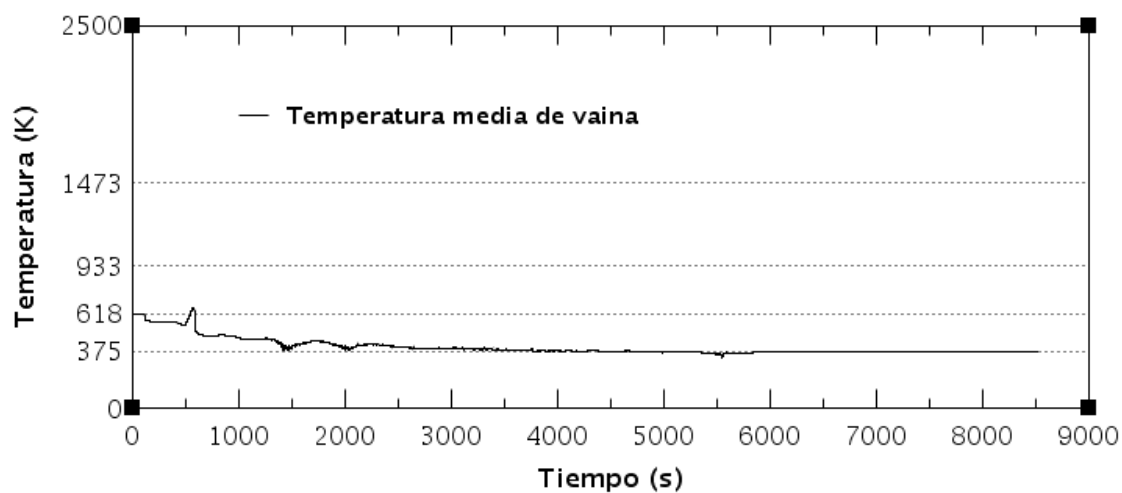


Figura 100. Evolución de la temperatura media de vaina. Escenario 8 – 4

3.6 Resumen de los tiempos disponibles

3.6.1 Tiempos disponibles hasta el daño al núcleo

En la **Tabla 2** se muestran los tiempos disponibles para evitar daño al núcleo en cada uno de los veinticuatro casos de estudio en los que se produce daño al núcleo (los ocho restantes alcanzan una situación estable de planta).

La presencia de la bomba en la rama fría entre la rotura y la vasija, en los casos de **rotura en rama fría aguas arriba de la bomba (Escenario 3 y Escenario 6)**, produce unas pérdidas de carga tales que el comportamiento del reactor se asemeja más al mostrado en una rotura en rama caliente. Los escenarios con roturas en rama fría, aguas abajo de la bomba, presentan unos tiempos muy parecidos entre sí debido a que las inyecciones de emergencia se pierden por la rotura aunque se sitúen aguas debajo de esta. La **localización de la rotura respecto a la bomba** es por tanto el factor más determinante en la diferenciación de los escenarios.

Las roturas de seis pulgadas presentan unos tiempos aproximadamente diez veces mayores que las roturas de doble guillotina a excepción de las secuencias en las que actúa el **LPIS**. En caso de intervenir el LPIS, los tiempos disponibles se uniformizan para las distintas localizaciones y se reduce la diferencia de tiempos entre roturas de seis pulgadas y de doble guillotina. Por ejemplo, en las secuencias sin refrigeración, la diferencia de tiempo entre el Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones) y el Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba) es del 100% (111 segundos y 233 segundos), mientras que en las secuencias con actuación del LPIS es del 5% (6214 segundos y 5889 segundos).

En los casos de **doble guillotina**, el fallo de todos los sistemas nos proporciona un tiempo de respuesta de entre 100 y 200 segundos, la actuación de los acumuladores de entre 300 y 700 segundos, y finalmente la actuación del LPIS sin recirculación de entre 5800 y 6200 segundos.

En los casos de **seis pulgadas**, el fallo de todos los sistemas nos proporciona un tiempo de respuesta de entre 800 y 900 segundos, la actuación de los acumuladores de entre 1900 y 2200 segundos, y finalmente la actuación del LPIS sin recirculación de entre 7500 y 10000 segundos.

Por lo tanto, el menor tamaño de la rotura de seis pulgadas nos proporciona 700 segundos extra en el peor de los casos (no actúa ningún sistema) y 3800 en el mejor de los casos (actúa el LPIS sin recirculación).

Se puede comprobar también cómo la entrada de los sistemas de refrigeración provoca no solo un aumento del tiempo disponible para cada rotura, sino **una inversión de la tendencia en cuanto a las roturas más desfavorables**. Por ejemplo, en los casos de doble guillotina sin refrigeración, los peores resultados se presentan para los escenarios con roturas situadas aguas abajo de la bomba, mientras que en los casos con actuación del LPIS, se presentan para los escenarios con roturas situadas aguas arriba de la bomba (tanto en rama fría como en rama caliente). En los escenarios de seis pulgadas ocurre lo mismo pero en sentido inverso.

NO ACTÚA NINGÚN SISTEMA DE EMERGENCIA		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	111
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	120
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	233
Rama caliente	Escenario 7	228
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	911
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	919
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	848
Rama caliente	Escenario 8	808
ACTÚAN ACUMULADORES		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	290
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	346
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	798
Rama caliente	Escenario 7	709
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	2174
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	2194
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	2504
Rama caliente	Escenario 8	1899
ACTÚA LPIS SIN RECIRCULACIÓN		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	6214
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	6215
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	5889
Rama caliente	Escenario 7	5875
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	7756
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	7600
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	9899
Rama caliente	Escenario 8	8388

Tabla 2. Tiempos de respuesta disponibles hasta daño al núcleo en segundos

3.6.2 Tiempos disponibles hasta la oxidación de las vainas

En la Tabla 3 se muestran los tiempos disponibles para evitar la oxidación del zircaloy en un Westinghouse PWR de 1000 MW en cada uno de los veinticuatro casos de estudio en los que se produce daño al núcleo

Como es lógico, se trata de tiempos de respuesta ligeramente inferiores a los disponibles para evitar el daño al núcleo. En los casos en los que se produce un aumento de temperatura muy pronunciado en los primeros segundos: Secuencias de doble guillotina sin refrigeración y de doble guillotina en rama fría con actuación de acumuladores, el tiempo de respuesta es prácticamente nulo.

Las principales conclusiones que se extraen son:

- El intervalo de tiempo requerido para pasar de 933 K a 1473 K se encuentra siempre alrededor de los 200 segundos, siendo este un porcentaje mayor del tiempo de respuesta para evitar daño al núcleo cuanto menor sea el efecto de los sistemas de emergencia.
- En los Escenarios 1 y 2 (Doble guillotina en rama fría y aguas debajo de la bomba), la temperatura de oxidación se alcanza en tiempos en los que es imposible la respuesta aún cuando se produce la entrada de los acumuladores. Es necesario por lo tanto la inyección del LPIS en los casos de doble guillotina para que el tiempo disponible sea apreciable. En los casos de seis pulgadas, la inyección de los acumuladores si proporciona un tiempo notable.

NO ACTÚA NINGÚN SISTEMA DE EMERGENCIA		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	11
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	11
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	113
Rama caliente	Escenario 7	94
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	715
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	721
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	659
Rama caliente	Escenario 8	614
ACTÚAN ACUMULADORES		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	12
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	17
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	596
Rama caliente	Escenario 7	512
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	1931
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	1924
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	2152
Rama caliente	Escenario 8	1643
ACTÚA LPIS SIN RECIRCULACIÓN		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	5897
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	5933
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	5649
Rama caliente	Escenario 7	5580
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	7490
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	7327
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	9598
Rama caliente	Escenario 8	8069

Tabla 3. Tiempos de respuesta disponibles hasta la oxidación del zircaloy

3.7 Resumen de la producción de óxido e hidrógeno

Se debe analizar el espesor de óxido creado sobre las vainas y la cantidad de hidrógeno generada durante el transitorio para asegurar que la parada del reactor ha sido satisfactoria dentro de los márgenes legislativos impuestos por la USNRC.

- Espesor de la **capa de óxido** formada en las vainas para determinar si se supera el límite establecido: Espesor de la capa de óxido $< 0.17\%$ del espesor original de la vaina. [50.46 Acceptance criteria].
- Cantidad de **hidrógeno** producida para determinar si se supera el límite establecido: Masa de hidrogeno $< 1\%$ de la creada si reaccionara todo el zircaloy de las vainas. [50.46 Acceptance criteria].

La **Tabla 4** muestra, para cada secuencia, el espesor máximo de óxido acumulado en vaina expresado en tanto por ciento del espesor inicial de vaina. Por su parte la **Tabla 5** muestra el porcentaje de zircaloy que ha reaccionado, lo cual corresponde con el indicador de producción de hidrógeno.

En ninguna de las secuencias en las que actúan todos los sistemas de refrigeración se superan los límites establecidos para ninguno de los dos indicadores, es más, en la mayoría su valor es nulo. Es por ello que el tiempo disponible para actuar en cada caso de estudio viene determinado por los tiempos hasta daño al núcleo que se muestran en el apartado 4.1.

En los casos de daño al núcleo tampoco se superan los límites. Esto se debe a que el núcleo permanece poco tiempo en el rango de temperaturas superior a los 933 K, alcanzando rápidamente la temperatura de daño al núcleo.

NO ACTÚA NINGÚN SISTEMA DE EMERGENCIA		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,145
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,139
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	0,168
Rama caliente	Escenario 7	0,163
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,113
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,113
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	0,116
Rama caliente	Escenario 8	0,094
ACTÚAN ACUMULADORES		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,152
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,153
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	0,124
Rama caliente	Escenario 7	0,12
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,103
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,111
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	0,111
Rama caliente	Escenario 8	0,103
ACTÚA LPIS SIN RECIRCULACIÓN		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,168
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,158
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	0,115
Rama caliente	Escenario 7	0,115
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,119
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,116
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	0,118
Rama caliente	Escenario 8	0,121
ACTÚAN TODOS LOS SISTEMAS DE EMERGENCIA		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,164
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,024
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	0
Rama caliente	Escenario 7	0
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	0
Rama caliente	Escenario 8	0

Tabla 4. Espesor de óxido en las vainas

NO ACTÚA NINGÚN SISTEMA DE EMERGENCIA		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,35
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,36
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	0,39
Rama caliente	Escenario 7	0,39
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,36
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,36
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	0,4
Rama caliente	Escenario 8	0,35
ACTÚAN ACUMULADORES		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,47
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,42
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	0,27
Rama caliente	Escenario 7	0,27
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,3
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,32
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	0,31
Rama caliente	Escenario 8	0,29
ACTÚA LPIS SIN RECIRCULACIÓN		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,43
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,41
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	0,29
Rama caliente	Escenario 7	0,28
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,3
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,31
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	0,31
Rama caliente	Escenario 8	0,31
ACTÚAN TODOS LOS SISTEMAS DE EMERGENCIA		Doble Guillotina
Rama fría	Escenario 1 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0,124
	Escenario 2 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0,044
	Escenario 3 (Aguas arriba de la bomba)	0
Rama caliente	Escenario 7	0
		6 Pulgadas
Rama fría	Escenario 4 (Aguas abajo de la bomba y aguas abajo de inyecciones)	0
	Escenario 5 (Aguas abajo de la bomba y aguas arriba de inyecciones)	0
	Escenario 6 (Aguas arriba de la bomba)	0
Rama caliente	Escenario 8	0

Tabla 5. Porcentaje de zircaloy que ha reaccionado cuando se alcanza el daño al núcleo

3.8 Comparación de roturas para una misma secuencia

- **Análisis de las secuencias sin refrigeración de emergencia**

En las roturas de **doble guillotina**, la temperatura de la rama que primero se vacía es la variable de más importancia. En los casos en los que la rama caliente se vacía rápidamente (Escenario 3 y Escenario 8), el efecto de sumidero de calor provocado por la despresurización hace que se doble el tiempo de respuesta disponible. Se trata de tiempos de respuesta de entre **cientos y doscientos segundos**, como se muestra en la Figura 101. El peor caso es el Escenario 1 y el mejor el Escenario 3.

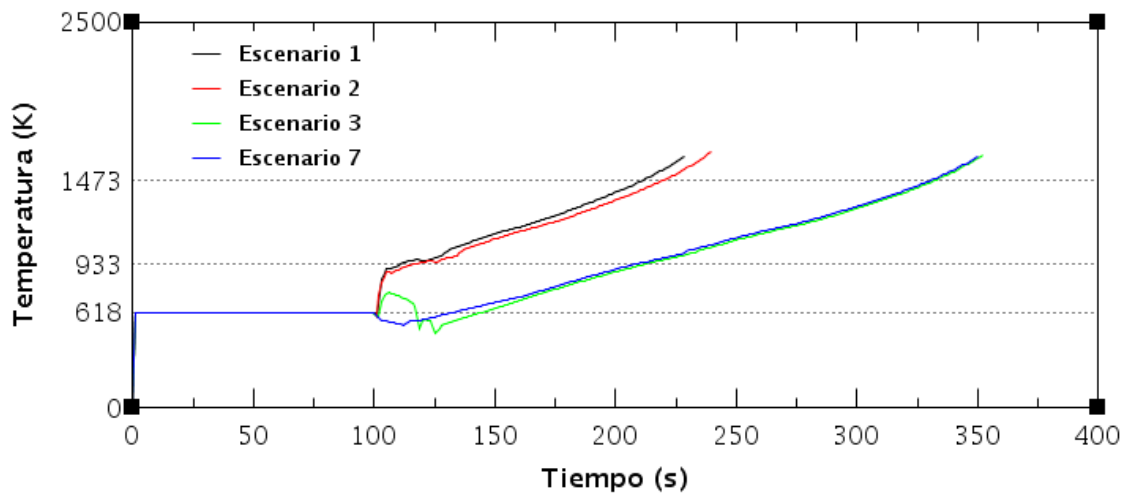


Figura 101. Comparación de roturas de doble guillotina sin refrigeración

En los casos de rotura de **seis pulgadas**, los cuales se muestran en la Figura 102, el efecto de sumidero de calor se produce independientemente de la temperatura de la rama. Al alcanzar el circuito primario la presión atmosférica, queda todavía un volumen considerable de refrigerante en la vasija, el cual escapará por convección natural y no por la succión provocada por una diferencia de presiones.

En estas secuencias la rotura de rama caliente y la rotura aguas arriba de la bomba alcanzan antes la temperatura de daño al núcleo, lo cual se debe a que los lazos calientes conectan directamente con el interior de la vasija, en donde se produce el vapor. En las roturas de rama fría, cuando se alcanza la presión atmosférica, los elementos combustibles deben trasladar el calor hacia el refrigerante acumulado en el *downcomer* de la vasija, el refrigerante se evapora y alcanza entonces la rotura a través de la rama fría. Por lo tanto la variable más importante en estos casos es la conexión de la rama con el interior de la vasija, es decir, la pérdida de refrigerante por convección natural. Se trata de tiempos de respuesta de entre **ochocientos y novecientos segundos**. El peor caso es el Escenario 8 y el mejor el escenario 5.

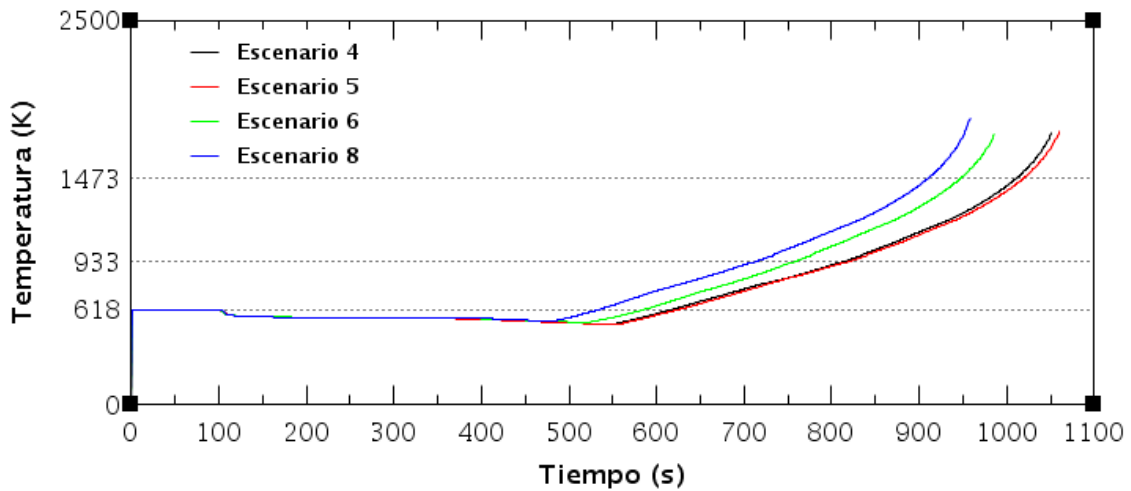


Figura 102. Comparación de roturas de seis pulgadas sin refrigeración

- **Análisis de las secuencias con inyección de acumuladores**

En estas secuencias la diferencia de tiempo disponible entre roturas en rama fría y rama caliente es más acusada que en las secuencias anteriores, debido a la actuación de los acumuladores, por lo que es el efecto de los sistemas de refrigeración la variable de mayor peso.

En las secuencias tanto de doble guillotina como de seis pulgadas, se comprueba que la localización de la rotura aguas arriba de las inyecciones de emergencia (y aguas abajo de la bomba) tiene un efecto mínimo, pues la diferencia de presiones es tal que la mayor parte del caudal inyectado por los acumuladores es expulsado hacia la rotura por el caudal proveniente de la vasija.

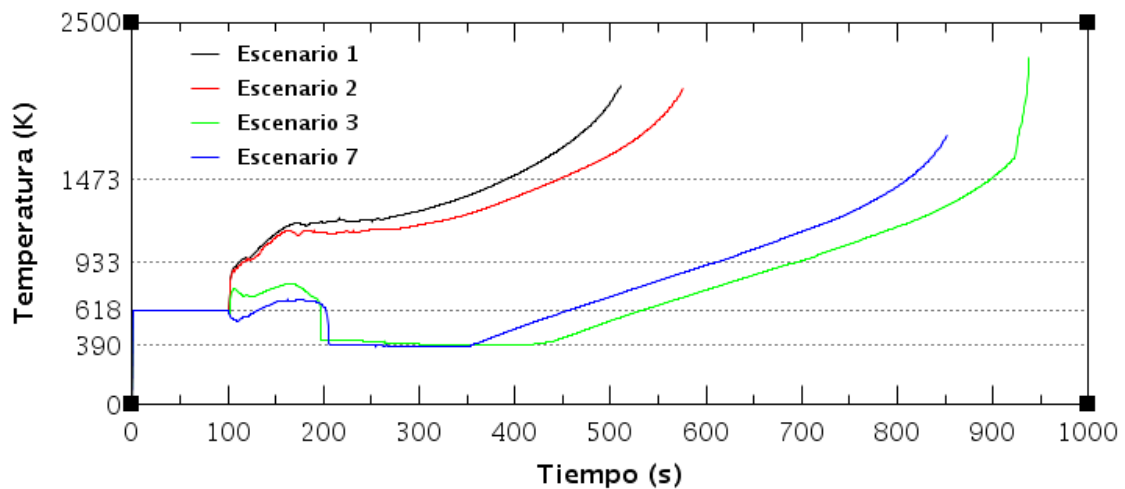


Figura 103. Comparación de roturas de doble guillotina con actuación de acumuladores

En las secuencias de **doblo guillotina** en rama fría, a la circunstancia de que solo el refrigerante de tres acumuladores llega a la vasija, se suma la inercia que le proporciona al reactor la temperatura alcanzada en los primeros segundos, que favorece la rápida evaporación del caudal proveniente de los acumuladores a los pocos segundos de ser inyectado. En rama caliente, las inyecciones de los cuatro acumuladores junto con el descenso inicial de la temperatura proporcionan un tiempo de respuesta notablemente mayor. Se trata de tiempos de entre **trescientos y ochocientos**, como se muestra en la Figura 103.

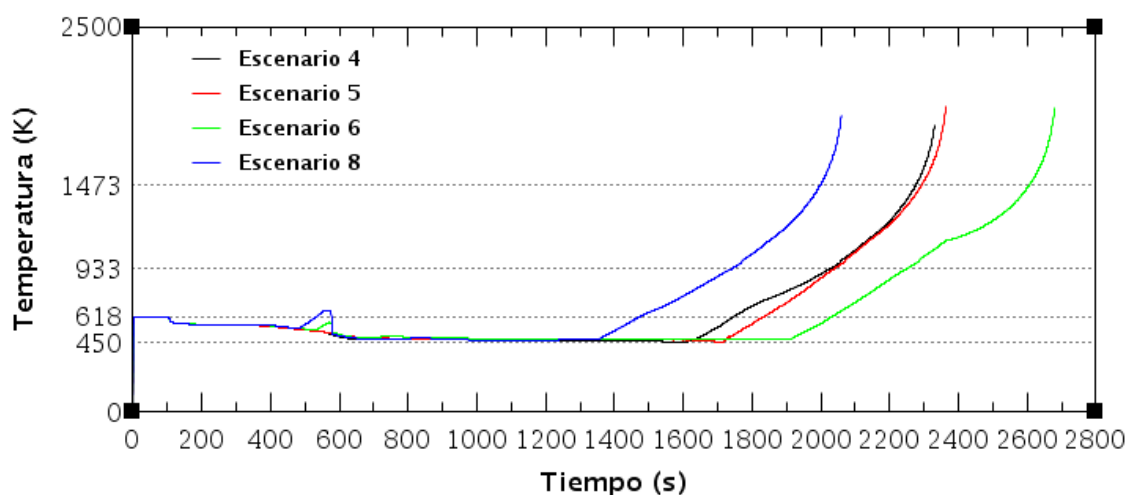


Figura 104. Comparación de roturas de seis pulgadas con actuación de acumuladores

En los casos de **seis pulgadas**, los cuales se muestran en la Figura 104, cabe destacar que la rama caliente presenta un tiempo de respuesta menor que la rama fría, lo cual indica que la pérdida de refrigerante por convección natural tiene una afectación mayor en el transitorio que la inyección del acumulador del lazo de la rotura. Se trata de tiempos de entre **mil novecientos y dos mil doscientos segundos**.

- **Análisis de las secuencias con inyección de LPIS**

Como se ha mencionado anteriormente, el LPIS provoca la homogeneización de las temperaturas. El tiempo de daño al núcleo depende principalmente de: El momento en el que la presión en el reactor se sitúa por debajo de la de tarado del LPIS y este comienza a inyectar, y del momento en que se termina el suministro de refrigerante proveniente del TAAR. En las roturas de seis pulgadas, también se hace patente la pérdida del caudal del LPIS del lazo roto en los Escenarios 4 y 5, junto con el hecho de que el descenso de la presión es más rápido y la inyección se produce antes y termina, por lo tanto, antes.

Se trata de tiempos entre **5900 y 10000 segundos**. La comparación entre roturas de **doblo guillotina** y **seis pulgadas** aparece en la Figura 105 y la Figura 106 respectivamente.

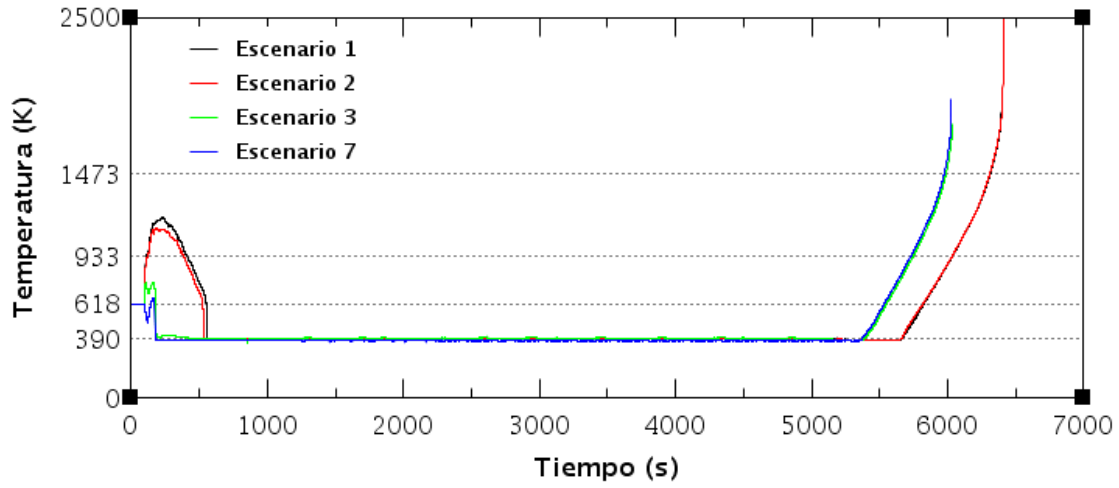


Figura 105. Comparación de roturas de doble guillotina con actuación del LPIS

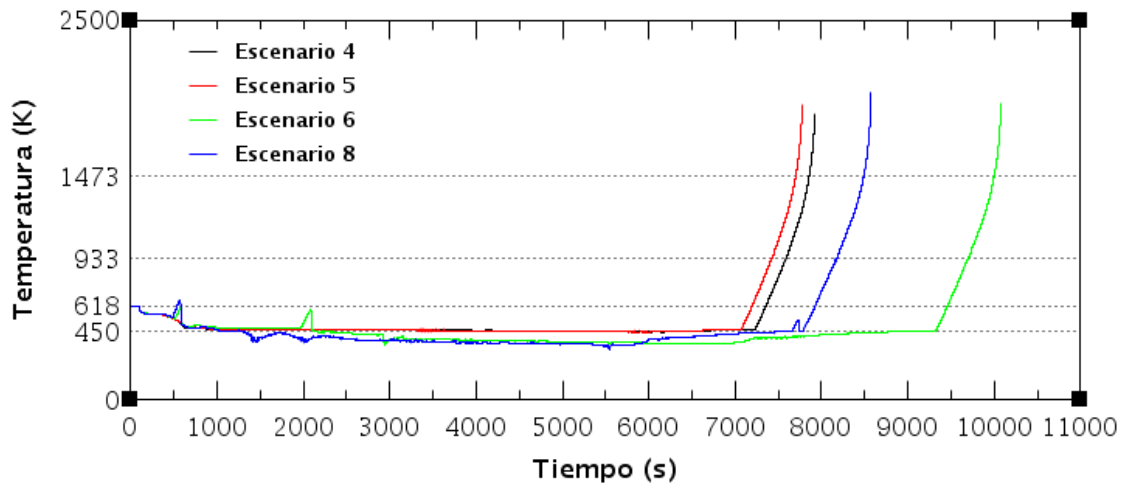


Figura 106. Comparación de roturas de seis pulgadas con actuación del LPIS

4. CONCLUSIONES

A lo largo del trabajo se realiza un análisis de la eficiencia de los sistemas de seguridad frente a transitorios del tipo Large Break Loss Of Coolant Accident (LBLOCA). Desde el punto de vista termo-hidráulico se ha estudiado concretamente un modelo de un reactor PWR de 1000 MW de diseño Westinghouse utilizando el código termo-hidráulico TRACE de estimación óptima.

Se han simulado un total de 32 casos en los que se ha variado tanto las dimensiones de la rotura (Doble guillotina y seis pulgadas) como la localización de las mismas en el circuito primario del reactor.

Las variables que se han utilizado para analizar la seguridad de la planta son: la temperatura de las vainas del núcleo, el espesor de óxido acumulado en las vainas durante el transitorio y la cantidad de hidrógeno producida por reacciones químicas del zircaloy del que se componen las vainas. Los límites de las variables para los cuales la actuación de los sistemas de seguridad se considera insatisfactoria se presentan en la CFR 50 [50.46 Acceptance criteria].

Las principales conclusiones que se extraen son:

- En relación al espesor de óxido en las vainas y al hidrógeno producido, en ninguno de los casos estudiados se alcanzan los límites establecidos por los organismos reguladores. Esto es debido a que el aumento de la temperatura en las vainas es muy acusado a partir de aquellas temperaturas en las que comienzan las reacciones químicas de producción de óxido e hidrógeno, alcanzándose antes la temperatura de daño al núcleo que los límites de espesor de óxido o producción de hidrógeno.
- La evolución de la planta durante el transitorio para roturas situadas en rama fría puede ser muy similar a la evolución en rama caliente si dichas roturas se encuentran aguas arriba de la bomba.
- Si no actúa ningún sistema de seguridad la temperatura de daño al núcleo se alcanza a los 100 segundos. Por otra parte en el caso más favorable dentro de aquellos en los que se produce daño al núcleo, en el que actúan todos los sistemas de seguridad, el tiempo se amplía en dos órdenes de magnitud, hasta los 10.000 segundos.
- En los 8 casos en los que actúan todos los sistemas de seguridad y se mantiene la recirculación de refrigerante a baja presión, la planta alcanza una situación estable, tal y como era esperado.

5. PRESUPUESTO

5.1 Consideraciones previas

Se incluye en el presente proyecto una valoración económica del trabajo. Se trata de una valoración a modo orientativo ya que no se trata de un proyecto de ejecución material, como pueda ser el desarrollo o la construcción de un equipo, sino de un proyecto de investigación.

5.2 Precios del personal

Se establece una remuneración de ingeniero industrial situada en 15 €/hora. Contabilizando las 300 horas de trabajo que implica la realización del TFG según la normativa de la ETSII y repartiendo las mismas entre un mes y medio de trabajo obtenemos:

$$200 \frac{h}{mes} \times 15 \frac{\text{€}}{h} = 3000 \text{ €/mes}$$

Es este un sueldo sin cotización a la Seguridad Social y no hay ningún tipo de descuento a realizar por Hacienda en calidad de IRPF. Sólo se realiza el descuento mínimo del 2%, que en este caso sería imputable en la declaración de la renta del año 2015 para que fuese devuelto. Con el descuento del 2% el sueldo a percibir mensualmente es de 2940€.

Al tratarse de un Trabajo Fin de Grado, no se incluye en IVA, así como tampoco se añade al precio final el beneficio industrial ni los gastos generales. Tampoco está previsto el pago de ninguna cantidad económica en concepto de honorario.

Por tanto, considerando que el autor del presente proyecto ha estado trabajando con el Departamento de Ingeniería Química y Nuclear de la UPV durante un mes y medio comprendido entre el 1 de Mayo y el 15 de Junio, llevando a cabo la investigación y redacción del proyecto, la valoración económica del trabajo realizado puede cuantificarse en:

$$1,5 \times 3000 = 4500 \text{ €}$$

5.3 Precios de los materiales

No se contempla.

5.4 Coste final

El coste final asciende por tanto a cuatro mil quinientos euros.

Se deja constancia expresa de que el proyectando no ha percibido esta remuneración, ya que la realización del Proyecto Final de Grado no conlleva ningún tipo de remuneración implícita. Los valores proporcionados son simplemente orientativos y a modo de reflejo y traducción económica del trabajo realizado.

6. ANEXOS

6.1 Legislación aplicable

Se tomarán los criterios de éxito para sistemas de refrigeración del núcleo especificados por la USNRC, tal y como está establecido para las centrales nucleares españolas por el órgano regulador, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

6.1.1 Temperatura del núcleo

- **U.S.N.R.C – Regulations – Part Index 50.46 – Acceptance criteria for emergency cooling systems for light-water nuclear power reactors.**
 - **Peak Cladding temperature:** “The calculated maximum fuel element cladding temperatura shall not exceed 2200 °F”. [50.46 Acceptance criteria].

6.1.2 Espesor de óxido en la vaina

- **U.S.N.R.C – Regulations – Part Index 50.46 – Acceptance criteria for emergency cooling systems for light-water nuclear power reactors.**
 - **Maximum cladding oxidation:** The calculated total oxidation of the cladding shall nowhere exceed 0.17 times the total cladding thickness before oxidation. As used in this subparagraph total oxidation means the total thickness of cladding metal that would be locally converted to oxide if all the oxygen absorbed by and reacted with the cladding locally were converted to stoichiometric zirconium dioxide. If cladding rupture is calculated to occur, the inside surfaces of the cladding shall be included in the oxidation, beginning at the calculated time of rupture. Cladding thickness before oxidation means the radial distance from inside to outside the cladding, after any calculated rupture or swelling has occurred but before significant oxidation. Where the calculated conditions of transient pressure and temperature lead to a prediction of cladding swelling, with or without cladding rupture, the unoxidized cladding thickness shall be defined as the cladding cross-sectional area, taken at a horizontal plane at the elevation of the rupture, if it occurs, or at the elevation of the highest cladding temperature if no rupture is calculated to occur, divided by the average circumference at that elevation. For ruptured cladding the circumference does not include the rupture opening. [50.46 Acceptance criteria].

6.1.3 Cantidad de hidrógeno producida

- **U.S.N.R.C – Regulations – Part Index 50.46 – Acceptance criteria for emergency cooling systems for light-water nuclear power reactors.**

- **Maximum hydrogen generation:** The calculated total amount of hydrogen generated from the chemical reaction of the cladding with water or steam shall not exceed 0.01 times the hypothetical amount that would be generated if all of the metal in the cladding cylinders surrounding the fuel, excluding the cladding surrounding the plenum volume, were to react. [50.46 Acceptance criteria].

6.2 Referencias

50.46 Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors (<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0046.html>).

Applied Programming Technology, Inc. (2012). Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP). User's Manual. Version 2.2.1.

Marrero G. Puch L. Ramos-Real F. (2010). Riesgo y costes medios en la generación de electricidad: diversificación e implicaciones de política energética *Fundación de estudios de economía aplicada*.

Martorell S. Carlos S. Verdú G. Rodenas J. Miró R. (2000). Simulation of LOCA 6" and LOCA 2" Transients in the RHR of a PWR Under Low Power Conditions Using RELAP5/MOD3.2 *U.S. Nuclear Regulatory Commission*.

Oka Y. Suzuki K. (2013). Nuclear reactor kinetics and plant control *Springer*.

Pershagen B. (1989). Light Water Reactor Safety *Pergamon Press*.

U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2010). TRACE V5.0 THEORY MANUAL Field Equations, Solution Methods, and Physical Models.

U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2010). TRACE V5.0 USER'S MANUAL Volume 2: Modeling Guidelines.

Westinghouse Nuclear España. (1983). Reactor PWR *Serotel*.