

ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS DE MINAS Y ENERGÍA

Titulación: **GRADUADO EN INGENIERÍA DE LA ENERGÍA**

Itinerario: **Gestión y Aprovechamiento de la Energía**

PROYECTO FIN DE GRADO

DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA

EVALUACIÓN DEL SIMULADOR DE REACTOR AP1000 DE LA IAEA PARA
SU USO EN LA ASIGNATURA DE CENTRALES NUCLEARES

LYDIA YGLESIAS-PALOMAR EGIDO

JULIO 2024

ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS DE MINAS Y ENERGÍA

Titulación: **GRADUADO EN INGENIERÍA DE LA ENERGÍA**

Itinerario: **Gestión y Aprovechamiento de la Energía**

**EVALUACIÓN DEL SIMULADOR DE REACTOR AP1000 DE LA IAEA
PARA SU USO EN LA ASIGNATURA DE CENTRALES NUCLEARES**

Realizado por

Lydia Yglesias-Palomar Egado

Dirigido por

Gonzalo Jiménez Varas

Departamento de Ingeniería Energética

AGRADECIMIENTOS

Me gustaría agradecer en primer lugar a mi madre, por haberme apoyado en cada uno de los momentos complicados de esta etapa de mi formación, por haber estado conmigo desde el principio hasta el final, y sabiendo que estarás siempre. Gracias, mamá.

Dar las gracias también a mi tío Jesús por su inagotable paciencia y su incondicional predisposición a lo largo de estos años de carrera, no hubiera sido lo mismo sin ti.

A mis amigos de la universidad y mis amigas de siempre por acompañarme asimismo en este proceso, haciendo esta etapa inolvidable.

Por último y no menos importante, gracias a mi tutor, Gonzalo Jiménez Varas, por haberme brindado la oportunidad de trabajar a su lado en este proyecto. Espero poder seguir haciéndolo en la siguiente etapa de mi formación.

ÍNDICE DE CONTENIDO

DOCUMENTO I: MEMORIA	15
1. Introducción	16
1.1 Contexto histórico	16
1.2 Energía nuclear en el mundo	17
1.2.1 Situación actual en España	18
1.3 Funcionamiento de una central nuclear	19
1.4 Reactores PWR.....	19
1.5 Reactor AP1000.....	21
1.6 Sistemas principales del circuito primario del AP1000.....	24
1.6.1 Vasija del reactor	25
1.6.2 Diseño del núcleo y barras de control	27
1.7 Sistema de refrigeración del reactor (RCS).....	29
1.7.1 Descripción general	29
1.7.2 Diseño de los generadores de vapor	30
1.7.3 Diseño de la bomba de refrigeración del reactor	30
1.7.4 Diseño del presionador	31
1.7.5 Diseño del sistema de despresurización automático (ADS).....	32
1.8 Sistema de refrigeración pasiva del núcleo (PXS)	34
1.8.1 Eliminación pasiva del calor residual (PRHR).....	35
1.8.2 Intercambiador de calor con evacuación pasiva del calor residual (PRHR)	36
1.8.3 Acumulador (ACC)	37
1.8.4 Depósito de aporte al núcleo (CMT).....	38
1.8.5 Depósito de Almacenamiento de Agua de Recarga en el interior de la Contención (IRWST).....	39
1.9 Contención.....	41
1.9.1 Sistema de refrigeración pasivo de la contención (PCS).....	42
1.10 Sistemas auxiliares del sistema nuclear de suministro de vapor (NSSS).....	44
1.10.1 Sistema normal de eliminación del calor residual (RNS).....	44
1.10.2 Sistema de agua de refrigeración de componentes (RCCWS)	45
1.10.3 Sistema de refrigeración de la piscina del combustible gastado (SFPCS)	45
1.10.4 Sistema de control químico y volumétrico (CVCS).....	46
1.11 Sistema principal de suministro de vapor (MSSS).....	47
1.11.1 Válvulas principales de seguridad de vapor	47

1.11.2	Válvulas de alivio atmosférico motorizadas.....	48
1.11.3	Válvulas principales de aislamiento de vapor	49
1.12	Análisis de seguridad del AP1000	49
1.12.1	LBLOCA	49
1.12.2	SBLOCA	55
2.	Objetivo y alcance	59
3.	Metodología	60
3.1	Descripción del trabajo a realizar	60
3.2	Capacidades del simulador	61
3.2.1	Sistemas presentes en el simulador	62
3.2.2	Principales comandos comunes del simulador	64
3.2.3	Componentes de la interfaz	67
4.	Propuesta de aplicación.....	69
4.1	Acciones previas a la práctica	69
4.2	Operación del simulador PCTran	69
4.3	El guión de la práctica	74
4.4	Resolución de la práctica del LBLOCA	74
4.5	Resolución de la práctica del SBLOCA	81
4.6	Comparación de los resultados obtenidos con los datos bibliográficos	86
4.6.1	Comparación de las gráficas del accidente LBLOCA.....	86
4.6.2	Comparación de las gráficas del accidente SBLOCA.....	91
5.	Conclusiones	97
6.	Bibliografía.....	100
	DOCUMENTO II: ESTUDIO ECONÓMICO.....	103
1.	Planificación temporal.....	105
1.	Anexo	108
	Guión de la práctica de simulación de un LBLOCA en un reactor AP1000.....	108
	Guión de la práctica de simulación de un SBLOCA en un reactor AP1000.....	110

ÍNDICE DE ILUSTRACIONES

Ilustración 1: Energía nuclear año 2017. Fuente: https://www.linkedin.com/pulse/las-dos-caras-de-la-energ%C3%ADa-nuclear-andr%C3%A9s-mu%C3%B1oz/?originalSubdomain=es	17
Ilustración 2: Localización centrales en España. Fuente: https://energia.gob.es/nuclear	18
Ilustración 3: Esquema reactor PWR. Fuente: https://aecpa.es/files/view/pdf/congress-papers/14-0/2368/	21
Ilustración 4: Sistemas de seguridad pasivos y RCS en el AP1000. Fuente: AP1000 Large-Break LOCA BEPU analysis with TRACE code.....	22
Ilustración 5: Comparación en el tamaño de las plantas actuales. Fuente: https://www.iaea.org/resources/databases/inis	23
Ilustración 6: Componentes del circuito primario del AP1000. Fuente: https://www.sciencedirect.com	24
Ilustración 7: Comparación medidas de la vasija en un AP600 y AP1000. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report.....	26
Ilustración 8: Estructura de la vasija del reactor. Fuente: AP1000, Una Central Nuclear de Diseño Avanzado	26
Ilustración 9: Distribución de las barras de control. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report	28
Ilustración 10: Esquema del sistema de refrigeración del reactor. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report.....	29
Ilustración 11: Disposición de las cuatro válvulas del ADS. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report.....	33
Ilustración 12: Esquema del PXS. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report	34
Ilustración 13: Tubería de suministro del PRHR. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report	36
Ilustración 14: Esquema del intercambiador de calor del PRHR. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report.....	37
Ilustración 15: Diagrama de la disposición de los CMT en el PXS. Fuente: Análisis Termohidráulico del Proceso de Condensación por Contacto Directo de un Flujo de Vapor Inyectado en Agua con ANSYS Fluent.....	38

Ilustración 16: Esquema del flujo de inyección en el IRWST. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report.....	40
Ilustración 17: Esquema de la vasija de contención. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report	42
Ilustración 18: Esquema del PCS en el AP1000. Fuente: Experimental and Numerical Studies of AP1000 Shield Building considering Fluid-Structure Interaction	44
Ilustración 19: Diagrama de una rotura LBLOCA. Fuente: LBLOCA (Large Break Loss of Coolant Accident).....	50
Ilustración 20: Inyección de los ACC en un LBLOCA AP1000. Fuente: AP1000® Large-Break LOCA BEPU analysis with TRACE code.....	54
Ilustración 21: Flujo másico de inyección de los sistemas de seguridad pasiva en un LBLOCA en AP1000. Fuente: AP1000® Large-Break LOCA BEPU analysis with TRACE code	55
Ilustración 22: Diagrama rotura SBLOCA. Fuente: Secuencia accidental SBLOCA....	56
Ilustración 23: Inyección de los sistemas de seguridad en una rotura de rama fría en AP1000. Fuente: AP1000® SBLOCA simulations with TRACE code	58
Ilustración 24: Pantalla de la interfaz principal del PCTran AP1000. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	63
Ilustración 25: Sistema de refrigeración pasivo de la contención en PCTran. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.	63
Ilustración 26: Barra de herramientas superior del simulador. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.	64
Ilustración 27: Barra de accesos rápidos del PCTran. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.	65
Ilustración 28: Barra de información inferior del PCTran. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	66
Ilustración 29: Proceso de selección de las condiciones iniciales. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	70
Ilustración 30: Condiciones iniciales disponibles en el simulador. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	71
Ilustración 31: Tipos de accidentes disponibles en el menú Malfunctions. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.	72
Ilustración 32: Ejemplo de Transient Report. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.	73

Ilustración 33: Interfaz del simulador una vez acabada la simulación. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	74
Ilustración 34: Gráfico de la presión en el RCS durante el accidente. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	77
Ilustración 35: Diagrama de fases del agua. Fuente: https://www.liceoagb.es/quimigen/liqu7.html	78
Ilustración 36: Gráfica de la presión del RCS durante el accidente. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	79
Ilustración 37: Comparación entre el flujo de los CMTs y ACCs. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	80
Ilustración 38: Gráfica de la presión del RCS durante el accidente SBLOCA. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.	83
Ilustración 39: Gráfica del flujo de los CMT durante el accidente SBLOCA. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.	84
Ilustración 40: Comparación entre la potencia del RHR y la potencia del núcleo durante el accidente SBLOCA. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	85
Ilustración 41: Superposición de valores de evolución de la presión del RCS durante el LBLOCA. Fuente: Elaboración propia con Excel.....	87
Ilustración 42: Superposición valores de flujo del CMT y flujo del ACC durante el LBLOCA. Fuente: Elaboración propia con Excel.....	88
Ilustración 43: Superposición de valores de evolución de la presión del RCS durante el SBLOCA. Fuente: Elaboración propia con Excel.....	92
Ilustración 44: Superposición de los valores de flujo de los CMT durante el SBLOCA. Fuente: Elaboración propia con Excel.....	93
Ilustración 45: Superposición valores de potencia en RHR y núcleo durante el SBLOCA. Fuente: Elaboración propia con Excel.....	95
Ilustración 46: Diagrama de Gantt. Elaboración propia con Excel.....	106

ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 1: Especificaciones de diseño del núcleo y barras de control. Fuente: Elaboración propia a partir de Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report	27
Tabla 2: Parámetros del presionador del AP1000. Fuente: Elaboración propia a partir de Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report.....	32
Tabla 3: Fases de un LBLOCA. Fuente: Elaboración a partir de LBLOCA (Large Break Loss of Coolant Accident)	52
Tabla 4: Accesos rápidos disponibles en el PCTran. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.	65
Tabla 5: Estados de los elementos interactivos del PCTran. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	67
Tabla 6: Transient Report de la simulación del accidente LBLOCA. Fuente:Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	76
Tabla 7: Transient Report de la simulación del accidente SBLOCA. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.....	82
Tabla 8: Cronograma. Elaboración propia con Excel.....	105

RESUMEN

La rápida transición energética que está experimentando el mundo hoy en día y la creciente importancia que está desarrollando la energía nuclear en este proceso de cambio es una clara realidad.

El proyecto que se plantea busca fortalecer el aprendizaje de los alumnos de la asignatura de centrales nucleares, específicamente centrándose en el reactor AP1000. Aunque la enseñanza de los reactores de agua a presión (PWR) suele ocupar la mayor parte del temario impartido en las aulas, también es de vital importancia su comparación con nuevos reactores que hoy en día están siendo desarrollados e instalados en distintas partes del mundo.

La actividad propuesta se basa en el uso del simulador PCTran, una herramienta que permite a los estudiantes interactuar con un entorno simulado de un reactor AP1000. Este enfoque práctico permite a los alumnos plasmar de manera gráfica los conocimientos teóricos adquiridos y así comprender el funcionamiento de dichos reactores. Al proporcionar a los estudiantes la oportunidad de interactuar con el simulador y enfrentarse a situaciones de accidentes reales, la actividad fomenta un aprendizaje activo y práctico.

En resumen, esta iniciativa busca complementar la enseñanza tradicional en la asignatura de centrales nucleares, ofreciendo a los alumnos una experiencia práctica y enriquecedora que fortalece su comprensión del reactor AP1000 y sus sistemas de seguridad.

ABSTRACT

The rapid energy transition the world is experiencing today, along with the growing importance of nuclear energy in this process of change, is a clear reality.

The project at hand aims to enhance the learning experience of students in the nuclear power plants subject, specifically focusing on the AP1000 reactor. Although the teaching of pressurized water reactors (PWR) typically occupies the majority of the curriculum taught in classrooms, it is also vitally important to compare them with new reactors that are currently being developed and installed in various parts of the world.

The proposed activity is based on the use of the PCTran simulator, a tool that allows students to interact with a simulated environment of an AP1000 reactor. This hands-on approach enables students to visually represent the theoretical knowledge acquired and thus comprehend the operation of such reactors. By providing students with the opportunity to interact with the simulator and face real accident situations, the activity promotes active and practical learning.

In summary, this initiative seeks to complement traditional teaching in the nuclear power plants subject by offering students a practical and enriching experience that strengthens their understanding of the AP1000 reactor and its safety systems.

EVALUACIÓN DE SIMULADORES DE REACTOR AP1000 DE LA IAEA PARA
SU USO EN LA ASIGNATURA DE CENTRALES NUCLEARES

DOCUMENTO I: MEMORIA

1. Introducción

1.1 Contexto histórico

El debate en torno a la energía nuclear se está llevando a cabo a nivel global, y muchos gobiernos están reconsiderando la construcción de plantas nucleares como una medida para reducir los costos de energía y mejorar la seguridad en el suministro. El principal desafío que persiste se relaciona con la gestión de los residuos nucleares, que permanecen activos durante siglos y plantean no solo un dilema económico, sino también una cuestión de responsabilidad hacia las generaciones futuras.

A pesar de la constante oposición a la inversión en nuevas plantas nucleares a nivel mundial en los últimos años, la tecnología nuclear ha continuado mejorando, especialmente en términos de seguridad. Esto ha dado lugar a las denominadas plantas de tercera generación, que se distinguen de las construidas en las décadas de los setenta y ochenta sobre todo en cuestiones relacionadas con los sistemas de seguridad propios de dichas centrales. La seguridad es un factor crucial que está impulsando nuevos proyectos de inversión en centrales nucleares, ya que los gobiernos consideran que se han logrado mejoras significativas en este ámbito.

Numerosos organismos, tanto nacionales como internacionales, tanto públicos como privados, continúan subrayando la importancia del respeto al medio ambiente y la lucha contra el cambio climático para garantizar condiciones de vida adecuadas y un desarrollo sostenible en las próximas décadas.

Por lo tanto, en la mayoría de los países del mundo se reconoce la necesidad de transformar los modelos económicos y energéticos, sustituyendo a lo largo del corto, mediano y largo plazo los combustibles que emiten gases de efecto invernadero por fuentes de energía limpias. La energía nuclear se encuentra entre estas opciones, ya que es una tecnología segura con una amplia experiencia operativa y no produce emisiones de CO₂ ni contaminantes atmosféricos. Varios informes y estudios destacan la importancia de mantener el parque nuclear mundial para abordar este grave problema global.

1.2 Energía nuclear en el mundo

La energía nuclear se presenta como una fuente de energía que ofrece un suministro eléctrico constante, carece de emisiones de gases de efecto invernadero y mantiene precios estables y predecibles. No obstante, plantea desafíos en relación con la gestión y almacenamiento de sus residuos.

Actualmente, los 449 reactores en funcionamiento contribuyen con aproximadamente el 11.5% de la producción de electricidad a nivel mundial. En el año 2017, se registraba la construcción de 60 unidades adicionales en países como China, India, Ucrania, Japón, Rusia, Corea del Sur, Finlandia y Francia. Estos países, conscientes de los problemas energéticos, medioambientales y económicos, están construyendo nuevas centrales nucleares debido a su percepción de la energía nuclear como una fuente vital para el presente y el futuro de sus naciones.



Ilustración 1: Energía nuclear año 2017. Fuente: <https://www.linkedin.com/pulse/las-dos-caras-de-la-energ%C3%ADa-nuclear-andr%C3%A9s-mu%C3%B1oz/?originalSubdomain=es>

1.2.1 Situación actual en España

En España, la energía nuclear representa aproximadamente el 20% de la energía que consumimos, lo que equivale a la quinta parte del total. Una de sus ventajas es su eficiencia, ya que, en condiciones normales y sin paradas programadas, generalmente operan a su capacidad máxima. Esta energía se produce en siete centrales que entraron en funcionamiento entre 1983 y 1988. Hasta la fecha, ningún gobierno ni grupo empresarial ha mostrado interés en expandir este parque nuclear, y estas centrales tienen un plazo de caducidad programado: entre 2025 y 2035, se irán apagando para luego ser desmanteladas.

En España, actualmente operan cinco plantas nucleares distribuidas en cinco ubicaciones diferentes, según se muestra en la ilustración adjunta. De estas, dos de las centrales, Almaraz y Ascó, cuentan con dos reactores cada una, lo que suma un total de siete reactores de agua ligera. La capacidad eléctrica total instalada de estas centrales nucleares es de 7,398.77 megavatios (MW).



Ilustración 2: Localización centrales en España. Fuente: <https://energia.gob.es/nuclear>

1.3 Funcionamiento de una central nuclear

Una central nuclear es una instalación industrial donde se produce electricidad mediante la generación de energía térmica a través de reacciones de fisión en el núcleo de un reactor nuclear. El proceso básico de funcionamiento de una central nuclear es similar al de una central térmica convencional, como las de carbón, fuel o gas, ya que convierte la energía térmica liberada por un combustible en energía mecánica y, posteriormente, en energía eléctrica. En el reactor de la central, se genera calor que calienta agua y produce vapor a alta presión y temperatura. Luego, este vapor hace girar una turbina conectada a un generador eléctrico, convirtiendo la energía mecánica en electricidad.

En España, hay dos tipos de centrales nucleares en funcionamiento, diferenciadas principalmente por si la conversión de agua en vapor ocurre dentro o fuera del reactor:

- En las centrales con Reactores de Agua a Presión (PWR por sus siglas en inglés), el agua fluye en estado líquido a través del reactor a alta presión, y la conversión en vapor se realiza fuera del reactor en un dispositivo llamado generador de vapor.
- En las centrales con Reactores de Agua en Ebullición (BWR por sus siglas en inglés), el vapor se produce directamente dentro del reactor.

1.4 Reactores PWR

Como hemos mencionado anteriormente, en las centrales nucleares que utilizan un reactor PWR, el agua fluye en estado líquido y a una presión muy alta a través de lo que se llama el "circuito primario". Esta circulación es impulsada por bombas a través del núcleo del reactor, donde se calienta antes de dirigirse a los generadores de vapor. La presión en el circuito primario se mantiene gracias a un componente llamado presionador, cuya función es evitar que se forme vapor en este circuito.

En estas instalaciones, las barras de control se encuentran en la parte superior de la vasija del reactor. Si es necesario detener rápidamente el reactor, al dejar caer las barras de control debido a la liberación de los mecanismos electromagnéticos que las mantienen en su lugar logramos esta forzada detención.

El agua caliente que sale de la vasija del reactor fluye a través de los tubos del circuito primario y transfiere su calor a través de los generadores de vapor. En el exterior de estos tubos circula el agua del circuito secundario, lo que permite que el agua a mayor temperatura del circuito primario caliente el agua del circuito secundario hasta que se convierta en vapor. Luego, el vapor se dirige a la turbina a través de las tuberías del circuito secundario, donde se expande y hace girar la misma. El movimiento de la turbina se transmite al generador eléctrico, que es el componente que produce la electricidad, la cual se envía al transformador y, desde allí, a la red eléctrica externa.

Al igual que en cualquier central térmica, el vapor que sale de la turbina sigue estando a alta temperatura, por lo que es necesario enfriarlo para volver a convertirlo en agua en el ciclo agua/vapor. Este proceso de enfriamiento se realiza mediante un tercer circuito de refrigeración externo que utiliza una gran cantidad de agua fría que fluye a través de los tubos del condensador. El agua fría procedente de un río, mar o embalse se calienta al pasar por el condensador y luego se enfría nuevamente.

El vapor que se ha condensado al entrar en contacto con los tubos del condensador se dirige para ser precalentado antes de volver a los generadores de vapor. La presión en el condensador es menor que la de las tuberías del circuito de refrigeración exterior que lo atraviesan, por lo que, en caso de producirse una fisura en los tubos, sería el agua de ese circuito la que entraría al condensador y no al revés, evitando así posibles fugas al medio ambiente.

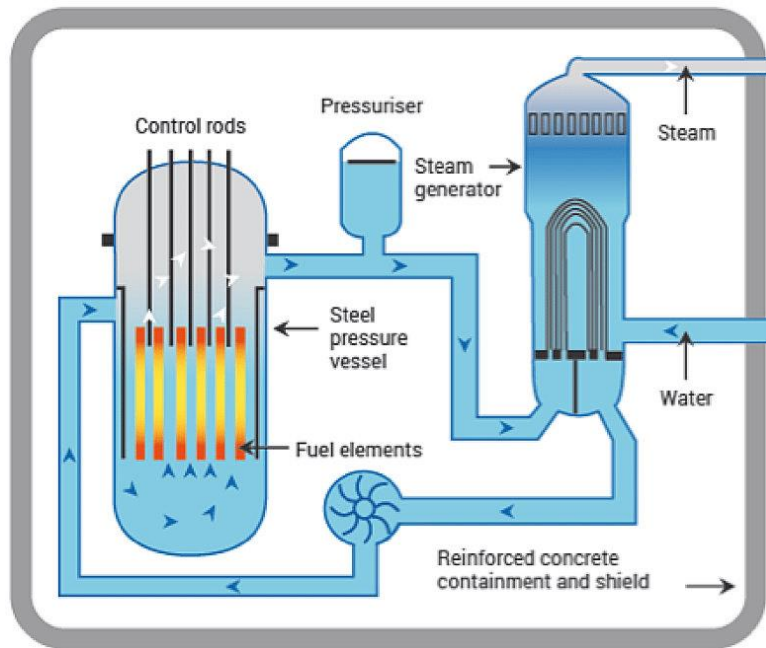


Ilustración 3: Esquema reactor PWR. Fuente: <https://aecpa.es/files/view/pdf/congress-papers/14-0/2368/>

1.5 Reactor AP1000

El reactor Avanzado Pasivo del tipo PWR AP1000 es un innovador desarrollo de la empresa Westinghouse cuenta con una capacidad eléctrica de 1117 MWe. El AP1000 se basa en el diseño del AP600, otro reactor de la misma categoría, y mantiene la esencia de su diseño mientras incorpora mejoras significativas, como una mayor potencia. Se trata de un reactor PWR de dos lazos que se enfoca en la seguridad, la simplicidad de infraestructura, la eficiencia en la construcción, operación y mantenimiento.

Uno de los aspectos clave del AP1000 es su enfoque en la seguridad. El diseño se basa en características de seguridad que dependen de fuerzas naturales, como la presión del gas, la gravedad y la convección natural, en lugar de componentes activos como bombas, ventiladores o generadores diésel. Estos sistemas de seguridad están diseñados para funcionar sin sistemas de respaldo adicionales y para minimizar la intervención del operador.

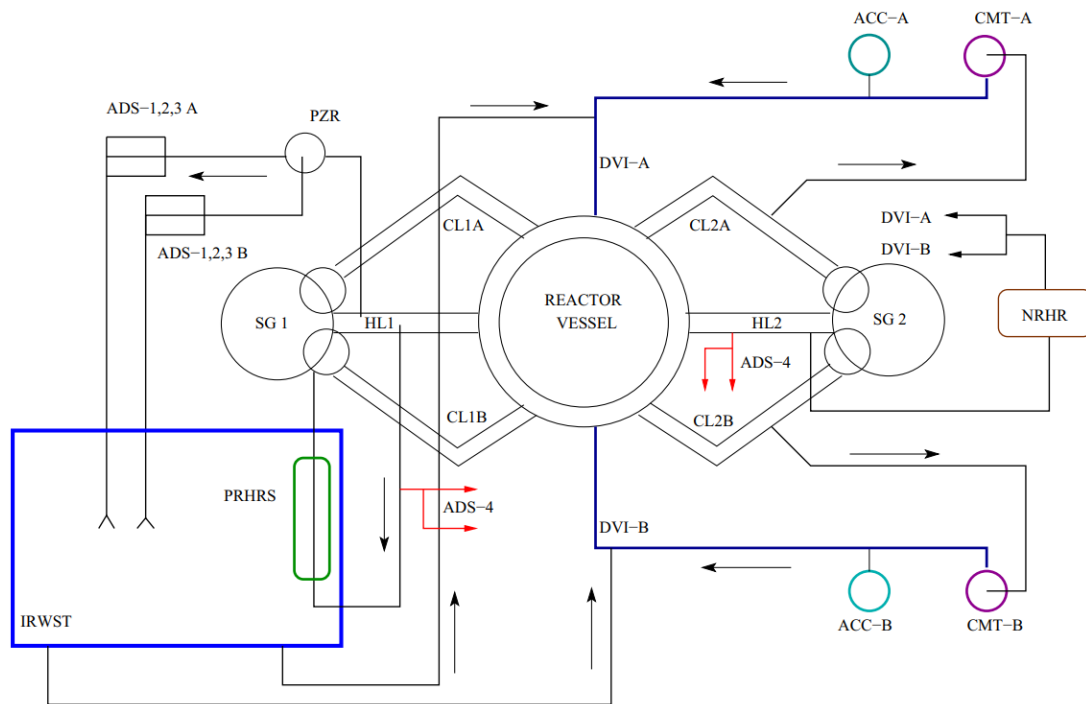


Ilustración 4: Sistemas de seguridad pasivos y RCS en el AP1000. Fuente: AP1000 Large-Break LOCA BEPU analysis with TRACE code

El diseño del reactor también se centra en la operatividad y el mantenimiento de la central. Se garantiza un acceso adecuado para inspección y mantenimiento, con plataformas y dispositivos elevadores estratégicamente ubicados. Además, se minimiza la exposición a la radiación para los trabajadores, reduciendo la dosis de radiación de manera razonable.

El reactor AP1000 presenta una serie de características destacadas, incluyendo una potencia eléctrica neta de aproximadamente 1090 MWe, sistemas de seguridad pasivos que pueden funcionar sin energía eléctrica durante 72 horas, una baja frecuencia de daño del núcleo y liberación significativa, y una disponibilidad general de la planta superior al 93 %.

El diseño se centra en la durabilidad, con un objetivo de operación durante 60 años sin necesidad de reemplazar la vasija del reactor, y la posibilidad de reemplazar otros componentes importantes según sea necesario.

En resumen, el reactor AP1000 de Westinghouse es un ejemplo de ingeniería avanzada que combina eficiencia, seguridad y durabilidad en la generación de energía nuclear, con

un enfoque en sistemas de seguridad pasiva y un diseño optimizado para operación a largo plazo.

En la ilustración se puede apreciar la simplicidad en lo que a construcción se refiere de una planta convencional PWR y una planta AP1000.

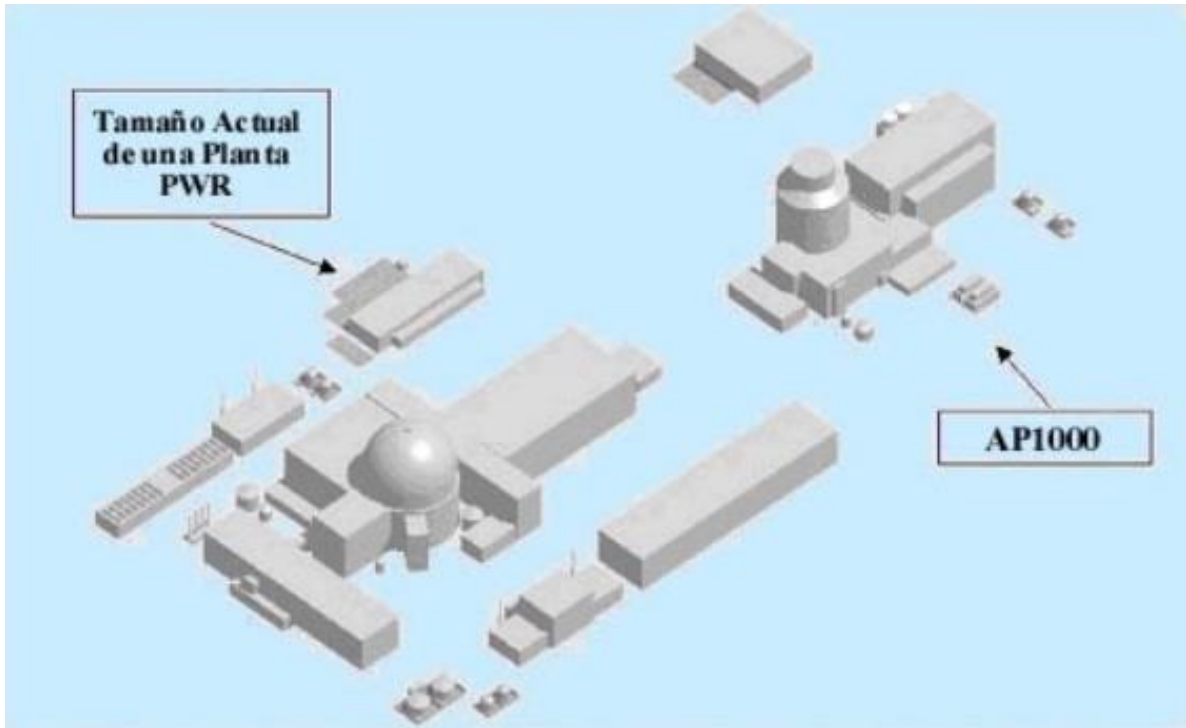


Ilustración 5: Comparación en el tamaño de las plantas actuales. Fuente: <https://www.iaea.org/resources/databases/inis>

1.6 Sistemas principales del circuito primario del AP1000

El circuito primario del reactor AP1000 incorpora la mayoría de las características presentes en los diseños actuales, a las cuales se les han agregado características evolucionadas que mejoran la seguridad y el mantenimiento del sistema. Este sistema se compone de dos circuitos de transferencia de calor, cada uno con una rama caliente y dos ramas frías, evitando y minimizando así un accidente supercrítico en caso de rotura de una rama fría, un generador de vapor y dos bombas de refrigerante del reactor ubicadas directamente debajo del generador de vapor.

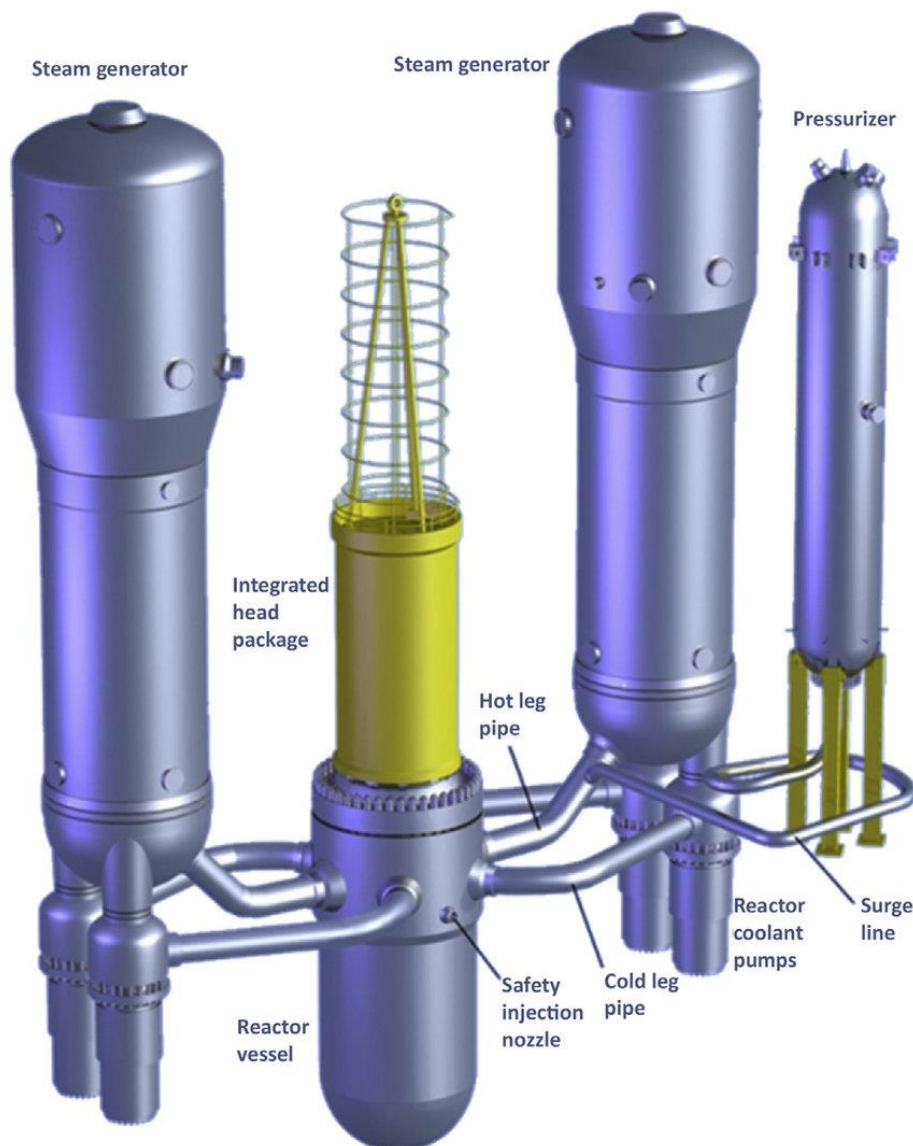


Ilustración 6: Componentes del circuito primario del AP1000. Fuente: <https://www.nenergybusiness.com/analysis/featurethe-world-s-largest-canned-motor-pump/?cf-view>

1.6.1 Vasija del reactor

El reactor de una planta nuclear se compone de múltiples componentes clave que aseguran su funcionamiento seguro y eficiente. Uno de los elementos fundamentales en esta estructura es la vasija de presión del reactor, la cual actúa como un recipiente de alta presión diseñado para salvaguardar el núcleo del reactor. Esta vasija tiene una forma cilíndrica con un fondo semiesférico y una tapa superior también semiesférica que puede retirarse. Para garantizar su durabilidad y resistencia a la humedad, las superficies de la vasija que pueden entrar en contacto con la misma están cubiertas con una capa de acero inoxidable.

El reactor AP1000, en particular, está diseñado para tener una vida útil de 60 años y presenta características específicas destinadas a mejorar su seguridad. Entre estas características se encuentra la prohibición de penetraciones en la vasija del reactor por debajo de la parte superior del núcleo, lo que elimina la posibilidad de un accidente por pérdida de refrigerante debido a fugas desde la vasija del reactor que pudieran exponer el núcleo. Además, se ubica el núcleo lo más bajo posible en la vasija para reducir el tiempo de inundación en casos de accidentes graves, como una pérdida de refrigerante a gran escala, y para facilitar la retención en la vasija de posibles fragmentos del núcleo en caso de fusión de este.

Los componentes internos del reactor son estructuras esenciales que brindan soporte al núcleo dentro de la vasija del reactor y permiten que el refrigerante circule de manera adecuada a través del núcleo. Estas componentes también incluyen las estructuras que guían y permiten el movimiento de las barras de control, que son fundamentales para regular la reacción nuclear.

En términos generales, los componentes internos del reactor se dividen en dos grupos, elementos inferiores y elementos superiores, que desempeñan funciones importantes en la sujeción del núcleo, el control de las barras de control y la absorción de neutrones.

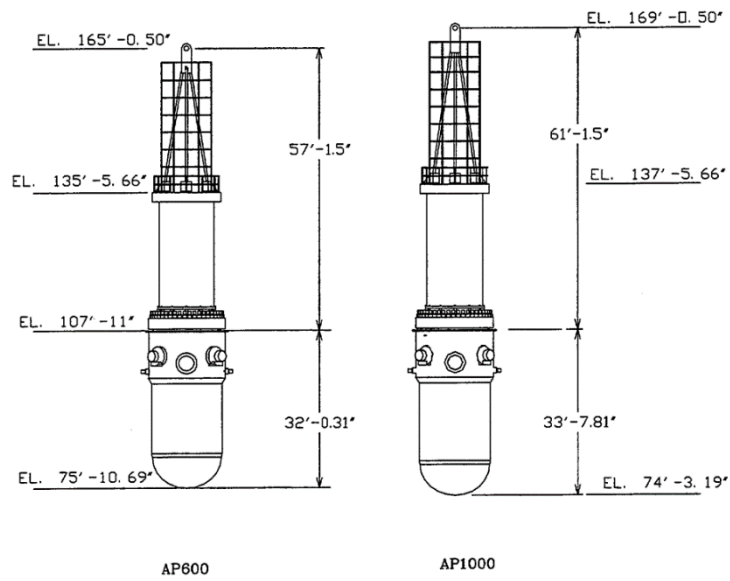


Ilustración 7: Comparación medidas de la vasija en un AP600 y AP1000. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report

La siguiente ilustración muestra la estructura característica de la vasija de un reactor AP1000.

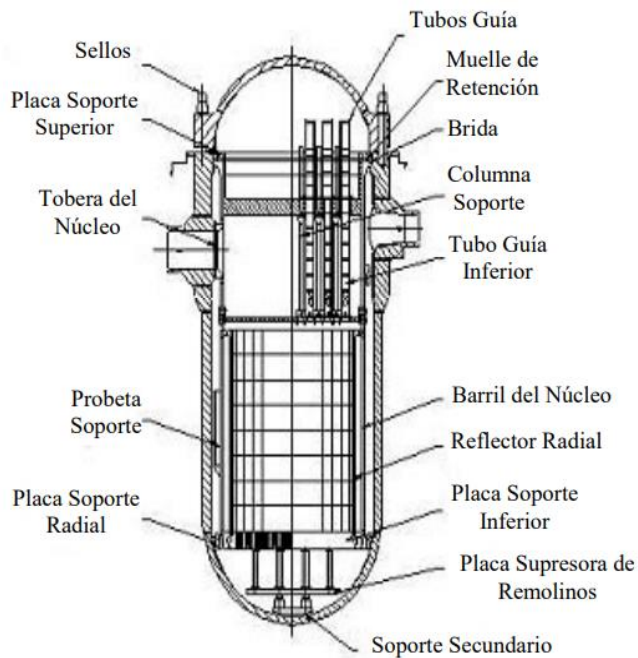


Ilustración 8: Estructura de la vasija del reactor. Fuente: AP1000, Una Central Nuclear de Diseño Avanzado

1.6.2 Diseño del núcleo y barras de control

El diseño del reactor AP1000 presenta similitudes con los diseños de reactores PWR de Westinghouse, aunque se han realizado ajustes basados en tecnologías existentes para mejorar su rendimiento. Se destaca la implementación de un diseño de núcleo con bajo contenido de boro en el AP1000 para aumentar la seguridad en situaciones de emergencia y mejoras en el combustible para prolongar su vida útil.

El núcleo del reactor consta de 157 ensamblajes dispuestos en tres regiones radiales con diferentes niveles de enriquecimiento. El ciclo de combustible tiene una duración de 18 meses, una capacidad operativa del 93% y un quemado promedio de descarga de hasta 60,000 MWd/t.

Altura activa del núcleo	4,267 m
Diámetro equivalente del núcleo	3,04 m
Inventario de combustible	84500 kg de Uranio
Densidad lineal de potencia calorífica	18,7 kW/m
Densidad de potencia media del combustible	40,2 KW/kgU
Densidad de potencia media del núcleo	109,7 MW/m ³
Material del combustible	UO ₂ sinterizado
Material de revestimiento del combustible	ZIRLO ^{1M} (Zr-1%Nb-1%Sn-0,1%Fe-0,12%O)
Diámetro exterior de las barras de combustible	9,5 mm
Espesor de los tubos de revestimiento	0,57 mm
Matriz de barras de los elementos de combustible	Cuadrada, 17x17
Número de elementos de combustible	157
Longitud total de los elementos de combustible	4,795 m
Peso total de un elemento de combustible	799,7 kg
Número de barras de combustible por elemento	264
Número de barras de control por elemento de combustible	24
Número de barras de control	69 (53 negras, 16 grises)
Enriquecimiento del combustible de la recarga en equilibrio	4,8 %
Ciclo de combustible	18 meses
Quemado medio del combustible	60 MWd/kg
Material absorbente de las barras de control	Ag-In-Cd (negras) Ag-In-Cd/304SS (grises)
Absorbente neutrónico soluble	H ₃ BO ₃

Tabla 1: Especificaciones de diseño del núcleo y barras de control. Fuente: Elaboración propia a partir de Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report

Cada ensamblaje incluye 264 barras de combustible dispuestas en un patrón cuadrado de 17x17, junto con 24 tubos guía y 1 tubo de instrumentación que facilita la inserción de un

detector de neutrones en el núcleo. El diseño incorpora tubos guía con paredes más gruesas y una rejilla mejorada.

Para garantizar un seguimiento óptimo de la carga diaria, el AP1000 emplea barras de control especiales llamadas "barras grises" en combinación con una estrategia automatizada de control de seguimiento de la carga, lo que elimina la necesidad de ajustar la concentración de boro diariamente. Esto simplifica los sistemas al no requerir equipos de eliminación de boro, excepto los materiales absorbentes de neutrones utilizados. Es importante destacar que el diseño de los componentes de las barras grises es idéntico al de las barras de control estándar, con la única diferencia de los materiales absorbentes de neutrones empleados.

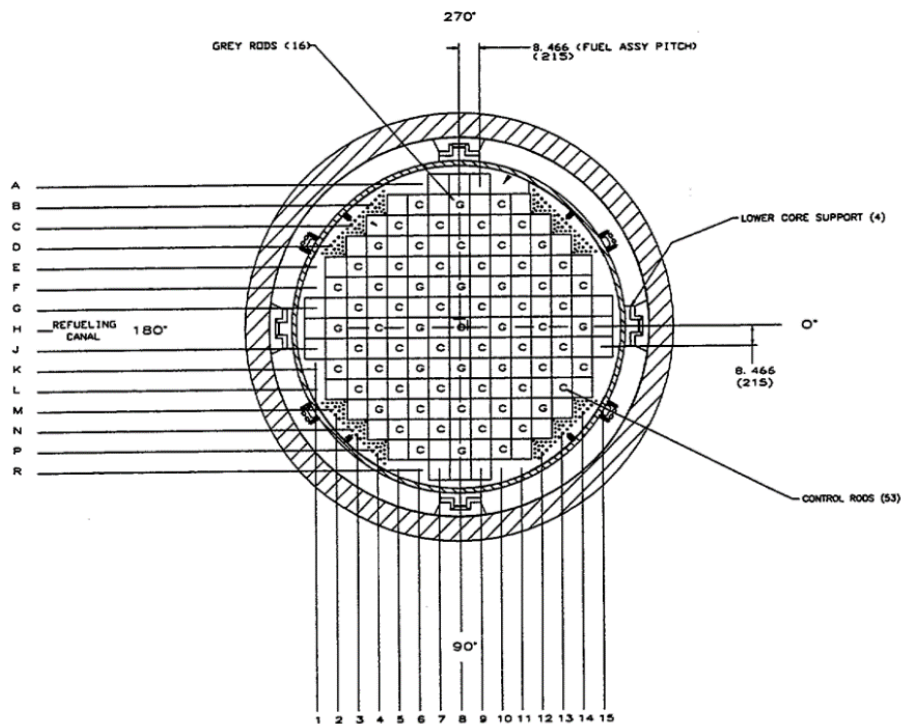


Ilustración 9: Distribución de las barras de control. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report

1.7 Sistema de refrigeración del reactor (RCS)

1.7.1 Descripción general

El sistema de refrigeración del reactor se compone de dos circuitos de transferencia de calor, cada uno equipado con un generador de vapor, dos bombas de refrigeración del reactor, una rama caliente única y dos ramas frías, utilizadas para hacer circular el refrigerante del reactor entre el núcleo y los generadores de vapor. Además, este sistema incluye un presionador, un sistema de despresurización automática, tuberías de interconexión, válvulas e instrumentación necesarios para el control operativo y la activación de salvaguardias. Todo el equipo del sistema se encuentra ubicado en el recinto de contención. La figura mostrada proporciona un esquema visual del sistema de refrigeración del reactor.

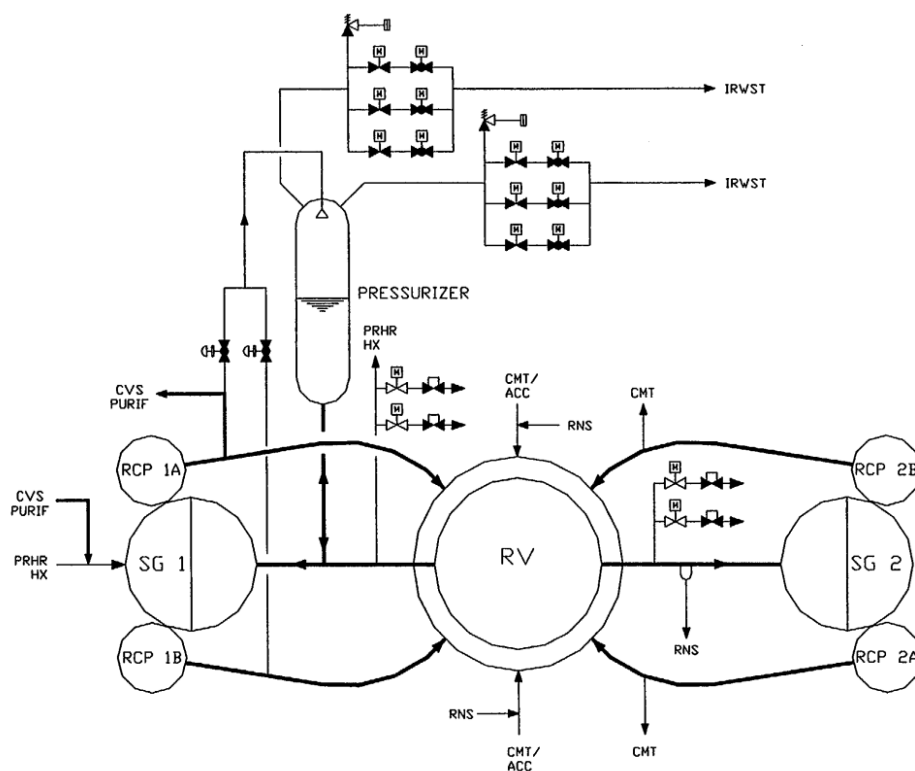


Ilustración 10: Esquema del sistema de refrigeración del reactor. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report

1.7.2 Diseño de los generadores de vapor

El generador de vapor AP1000 desempeña un papel fundamental en la conversión de calor en vapor. Su diseño se caracteriza por una disposición vertical en forma de U, con un conjunto de tubos dispuestos en forma triangular y un sistema de separación de humedad integrado para garantizar que el vapor producido esté lo más libre de gotas de agua posible.

En su operación, el generador de vapor permite que el refrigerante del reactor fluya a través de estos tubos en forma de U, transfiriendo el calor al lado secundario del sistema. Este proceso convierte el agua en vapor, que luego se separa del agua restante. La precisión en el diseño de los tubos y su fijación es crucial para evitar cualquier entrada no deseada de agua desde el lado secundario, lo que es esencial para mantener la seguridad y la eficiencia del generador.

El vapor generado asciende hasta la parte superior del generador, separando así el agua restante. Este proceso mejora la calidad del vapor, eliminando la mayor parte del agua arrastrada. El agua separada se recircula en el sistema, mientras que cualquier residuo, como lodo, se deposita lejos de las áreas críticas.

1.7.3 Diseño de la bomba de refrigeración del reactor

El reactor AP1000 incorpora una bomba de refrigerante de diseño avanzado. Esta bomba es monofásica, herméticamente sellada y cuenta con un motor centrífugo de alta inercia que se encuentra encapsulado en una carcasa. El diseño de la bomba AP1000 se deriva de la bomba del reactor AP600, pero con mejoras que permiten un mayor caudal de refrigerante y un período de enfriamiento prolongado.

Para mantener el motor de la bomba en un tamaño reducido, se emplea un controlador de velocidad variable que disminuye los requerimientos de energía del motor cuando el refrigerante está frío.

La bomba de refrigerante está directamente conectada a las salidas de dos toberas en la cabeza del generador de vapor. Un aspecto clave de esta bomba es que se trata de una "bomba de motor encapsulado," lo que significa que tanto el motor como los componentes giratorios están herméticamente sellados dentro de una vasija a presión.

El motor que impulsa la bomba es un motor de inducción de jaula de ardilla refrigerado por agua. Este motor puede ser extraído de la carcasa para inspección, mantenimiento o reemplazo en caso de ser necesario.

En resumen, la bomba de refrigerante del reactor AP1000 es un componente crítico del sistema de refrigeración con un diseño avanzado que asegura su funcionamiento seguro y eficiente. La encapsulación del motor y otros componentes garantiza la integridad del sistema y su rendimiento confiable en condiciones de alta presión y temperatura en una planta nuclear.

1.7.4 Diseño del presionador

El presionador desempeña un papel fundamental en el sistema de refrigeración del reactor. Su función principal es mantener un equilibrio entre líquido y vapor bajo condiciones saturadas para controlar la presión tanto en operaciones estacionarias como en situaciones transitorias. En caso de una fuga menor en el sistema, el presionador cuenta con una reserva de agua para mantener el volumen del sistema de refrigeración durante un período razonable sin necesidad de rellenarlo.

Para garantizar la seguridad y el funcionamiento adecuado, el presionador cuenta con una serie de características, como válvulas de seguridad para proteger contra sobrepresiones, sistemas de rociado controlados y calentadores eléctricos sumergidos.

El presionador también desempeña un papel importante en el control de la presión en el sistema de refrigerante, manteniendo la presión dentro de límites seguros durante situaciones de emergencia. Su estructura está diseñada para soportar tanto cargas verticales como laterales, lo que contribuye a su estabilidad y seguridad.

El sistema de refrigeración del reactor conecta la vasija del reactor a los generadores de vapor, las bombas de refrigerante del reactor y el presionador. Hay dos ramas calientes, cuatro ramas frías y una línea de sobrepresión del presionador.

Parameter	Value
Number of Units	1
Total Volume, ft ³	2,100
Spray Capacity, gpm	500
Inside Diameter, inches	90
Surge Line Volume, ft ³	99.7
Rated Pressurizer Heater Capacity, kw	1,600

Tabla 2: Parámetros del presionador del AP1000. Fuente: Elaboración propia a partir de Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report

1.7.5 Diseño del sistema de despresurización automático (ADS)

El sistema de despresurización automática es un componente crítico del sistema de refrigeración de un reactor nuclear. Está compuesto por cuatro etapas de válvulas, como se ilustra en la figura que operan de manera secuencial y que desempeñan un papel fundamental en la seguridad del reactor en situaciones de emergencia. Aquí hay una descripción más detallada de su funcionamiento:

1. **Cuatro Etapas de Válvulas:** El sistema consta de cuatro etapas de válvulas. Las tres primeras etapas tienen dos líneas cada una, con dos válvulas en serie en cada línea, ambas normalmente cerradas. La cuarta etapa tiene cuatro líneas, cada una con dos válvulas en serie, una normalmente abierta y una cerrada. En total, hay 20 válvulas en estas cuatro etapas.
2. **Secuencia de Apertura:** Estas válvulas se abren de manera secuencial, y su apertura es esencial para permitir el funcionamiento del sistema de refrigeración del núcleo en situaciones de accidente previsible.
3. **Tamaños de Válvulas:** Los tamaños de las válvulas varían en las tres primeras etapas. Cada etapa tiene sus propias características de operación.
4. **Interconexiones:** Las tres primeras etapas de válvulas están conectadas al presionador y comparten una tubería de entrada común. Sus salidas se combinan en una línea de descarga hacia un tanque de almacenamiento de agua de recarga en el recinto de contención (IRWST). Además, existe un segundo grupo de válvulas idénticas para estas etapas con su propia entrada y salida. Las válvulas de la cuarta etapa se conectan directamente a la rama caliente del refrigerante del reactor y descargan directamente en la contención.

5. **Control Manual:** Los operadores tienen la capacidad de abrir manualmente las válvulas de la primera etapa en una posición parcialmente abierta. Esto permite llevar a cabo una despresurización controlada del sistema de refrigerante del reactor en situaciones específicas.

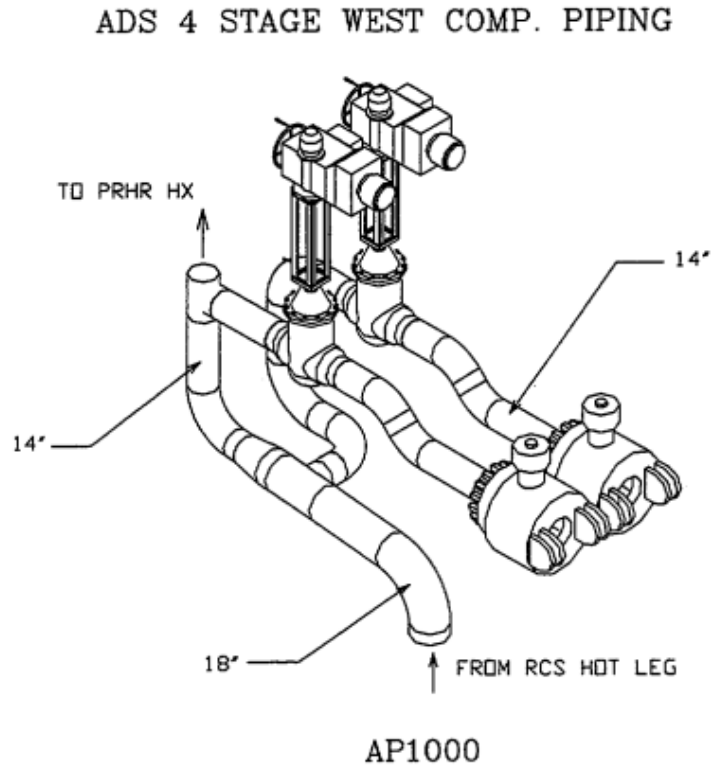


Ilustración 11: Disposición de las cuatro válvulas del ADS. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report

1.8 Sistema de refrigeración pasiva del núcleo (PXS)

El PXS se encarga de resguardar la integridad de la central ante eventos transitorios, así como frente a posibles fugas y rupturas de diversas dimensiones en el RCS.

El sistema de refrigeración pasiva del núcleo en los accidentes de pérdida de refrigerante utiliza cuatro fuentes diferentes de inyección pasiva.

- Los acumuladores entregan caudales muy altos durante un tiempo limitado de unos pocos minutos.
- Los tanques de aporte del núcleo (CMT) proporcionan caudales relativamente altos durante períodos prolongados.
- Un tanque de almacenamiento de agua de recarga dentro de la contención asegura menos flujo, pero por mucho más tiempo.
- La atmósfera, a través de la contención, es el sumidero de calor a largo plazo. Está disponible después de la inyección de otras tres fuentes y condiciones de mitigación de inundaciones.

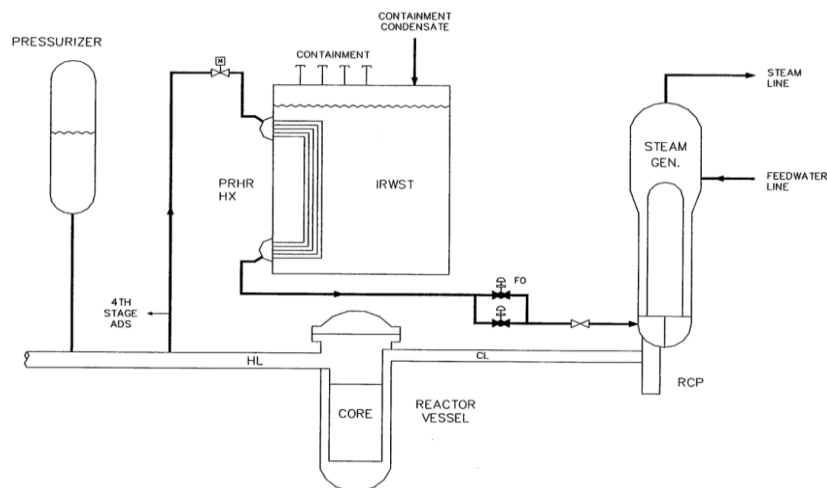


Ilustración 12: Esquema del PXS. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report

1.8.1 Eliminación pasiva del calor residual (PRHR)

En situaciones donde no se produce una pérdida de refrigerante, la eliminación del calor residual se logra mediante el sistema de refrigeración pasiva del núcleo, que hace uso de un intercambiador de calor de eliminación pasiva de calor residual.

El intercambiador de calor opera con una línea de entrada normalmente abierta que se conecta a la parte superior del mismo. Por otro lado, la línea de salida cuenta con válvulas controladas por aire que generalmente se encuentran cerradas, pero se abren en caso de pérdida de presión de aire o al recibir una señal de control. Este diseño asegura que el intercambiador de calor permanezca lleno de refrigerante del reactor a la presión del sistema del reactor, lo que garantiza una circulación eficiente del calor residual.

El intercambiador de calor se sitúa por encima de los lazos del sistema de refrigeración del reactor para permitir la circulación natural del flujo de calor cuando las bombas del reactor no están operativas.

Este intercambiador de calor se encuentra ubicado en el tanque de almacenamiento de agua de recarga dentro de la contención (IRWST), que cumple la función de actuar como un sumidero de calor. En conjunto con el sistema de refrigeración pasivo del núcleo y la refrigeración pasiva de la contención, el intercambiador de calor puede proporcionar refrigeración al núcleo durante un período indefinido.

1.8.2 Intercambiador de calor con evacuación pasiva del calor residual (PRHR)

El parámetro principal de interés para el intercambiador de calor PRHR es la capacidad de disipar calor durante situaciones de circulación natural. Durante tales condiciones, el intercambiador de calor PRHR extrae una cantidad menor de calor en comparación con cuando las bombas de refrigerante del reactor están en funcionamiento y generan un flujo forzado a través del intercambiador. Después de una pérdida de energía externa u otros eventos que causen que las bombas de refrigeración del reactor dejen de funcionar, el intercambiador de calor PRHR opera en modo de circulación natural.

La capacidad de disipación de calor mediante circulación natural se ve influenciada por la resistencia al flujo en el trayecto del intercambiador de calor PRHR, la superficie de transferencia de calor en el intercambiador y la altura a la que se encuentra éste. En el caso del AP1000, aunque la altura del intercambiador de calor permanece sin cambios, el centro térmico del núcleo se ha desplazado hacia una posición inferior, lo que aumenta la altura de circulación durante las condiciones de circulación natural. Tal y como se muestra en la figura, el diseño básico del intercambiador de calor PRHR se ha mantenido en el AP1000, pero se ha incrementado la superficie de transferencia de calor. Esto se logró mediante el aumento de la longitud de los tubos horizontales y la incorporación de algunos tubos adicionales, tal y como se ilustra en las figuras a continuación.

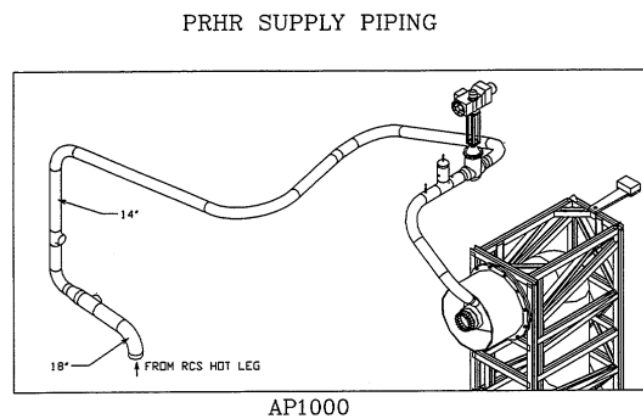


Ilustración 13: Tubería de suministro del PRHR. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report

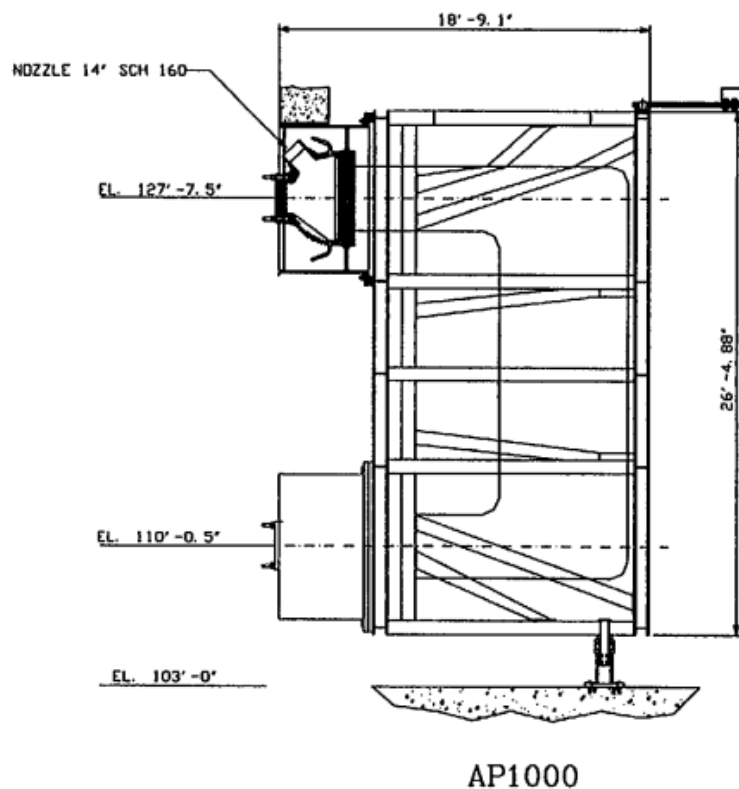


Ilustración 14: Esquema del intercambiador de calor del PRHR. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report

1.8.3 Acumulador (ACC)

Los acumuladores (ACC) son similares a los que se encuentran en las centrales del tipo PWR convencionales, aproximadamente llenos en sus tres cuartas partes de agua fría borada y presurizados con nitrógeno. La línea de desagüe del acumulador está conectada a la línea del DVI (Direct Vessel Injection). Dos válvulas de control previenen de la posibilidad de inyección de flujo durante las condiciones normales de operación.

Están principalmente diseñados para mitigar los efectos de un LBLOCA (Loss Of Coolant Accident).

1.8.4 Depósito de aporte al núcleo (CMT)

Los tanques CMT sustituyen a los sistemas de inyección de seguridad de alta presión de los PWR convencionales. Los dos CMT están situados a una altura por encima del núcleo; están llenos de agua borada y proporcionan la alimentación y la boración del sistema de refrigerante del reactor (RCS) para los casos de accidente con pérdida de refrigerante (LOCA) y cuando el sistema de alimentación normal no está disponible o es insuficiente. Cada CMT consiste en un tanque de acero inoxidable de gran volumen con una línea de entrada que conecta una de las ramas frías a la parte superior del CMT y una línea de salida que conecta la parte inferior del CMT a la línea de inyección directa a la vasija (DVI). La línea de DVI está conectada al tubo de bajada de la vasija del reactor. Cada CMT se llena con agua fría borada. La válvula de entrada del CMT está normalmente abierta y, por lo tanto, el CMT está normalmente a la presión primaria del sistema. La válvula de salida del CMT está normalmente cerrada, impidiendo la circulación natural durante el funcionamiento normal. Cuando la válvula de salida está abierta, se establece una vía de circulación natural desde el CMT hasta el núcleo del reactor. El agua fría borada fluye hacia la vasija del reactor y el fluido primario caliente fluye hacia arriba, hacia la parte superior del CMT.

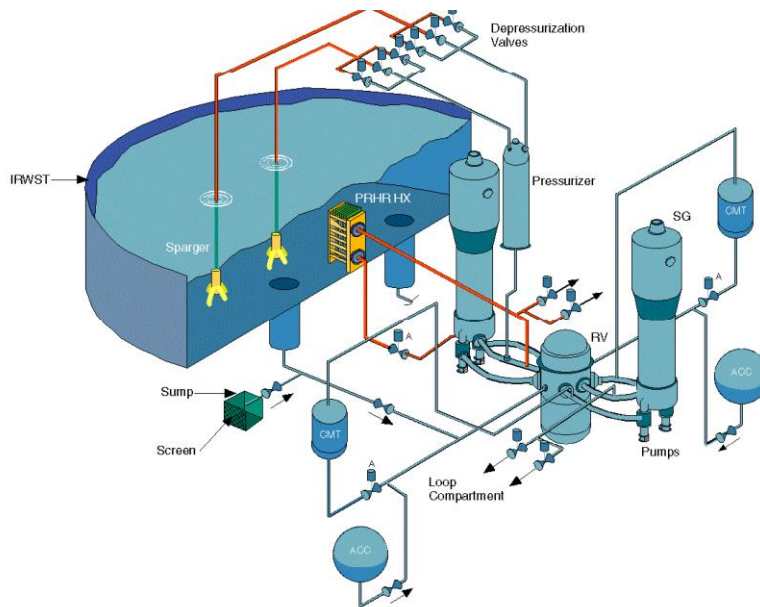


Ilustración 15: Diagrama de la disposición de los CMT en el PXS. Fuente: Análisis Termohidráulico del Proceso de Condensación por Contacto Directo de un Flujo de Vapor Inyectado en Agua con ANSYS Fluent

Los CMT pueden funcionar en dos modos diferentes, dependiendo de las condiciones del RCS. Si Las ramas frías están llenas de agua, los CMT funcionan en un modo de recirculación de agua con la fuerza motriz basada en la gravedad y en la diferencia de densidad entre el refrigerante caliente del reactor en la línea de equilibrio del CMT y el agua más fría en el CMT. Si las ramas frías se vacían, como ocurre durante las LOCA, los CMT funcionarán en un modo de inyección de desplazamiento de vapor o de drenaje de vapor. En este modo, la fuerza motriz se basa en la gravedad y en la diferencia de densidad entre el vapor de los tramos fríos y el agua de los CMT.

El volumen del CMT del diseño AP1000 y su capacidad de inyección se ha incrementado en aproximadamente un 25%. Dado que existen restricciones relacionadas con la disposición del edificio, el aumento en el volumen del tanque se ha logrado mediante un aumento en el diámetro del CMT. El incremento en la capacidad de inyección se ha alcanzado a través de la modificación del orificio de limitación de flujo en la línea de descarga del CMT. El aumento del volumen del CMT y su capacidad de inyección mantiene la misma duración de inyección, lo que a su vez conserva el mismo (o un tiempo similar) en el que se activan las etapas del ADS (Accelerator Driven System) y Depósito de Almacenamiento de Agua de Recarga en el interior de la Contención (IRWST) comienza a proveer la inyección de seguridad.

1.8.5 Depósito de Almacenamiento de Agua de Recarga en el interior de la Contención (IRWST)

Situado por encima de las tuberías del sistema de refrigeración del reactor (RCS), el tanque de almacenamiento de agua de recarga (IRWST) se descargará por gravedad en la vasija del reactor una vez que el RCS haya sido despresurizado debido a una rotura o gracias al sistema de despresurización automático. El flujo se inicia a través de una señal de despresurización que activa las válvulas explosivas, las cuales se abren mediante una carga explosiva. Cabe destacar que las válvulas explosivas se encuentran en serie con válvulas de retención en las líneas de inyección.

El sistema de inyección se activa gracias al sistema de despresurización automático, el cual lleva a cabo una despresurización escalonada del sistema primario, iniciada por cualquier activación de los depósitos de aporte al núcleo (CMT) que alcancen los niveles de agua predefinidos en dichos tanques.

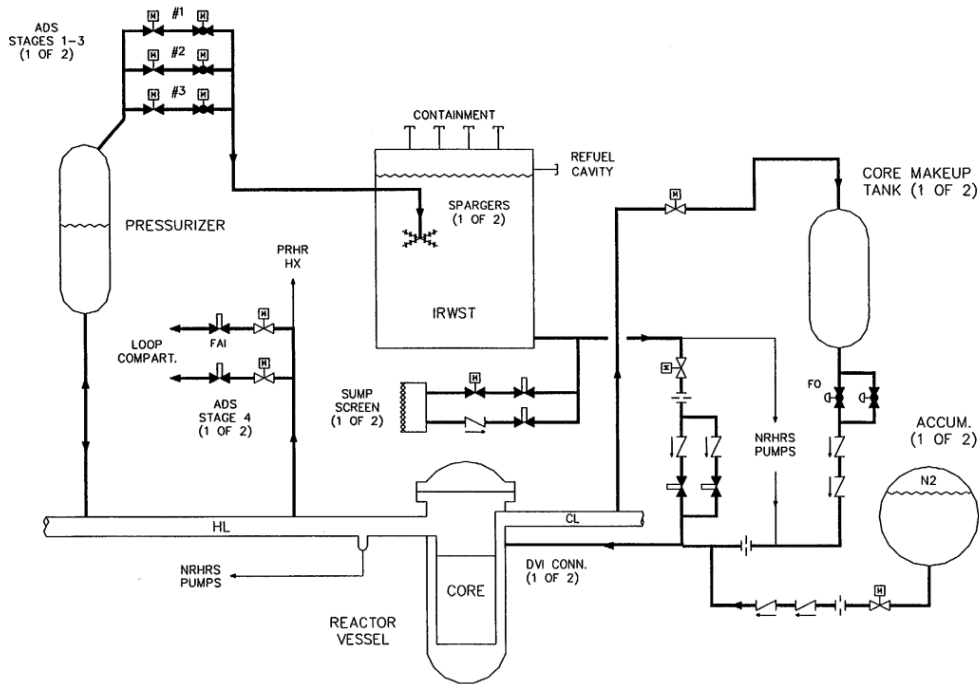


Ilustración 16: Esquema del flujo de inyección en el IRWST. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report

Dentro del IRWST, el intercambiador de calor (PRHR) cuenta con una entrada proveniente de la rama caliente del sistema de refrigeración del reactor (RCS) y una salida hacia el tramo frío del RCS. En caso de una pérdida de eliminación de calor del RCS proveniente de los generadores de vapor, el IRWST absorberá calor del intercambiador, mientras que el refrigerante del sistema primario circulará a través del intercambiador por medio de la circulación natural. Después de varias horas de funcionamiento, el agua del IRWST comenzará a evaporarse. Como consecuencia, el vapor generado en el IRWST comenzará a condensarse en las paredes de la contención. El condensado resultante se dirigirá a través de un sistema de evacuación de seguridad de vuelta al IRWST para continuar el ciclo.

1.9 Contención

La vasija de contención es un contenedor de metal conforme a las normas ASME (Sociedad Americana de Ingenieros Mecánicos). Cumple dos funciones: limitar las liberaciones en caso de un accidente y servir como el último recurso para disipar el calor relacionado con la seguridad.

Esta vasija de contención sostiene la mayor parte del deflector de aire de la contención, y este deflector de aire está dispuesto de tal manera que permite la inspección de la superficie exterior de la vasija de contención. Además, se han soldado conductos de distribución de flujo en la cúpula como parte del sistema de distribución de agua del sistema de refrigeración pasiva de la contención.

La vasija de contención está recubierta con una imprimación de zinc inorgánico hasta justo por debajo del nivel del hormigón. Se han instalado sellos en la superficie del hormigón tanto en el interior como en el exterior de la vasija para evitar que la humedad quede atrapada cerca de la vasija de acero, justo por debajo de la parte superior del hormigón. El sello en el interior se adapta al crecimiento radial de la vasija debido a la presurización y al calentamiento.

Una mejora destacada en el diseño del AP1000 es la reducción significativa, de hasta un 60%, en el número de penetraciones; no se requieren penetraciones para respaldar funciones de mitigación después de un accidente.

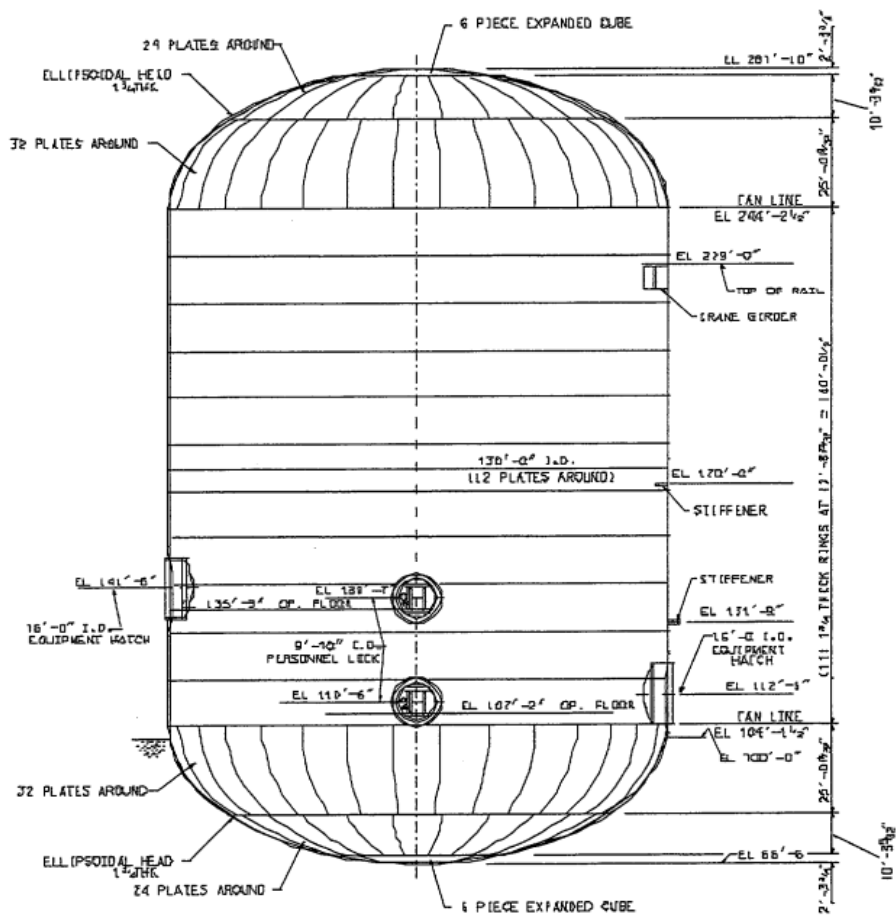


Ilustración 17: Esquema de la vasija de contención. Fuente: Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report

1.9.1 Sistema de refrigeración pasivo de la contención (PCS)

El sistema de refrigeración pasivo de la contención (PCS) es un sistema de características de seguridad diseñado con precisión. Su objetivo funcional radica en la reducción de la temperatura y presión en el interior de la contención tras un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA) o un accidente en la línea principal de vapor (MSLB), mediante la extracción de la energía térmica del ambiente de la contención. Además de cumplir con esta función, el PCS también sirve como el medio para transferir calor al sumidero de calor.

Este sistema desempeña un papel fundamental en la limitación de las liberaciones de radioactividad (tras el accidente), ya que reduce la diferencia de presión entre el ambiente

de la contención y el entorno externo, atenuando de este modo la fuerza motriz que impulsa la fuga de productos de fisión desde la contención hacia la atmósfera.

Adicionalmente, el PCS proporciona una fuente de agua de reposición para la piscina de combustible gastado en el caso de una pérdida prolongada de la refrigeración normal de dicha piscina.

La vasija de contención de acero, situado en el interior del edificio de protección de hormigón, proporciona la superficie de transferencia de calor que permite eliminar el calor del interior de la contención y disiparlo a la atmósfera. La eliminación del calor de la vasija de contención se logra gracias a la circulación natural continua de aire en el espacio anular entre el edificio de protección y la vasija de contención. En caso de un accidente de diseño, la refrigeración por aire se ve complementada por la evaporación de agua. Esta agua de refrigeración se drena por gravedad desde un depósito situado en la parte superior del edificio de protección de la contención y fluye por la superficie de la vasija de contención de acero, lo que contribuye a mejorar la transferencia de calor. Este diseño del sistema pasivo de refrigeración de la contención elimina la necesidad de sistemas de rociado y enfriadores de ventiladores de seguridad que son típicos en una planta convencional. La figura a continuación nos ayuda a entender mejor este proceso de refrigeración.

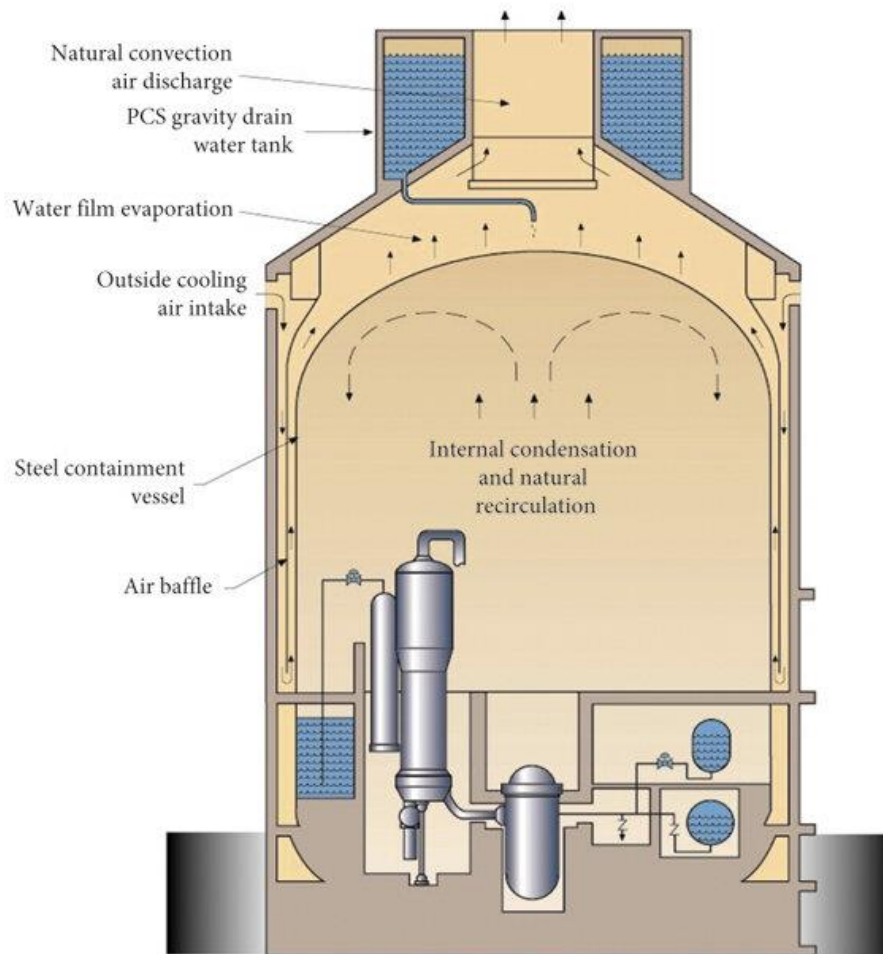


Ilustración 18: Esquema del PCS en el AP1000. Fuente: Experimental and Numerical Studies of AP1000 Shield Building considering Fluid-Structure Interaction

1.10 Sistemas auxiliares del sistema nuclear de suministro de vapor (NSSS)

1.10.1 Sistema normal de eliminación del calor residual (RNS)

El sistema normal de eliminación de calor residual del AP1000 elimina calor del núcleo y del sistema de refrigeración del reactor durante el enfriamiento normal de la planta y continúa eliminando calor durante el reabastecimiento de combustible.

Adicionalmente, el sistema normal de eliminación de calor residual también proporciona reposición a baja presión del refrigerante del reactor cuando se activa el sistema de despresurización automático (ADS), evitando la activación del ADS de la cuarta etapa y garantizando una inyección independiente y segura a baja presión.

Un sistema normal de eliminación de calor residual consta de dos trenes de equipo mecánico. Cada línea dispone de una bomba de calor residual y un intercambiador de calor residual ubicados en un edificio adyacente. Los dos trenes de equipos comparten una línea de entrada común y un colector de salida común del sistema de refrigeración del reactor. Un sistema típico incluye las tuberías, válvulas y equipos necesarios para el funcionamiento del sistema.

1.10.2 Sistema de agua de refrigeración de componentes (RCCWS)

El sistema de agua de refrigeración de componentes AP1000 es un sistema de refrigeración de circuito medido que transfiere calor desde varias partes de la planta a la torre de refrigeración del sistema de agua de servicio. Trabaja durante los períodos normales de operación de la planta, incluidas las operaciones eléctricas, el enfriamiento normal y el reabastecimiento de combustible.

Este sistema incluye una bomba de refrigeración de dos componentes, intercambiadores de calor de refrigerante de dos componentes, un tanque intermedio de refrigerante de un solo componente y válvulas, tuberías e instrumentación asociadas.

1.10.3 Sistema de refrigeración de la piscina del combustible gastado (SFPCS)

El sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado del AP1000 es un sistema no relacionado con la seguridad diseñado para eliminar calor de desintegración de la piscina de combustible y hacer circular agua a través de desmineralizadores para mantener la pureza del agua de la piscina de combustible.

El sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado consta de dos trenes mecánicos de equipos. El sistema está diseñado de tal manera que cualquiera de los dos trenes de equipos puede ser funcionar para realizar cualquiera de las funciones requeridas del sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado independientemente del otro tren. Un tren está continuamente enfriando y purificando la piscina de combustible gastado de combustible gastado, mientras que el otro tren está disponible para transferencias de agua purificación de tanques de almacenamiento, o alineado como reserva del tren de equipos operativo.

1.10.4 Sistema de control químico y volumétrico (CVCS)

El sistema conocido como sistema de control químico y de volumen (CVCS, por sus siglas en inglés, chemical and volume control system) está compuesto por una serie de componentes que incluyen intercambiadores de calor, desmineralizadores, filtros regenerativos y de descongelación, bombas de aporte, tanques, válvulas, tuberías e instrumentación relacionada. Su diseño tiene como objetivo principal llevar a cabo las siguientes funciones principales:

- Control de química y pureza: El sistema se encarga de mantener los niveles óptimos de química y pureza en el sistema de refrigeración del reactor.
- Operación bajo presión: El proceso de purificación se realiza a la misma presión que el sistema de refrigeración del reactor, dentro de la contención de la planta.
- Flujo continuo: Utiliza la energía proporcionada por las bombas de refrigeración del reactor para mantener un flujo constante a través del sistema.
- Ajuste de la concentración de boro: Permite la variación de la concentración de boro en el sistema de refrigeración del reactor, lo que es fundamental para controlar la reactividad nuclear.
- Adaptabilidad a cambios de volumen: Puede acomodar cambios en el volumen del refrigerante, como arranques, paradas y modificaciones en la carga operativa de la planta.
- Operación sin bombas de aporte: El sistema funciona de manera continua sin depender de las bombas de aporte, utilizando la presión del sistema de refrigeración del reactor como fuente de energía.
- Gestión de fugas y presión: Puede manejar pequeñas fugas del sistema de refrigeración y ajustes en el nivel de presión en el presionador durante transiciones de potencia y operaciones normales.

1.11 Sistema principal de suministro de vapor (MSSS)

El sistema principal de suministro de vapor (Main Steam Supply System), tal como se describe en esta sección, incluye componentes del sistema generador de vapor (SGS), el sistema principal de vapor (MSS) y el sistema principal de turbina (MTS).

La función del sistema principal es suministrar vapor desde los generadores de vapor hasta la turbina de alta presión a lo largo de un rango de flujos y presiones que abarcan todo el rango de operación, desde el calentamiento del sistema hasta las condiciones máximas calculadas de la turbina.

Dentro de este sistema podemos encontrar varios componentes de vital importancia para el óptimo funcionamiento del reactor, pero en este caso nos vamos a centrar en las válvulas más significativas de este sistema.

1.11.1 Válvulas principales de seguridad de vapor

Se incorporan válvulas de seguridad principales con capacidad suficiente para evitar que la presión del vapor supere el 110 % de la presión de diseño en dos situaciones:

- Durante la parada de la turbina sin detener el reactor, manteniendo el flujo principal de agua de alimentación.
- Durante la parada de la turbina con una detención retardada del reactor y pérdida de flujo principal de agua de alimentación.

Cada válvula individual tiene su capacidad limitada según la máxima permitida de la válvula de alivio de vapor, evitando así posibles flujos descontrolados y transiciones no deseadas del reactor en caso de fallo de una válvula de seguridad.

1.11.2 Válvulas de alivio atmosférico motorizadas

Este sistema tiene como objetivo principal facilitar la gestión controlada del calor residual del reactor durante el enfriamiento normal, especialmente cuando las válvulas principales de aislamiento de vapor están cerradas o el sistema de derivación de la turbina no está disponible.

La operación de estas válvulas de alivio es automatizada y está intrínsecamente vinculada a la presión en la línea de vapor durante las operaciones de la planta. Cuando la presión en la línea de vapor supera un umbral predeterminado, las válvulas se abren y se regulan automáticamente para permitir la descarga de vapor hacia la atmósfera. A medida que la presión disminuye, las válvulas modulan su cierre.

Un componente importante de este sistema es la presencia de válvulas de aislamiento con controles remotos ubicadas aguas arriba de cada válvula de alivio accionada por energía. Estas válvulas de aislamiento permiten la desconexión y el aislamiento de una válvula con fuga o atascada.

Adicionalmente, se integra un sistema de válvulas de aislamiento accionadas por motor, las cuales se cierran de forma automática en situaciones de baja presión en la línea de vapor. Esta característica asegura la finalización adecuada de los transitorios de despresurización de la línea de vapor, contribuyendo a la integridad y seguridad general del sistema.

1.11.3 Válvulas principales de aislamiento de vapor

La función del aislamiento principal del vapor es limitar la purga a un generador de vapor en caso de rotura de una línea de vapor, para limitar:

- El efecto en el núcleo del reactor dentro de los límites especificados del diseño del combustible.
- La presión de contención a un valor menor que la presión de diseño.

El aislamiento principal consta de una válvula de compuerta de acción rápida en cada línea principal de vapor y una válvula de derivación asociada con actuadores e instrumentación. Las válvulas de aislamiento proporcionan un cierre con una fuga mínima durante condiciones de rotura de línea postuladas, ya sea aguas arriba o aguas abajo de las válvulas.

1.12 Análisis de seguridad del AP1000

Existen una infinidad de accidentes que se pueden producir durante los tiempos de operación normal de una planta nuclear. Pero en este caso nos centraremos en tres accidentes en concreto: SBLOCA, LBLOCA y SBO.

El accidente conocido como LOCA (Loss Of Coolant Accident) se define como la pérdida de refrigerante en el primario que impide mantener tanto el nivel del presionador como la presión en el primario y se contrarresta mediante la inyección del caudal máximo posible, siendo las salvaguardias las encargadas de esta acción. Pero dentro de este accidente podemos encontrar dos variantes, LBLOCA y SBLOCA.

1.12.1 LBLOCA

Un LBLOCA (Large Break Of Coolant Accident) en un reactor PWR convencional, se caracteriza por una rotura grande en una tubería del sistema primario con un diámetro equivalente mayor a 150 mm en doble guillotina, con lo que se pierde refrigerante por ambos lados. Sólo puede ocurrir en las ramas, puesto que es la única parte de la planta con tuberías de este calibre. En este accidente se produce una caída fuerte de la presión dejando al descubierto el núcleo del reactor en pocos segundos.

Para mitigar las consecuencias de dichas roturas, es preciso disponer de un sistema de refrigeración de emergencia (ECCS).

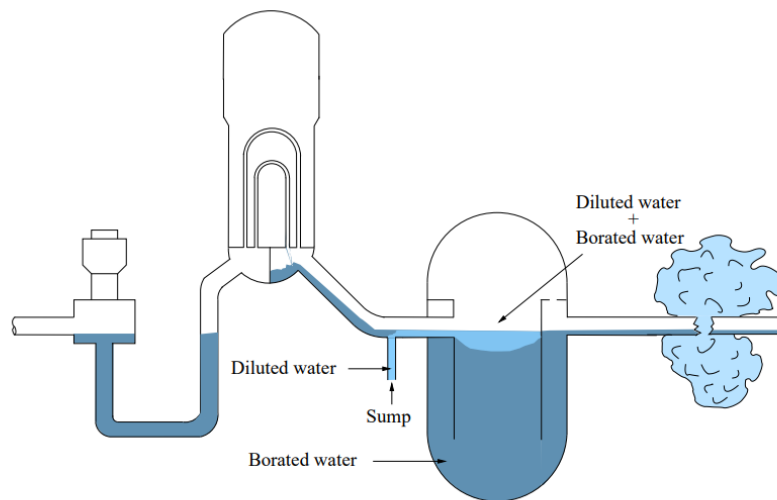


Ilustración 19: Diagrama de una rotura LBLOCA. Fuente: LBLOCA (Large Break Loss of Coolant Accident)

El desarrollo de este accidente viene clasificado en 5 fases en las cuales los sistemas de emergencia de la planta inician su actuación para solventar esta situación lo más rápido posible.

- **Fase de descarga o blowdown:** tiene un tiempo de desarrollo entre 0-20 s. Se produce una importante pérdida de refrigerante debido a su descarga por la rotura. Tras una rápida despresurización, la presión desciende más lentamente debido a la creación de una mezcla de vapor-líquido en la vasija y en el circuito. Al haber transcurrido 10 s la presión ha caído lo suficiente para que se inicie automáticamente la inyección de seguridad de alta presión y de los acumuladores en las ramas frías.
- **Fase de bypass:** ocurre durante los 20-30 s. El agua de la inyección proveniente de los acumuladores no es capaz de bajar al núcleo debido a la gran cantidad de vapor que sube a través del downcomer, por ello, toda el agua inyectada por el sistema de refrigeración fluye a través de la rotura.
- **Fase de refill o rellenado:** se produce durante los siguientes 30-40s. En esta fase la presión cae lo suficiente para que el vapor de subida por el downcomer permita

que el agua que habían inyectado los acumuladores llegue al núcleo y se comience a rellenar el pleno inferior de la vasija.

- **Fase de reflood o reinundación:** en el transcurso de los posteriores 40-250s, se llena por completo el pleno inferior de la vasija y se inicia la inundación de los elementos combustibles. Cuando el agua alcanza estos elementos, se genera una gran cantidad de vapor que se dirige hacia los generadores de vapor a través de las ramas calientes y llegan a la rotura en la rama fría.
- **Fase de refrigeración a largo plazo:** Las bombas del sistema de refrigeración de emergencia (ECCS) suministran agua para el enfriamiento a largo plazo, lo que resulta en una disminución de las temperaturas del núcleo hasta alcanzar niveles estables a largo plazo, produciéndose así una recuperación tanto en la rama fría como en la rama caliente.

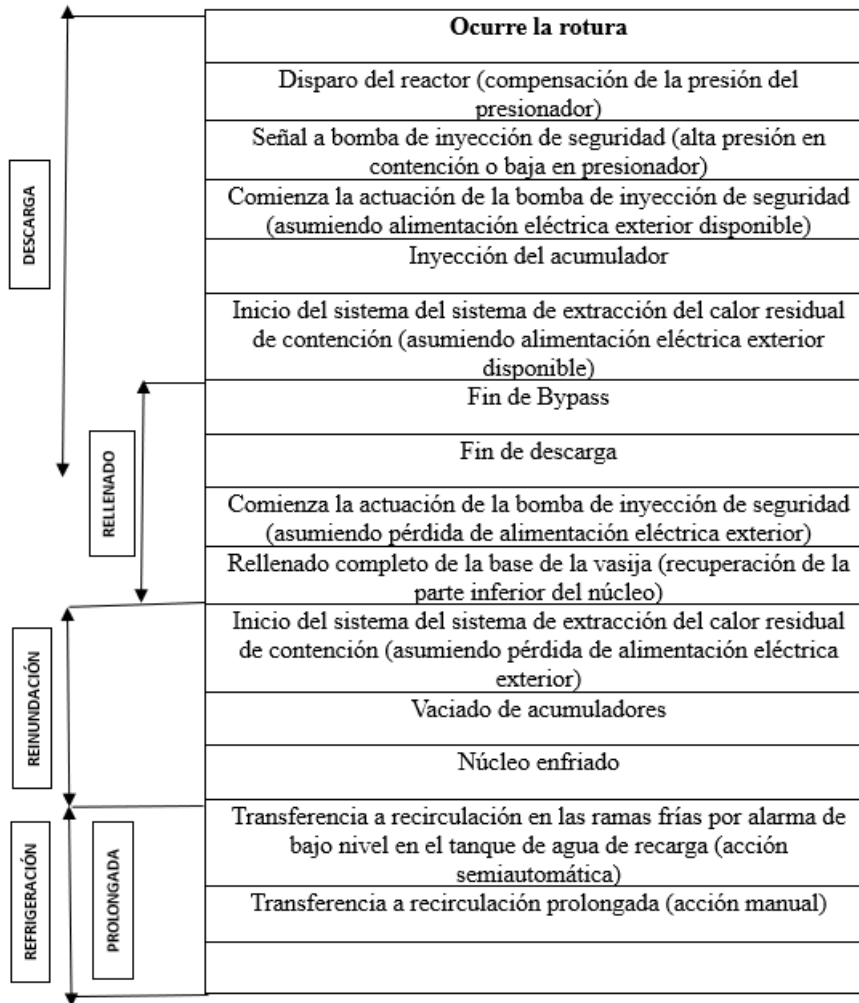


Tabla 3: Fases de un LBLOCA. Fuente: Elaboración a partir de LBLOCA (Large Break Loss of Coolant Accident)

1.12.1.1 LBLOCA EN EL AP1000

Dado que el reactor AP1000 incluye nuevas funciones de seguridad con respecto a los reactores PWR convencionales, la secuencia de actuación una vez se ha producido el accidente es ligeramente diferente, pues entran en juego aquellos sistemas de seguridad pasivos explicados anteriormente.

En el momento de producirse la rotura en la rama fría, se genera una rápida despresurización del RCS y con ello el disparo del reactor y la señal que activa la inyección de seguridad. Después de generarse dicha señal, las válvulas de aislamiento de los CMTs comienzan a abrirse, pero, la rápida despresurización hace que se alcancen los

valores de consigna de los acumuladores (ACC), cortando así la inyección a través de los CMTs. Adicionalmente, antes de que el agua proporcionada por los ACC alcance el fondo del núcleo, una parte de ésta es desviada a través del “downcomer” y se agota a través de la rotura.

A medida que los ACC se vacían, la inyección a través de los CMTs se reanuda hasta que el sistema se encuentra en las condiciones necesarias para que el IRWST comience a proporcionar refrigeración a largo plazo (que la presión del RCS esté cerca de la presión en la contención).

Este accidente lleva a la caracterización de tres fases durante el desarrollo de este:

- **Blowdown:** en este periodo se pueden distinguir dos subfases, blowdown temprano y blowdown tardío. Durante el blowdown temprano se produce una rápida despresurización del RCS quedando el núcleo casi descubierto en cuestión de 20 segundos. La veloz pérdida de refrigerante hace que la temperatura de las vainas de combustible aumente de manera considerable, aunque más tarde disminuye por el aumento de enfriamiento en el núcleo. Posteriormente, durante el blowdown tardío, entre los 14-35 segundos, se alcanza el valor de consigna de los ACC y comienzan a descargar agua hacia el núcleo, pero durante aproximadamente 10 segundos, parte de esta agua es desviada debido al ratio de despresurización. Debido a que las regiones superiores del núcleo siguen al descubierto, la temperatura del combustible vuelve a aumentar.

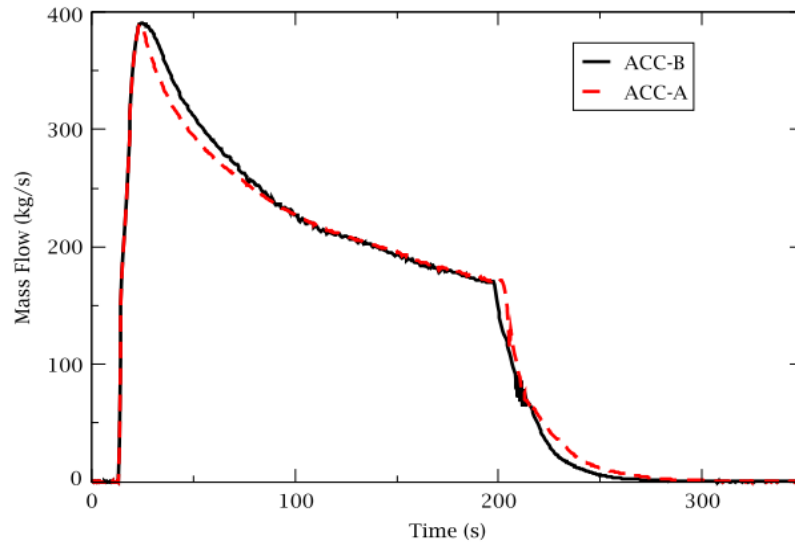


Ilustración 20: Inyección de los ACC en un LBLOCA AP1000. Fuente: AP1000® Large-Break LOCA BEPU analysis with TRACE code

- **Refill:** tras la prolongada despresurización, la presión de vapor en el RCS ha bajado lo suficiente para que el agua de los acumuladores pueda fluir a través del downcomer hasta alcanzar el núcleo. El agua de refrigeración llega al pleno inferior de la vasija y comienza a rellenarse. En este momento, la temperatura de revestimiento de combustible sigue aumentando.
- **Reflood:** Después de rellenar el pleno inferior, se inicia la recarga y extinción del núcleo. La rehúmedación genera una mayor cantidad de vapor que enfría la parte superior del núcleo, llevando las temperaturas del combustible a un máximo antes de comenzar a disminuir. Una vez que los ACC se han vaciado, los CMTs comienzan a inyectar y más tarde, el IRWST proporcionará la refrigeración a largo plazo. Después de los primeros 50 segundos, la fracción de volumen líquido en el downcomer y, posteriormente, en el núcleo, comienza a aumentar y a los 250 segundos se estabiliza en un valor seguro. Esta cantidad de líquido es capaz de enfriar el núcleo hasta que se requiera la inyección del IRWST.

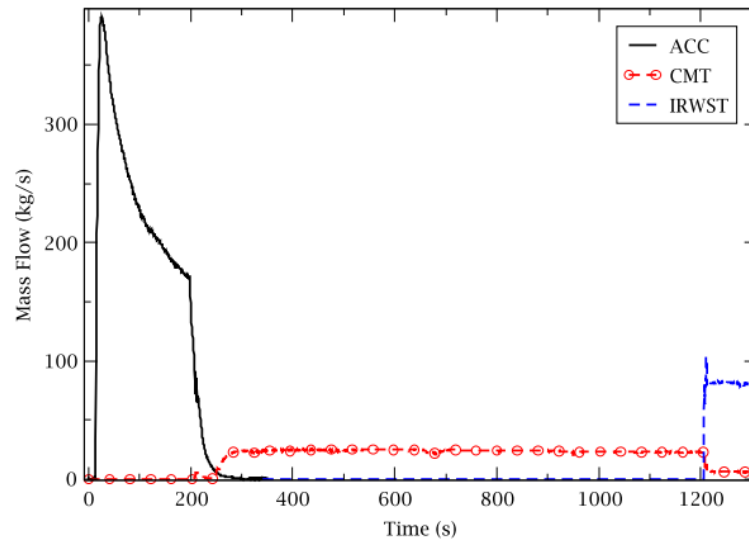


Ilustración 21: Flujo másico de inyección de los sistemas de seguridad pasiva en un LBLOCA en AP1000. Fuente: AP1000® Large-Break LOCA BEPU analysis with TRACE code

1.12.2 SBLOCA

Al contrario que el accidente descrito previamente, un SBLOCA (Small Break Of Coolant Accident) es conocido por presentar una rotura en una tubería con un diámetro equivalente comprendido entre los 12,5 y 50 mm. Las pequeñas roturas producen menor daño en las vainas, sin embargo, presentan mayor complejidad a la hora de ser gestionadas que las roturas grandes.

El SBLOCA puede producirse en cualquier parte del circuito primario, es decir, puede darse como una rotura pequeña en una tubería grande o bien manifestarse como una penetración en la vasija. Durante el desarrollo de este accidente se alcanzan las condiciones de caudal crítico (descarga máxima de un conducto que tiene una salida libre y agua acumulada en la entrada), por lo que no puede vaciarse a la misma velocidad con la que lo haríamos en un LBLOCA.

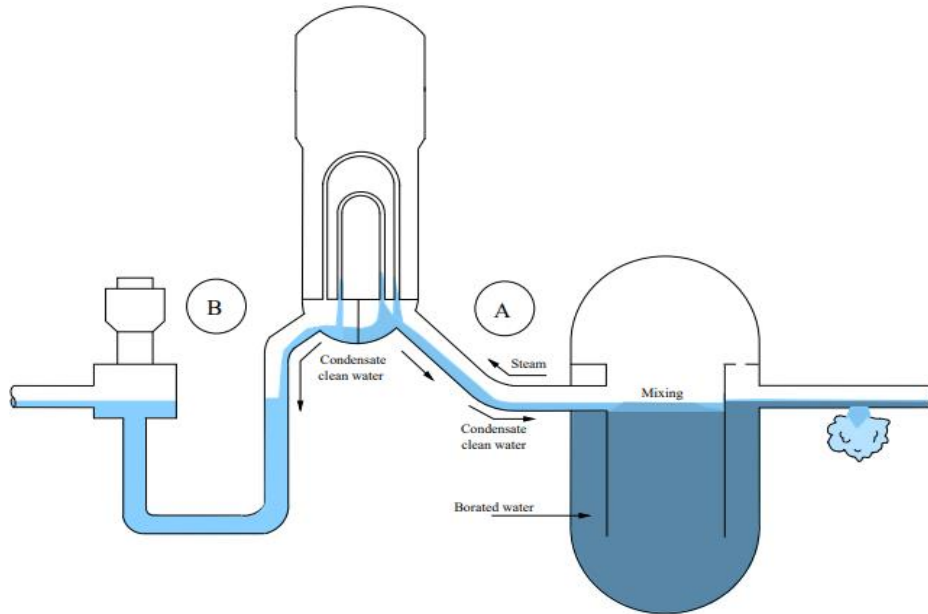


Ilustración 22: Diagrama rotura SBLOCA. Fuente: Secuencia accidental SBLOCA

Como en todo accidente, existen unas fases de actuación que los sistemas de seguridad llevan a cabo para solventar este problema:

- **Fase 1:** Descarga. Se produce la rotura y con ello la despresurización del RCS hasta la presión del secundario. La ebullición en zonas localizadas de RCS comienza.
- **Fase 2:** Circulación natural monofásica y bifásica. El calor es refrigerado a través de los calentadores de vapor y se acumula vapor en distintos puntos del RCS.
- **Fase 3:** se produce la pérdida de la circulación natural, se condensa el vapor del núcleo y es recirculado al mismo en contracorriente.
- **Fase 4:** se continúa perdiendo inventario hasta que se produce el primer descubrimiento del núcleo.
- **Fase 5:** sucede el aclarado del sello del lazo, una despresurización y el posible segundo descubrimiento del núcleo. Los acumuladores comienzan a inyectar y el núcleo se reinunda.
- **Fase 6:** más adelante habrá una fase a largo plazo de recirculación a baja o alta presión o activación del RHR (Residual Heat Removal).

1.12.2.1 SBLOCA EN EL AP1000

En este tipo de accidente en el reactor AP1000 la secuencia de actuación es diferente a un PWR convencional, en gran parte debido a la presencia de los sistemas de seguridad pasivos, que incluyen en este caso al sistema de inyección de alta presión (CMTs), los sistemas de inyección de media presión (acumuladores o ACC), la inyección de baja presión (IRWST) y los dos sistemas de refrigeración del núcleo, el sistema PRHR y el ADS.

En un reactor de agua a presión convencional, durante un evento de pérdida de refrigerante pequeña (SBLOCA), el sistema de refrigeración del circuito primario experimenta una rápida despresurización. Cuando la presión alcanza el umbral de disparo del reactor, las barras de control caen, deteniendo la reacción en cadena. Luego, la presión del circuito primario disminuye hasta alcanzar el umbral de la señal de inyección de seguridad, activando el sistema pasivo de enfriamiento del núcleo, que incluye componentes como CMTs, ACCs, PRHR e IRWST, además de desactivar automáticamente las bombas de refrigeración del circuito primario (RCPs).

Durante el desarrollo del accidente SBLOCA en el reactor AP1000, se distinguen cuatro etapas principales en las que podemos afirmar que las dos primeras fases están dominadas por los sistemas de enfriamiento (CMTs en modo recirculación, PRHR y generadores de vapor), mientras que desde el ADS blowdown, la descarga provocada por los CMTs en modo inyección, los ACC y el IRWST son los responsables de la refrigeración del núcleo.

- **Blowdown:** esta fase corresponde a la disminución de presión inicial en la que se activa el disparo del reactor y la inyección de seguridad. Cabe destacar que en el momento en que se abren las válvulas de los CMT y del PRHR, se establecen tres trayectorias complementarias de circulación natural que proporcionan refrigeración al núcleo, haciendo que la presión del RCS sea menor que la presión en los generadores de vapor.
- **Circulación natural:** la fase de circulación natural sigue a la desconexión de las bombas de refrigeración del primario (RCPs), donde éste pasa a refrigerarse por medios de circulación natural como los CMT o PRHR, así como a través de la rotura o los generadores de vapor. Esta etapa concluye con la activación de la etapa 1 del ADS. En el caso del AP1000, a diferencia de los PWR, los generadores

de vapor no desempeñan un papel tan crucial durante los SBLOCA, ya que el PRHR se activa rápidamente en el accidente y el IRWST actúa como el principal sumidero de calor. Los CMT permanecen en modo de recirculación, y el vapor comienza a reemplazar al agua en la parte superior de los tanques hasta que el nivel en los CMT alcanza la activación del ADS.

- **ADS blowdown:** Una vez que el nivel en los CMTs alcanza aproximadamente el 67.5 %, las válvulas ADS-1 se abren automáticamente y, en este momento, comienza el ADS blowdown. Después de uno segundos, entran en acción las etapas 2 y 3 del ADS. Cuando los CMTs alcanzan un nivel de aproximadamente el 20%, las válvulas de la etapa 4 del ADS se abren. Gracias a la reducción de presión a través de las válvulas del ADS, así como a través de la rotura, se alcanza la señal de actuación de los ACC. Este hecho hace posible que el agua borada contenida en el ACC se drene hacia el RCS y detenga parcial o totalmente el flujo desde los CMTs debido al mayor flujo del ACC.
- **Inyección del IRWST:** La fase de enfriamiento a corto plazo termina con la fase de inyección del IRWST. La activación de la etapa 4 del ADS ayuda a reducir la presión del sistema de refrigeración del reactor (RCS) hasta llegar a la presión de contención, lo que permite la inyección de agua borada desde el IRWST por gravedad. Después de eso, se considera el enfriamiento a largo plazo para el SBLOCA.

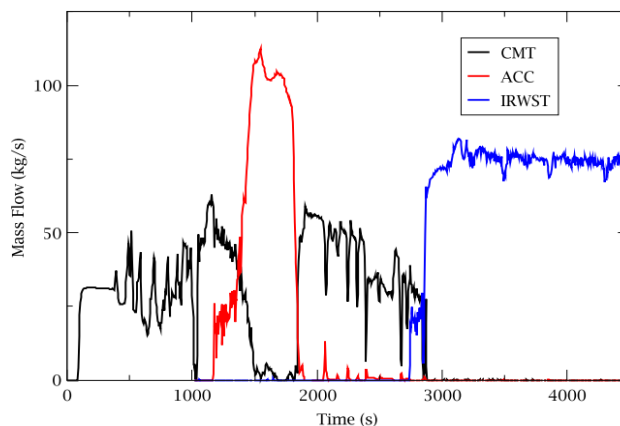


Ilustración 23: Inyección de los sistemas de seguridad en una rotura de rama fría en AP1000. Fuente: AP1000® SBLOCA simulations with TRACE code

2. Objetivo y alcance

La Universidad Politécnica de Madrid es conocida en todo el mundo por la excelente preparación académica que proporciona a cada uno de los licenciados que se gradúa en esta prestigiosa universidad.

En la asignatura de Centrales Nucleares impartida en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales, se trata en profundidad la introducción a los reactores nucleares, tanto reactores de agua en ebullición (BWR) como los reactores de agua a presión (PWR), así como sus distintos sistemas, componentes y modos de operación. Los reactores en los que más se enfoca esta asignatura son los reactores de agua a presión, debido a que son los que mayor implementación tienen en nuestro país y poseen una mayor complejidad de diseño que los de agua en ebullición.

Sin embargo, si bien en dicha asignatura se profundiza en algunos accidentes característicos en este tipo de reactores, no se realiza ninguna práctica con reactores avanzados como el AP1000 en la que se pueda observar de manera más real todos los sistemas y los procedimientos reales que entran en juego cuando se produce uno de estos accidentes.

Existe un simulador gratuito llamado PCtran, el cual permite indagar en profundidad en una gran cantidad de reactores, así como simular accidentes adaptados al tipo de reactor en estudio, cambiar sus condiciones tanto iniciales como de funcionamiento y observar de manera real todos los cambios que supone en una planta un accidente de esas características.

Por ello, el objetivo del presente documento consiste en la simulación de varios accidentes, explicados anteriormente, adaptados al reactor AP1000 y el posterior análisis de los cambios producidos en sus sistemas y principales valores de funcionamiento, para que así los alumnos sean capaces de comprender con mayor perspectiva lo contado de manera teórica en esta asignatura de Centrales Nucleares.

El alcance del proyecto es plantear y resolver la actividad propuesta, definiendo su guion e incluyendo todo el material necesario para la resolución de esta.

3. Metodología

3.1 Descripción del trabajo a realizar

En el presente documento se pretende plasmar de manera más visual el proceso de actuación de cada uno de los sistemas del reactor AP1000 de modo que se pueda entender con mayor precisión el proceso de funcionamiento de una central nuclear en caso de accidente.

Para ello, utilizaremos en simulador PCTran, herramienta que, como ya he mencionado anteriormente, nos permite observar el modo de operación en numerosas situaciones de accidente, así como graficar todos los parámetros que se alteran en tablas y gráficas para su posterior análisis, en caso de requerirlo.

Por todo ello, el objetivo principal consiste en la simulación de varios accidentes ya mencionados en páginas anteriores, un LBLOCA y SBLOCA. Durante la simulación de cada accidente, a modo de guion de práctica y tras una explicación detallada del modo de utilización de dicho simulador, se irá detallando todos los pasos realizados para la puesta en marcha de la actividad, así como capturas de pantalla de diferentes estados transitorios del accidente.

Una vez finalizada la simulación, se procederá a la obtención de las gráficas que muestren la fluctuación de los parámetros durante en accidente y su comparación con los valores obtenidos en condiciones normales de operación. Asimismo, se contrastarán dichos resultados obtenidos en las prácticas con el simulador con los datos bibliográficos que aparecen en varios documentos informativos acerca de la secuencia de actuación de los distintos sistemas de seguridad en los dos accidentes simulados, todo ello en unas tablas de Excel generadas a partir de los datos obtenidos y los datos bibliográficos.

Además, los alumnos estudiarán las diferencias entre los distintos accidentes no sólo de manera visual como nos muestra el simulador, sino también analizando y comparando los resultados obtenidos de los distintos accidentes para que así sean capaces de adquirir los conocimientos necesarios para operar de manera autónoma con dicho programa en caso de necesitarlo en un futuro profesional.

3.2 Capacidades del simulador

PcTran, desarrollado por la empresa Micro-Simulation Technology (Microsimtech), representa un simulador avanzado de reactores nucleares que desempeña un papel crucial en la industria nuclear. Esta potente herramienta de software se utiliza de manera extensiva para diversas aplicaciones, tales como el diseño detallado, análisis exhaustivo y entrenamiento especializado en relación con la operación segura de reactores nucleares.

En esencia, PcTran permite a los usuarios realizar modelados y simulaciones detalladas de varios aspectos fundamentales del comportamiento de los reactores nucleares en una amplia gama de condiciones y escenarios. Entre los parámetros clave que puede abordar se encuentran la cinética de reactividad, la distribución de flujo neutrónico, la temperatura del núcleo, la presión del refrigerante, y otros factores esenciales para el funcionamiento óptimo de un reactor nuclear.

Esta herramienta se convierte en un recurso inestimable al posibilitar la evaluación minuciosa de cómo un reactor respondería a cambios específicos, ya sean relacionados con la configuración, la carga de combustible, los sistemas de refrigeración u otros factores influyentes. De esta manera, PcTran contribuye de manera significativa a la toma de decisiones informada y a la optimización continua de la seguridad y eficiencia en la operación de reactores nucleares.

En la edición gratuita del simulador, se presenta una restricción significativa: la simulación está limitada a un máximo de 300 segundos. Esta limitación impide la simulación adecuada de ciertos tipos de accidentes, dado que su duración excede este límite.

Micro-Simulation Technology atesora una experiencia que supera las dos décadas en la confección de software de simulación destinado a centrales nucleares. Hace más de una década, concebimos un simulador fundado en tecnología de PC específicamente diseñado para el modelo AP600. Con miras a cumplir con las exigencias actuales, hemos expandido dicha tecnología para abarcar el modelo AP1000, efectuando, al mismo tiempo, una revisión para adecuarlo al entorno del sistema operativo Microsoft Windows XP.

3.2.1 Sistemas presentes en el simulador

A pesar de las numerosas mejoras evolutivas, el sistema de suministro de vapor nuclear y secundario del AP1000 guarda similitudes con el de los reactores de agua a presión convencionales (PWR). El refrigerante primario del reactor cuenta con dos generadores de vapor equipados con cuatro bombas de refrigerante en una configuración 2x4. Tal y como se puede observar en la figura a continuación, en el lado derecho del PCTTRAN, se encuentran paneles de control que se asemejan a los de un PWR convencional. En el lado izquierdo, se disponen paneles destinados a los sistemas pasivos de refrigeración de emergencia del núcleo (PXS). En la parte superior, se sitúa el tanque de almacenamiento de agua de reabastecimiento dentro de la contención (IRWST), donde se sumergen los intercambiadores pasivos de calor residual (PRHR). Para hacer frente a pequeños accidentes de pérdida de refrigerante, se incorporan tres etapas del sistema automatizado de despresurización (ADS) en la parte superior del presionador, permitiendo la liberación de vapor en el IRWST. Las válvulas de la cuarta etapa del ADS están conectadas a las patas calientes y liberan vapor directamente a la atmósfera de la contención.

El AP1000 exhibe características inherentemente seguras, ya que su coeficiente de reactividad permanece constantemente en terreno negativo, lo que impide la continuación de la reacción en cadena ante posibles aumentos de potencia planificados. El núcleo opera a una potencia nominal de 3400 MW térmicos a máxima capacidad. Las temperaturas en las secciones caliente y fría se sitúan en 310°C (610°F) y 280,5°C (537°F), respectivamente. Estas temperaturas en estado estacionario son replicadas de manera precisa por PCTTRAN en su simulación del Sistema Nuclear de Generación de Vapor (NSSS, por sus siglas en inglés).

Asimismo, el simulador nos proporciona una pantalla adicional en la que se muestra el sistema de refrigeración pasivo de la contención (PCCS) y todos los valores presentes en los distintos sistemas que lo conforman.

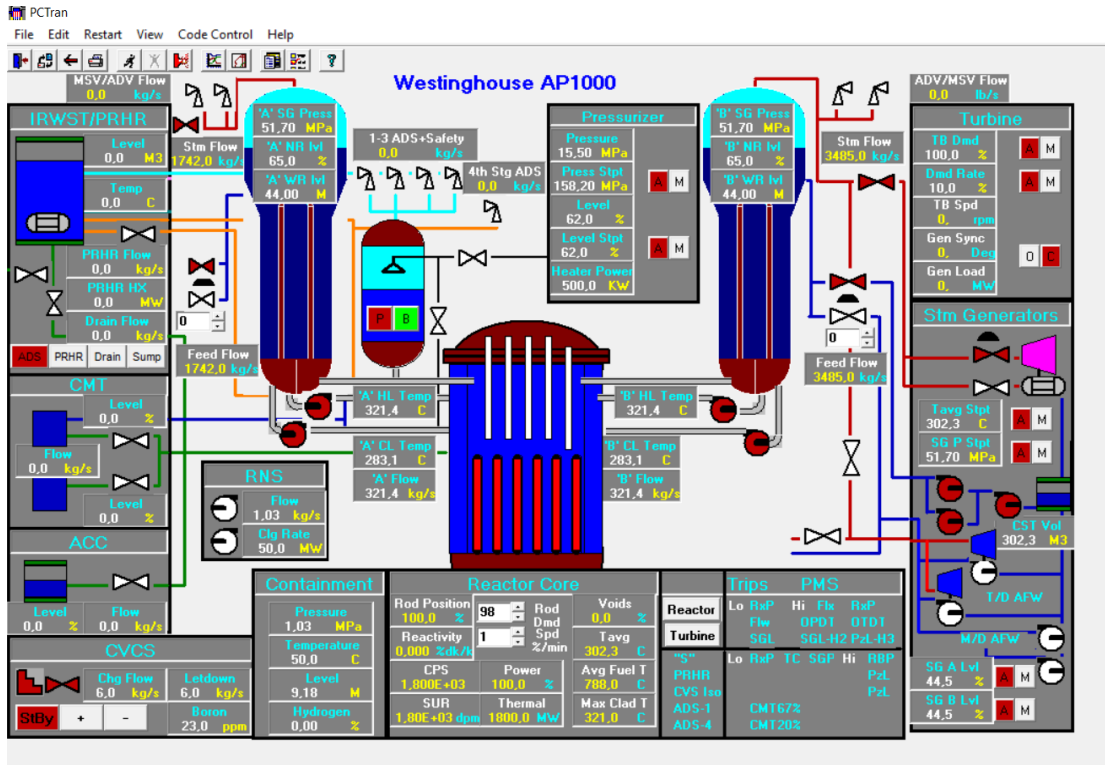


Ilustración 24: Pantalla de la interfaz principal del PCTran AP1000. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

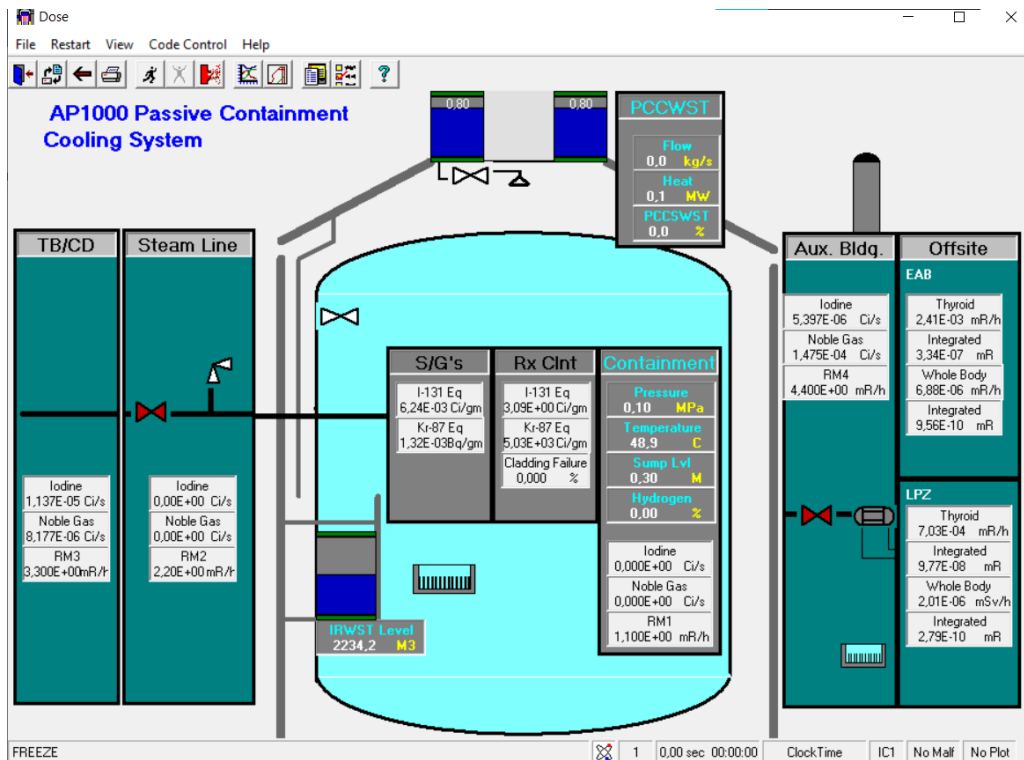
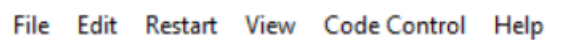


Ilustración 25: Sistema de refrigeración pasivo de la contención en PCTran. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

3.2.2 Principales comandos comunes del simulador

A continuación, se explicarán los comandos comunes en el simulador PCTran, entrando en detalle en cada uno de ellos en el momento de explicación del procedimiento a ejecutar durante la práctica.

- **Barra de herramientas superior:** La barra de herramientas alberga la mayoría de los comandos disponibles en el programa. A continuación, se describirá la función de cada uno de los botones que la componen.



File Edit Restart View Code Control Help

Ilustración 26: Barra de herramientas superior del simulador. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

- **Barra de accesos rápidos:** Tal como su nombre sugiere, esta barra facilita el acceso inmediato a funciones que también están disponibles a través de la barra de opciones. En la Tabla 1 se resumen los accesos rápidos, indicando sus símbolos y sus equivalentes en la barra de opciones.



Ilustración 27: Barra de accesos rápidos del PCTran. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.












	File → Exit
	Restart → Initial Conditions → Save new IC
	Restart → Backtrack
	File → Print Database Reports
	Code Control → Run/ Freeze
	Code Control → Malfunction
	View → Transient Plot
	View → PT Plot
	View → Transient Reports
	Code Control → Options
	Help

Tabla 4: Accesos rápidos disponibles en el PCTran. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

- **Barra de herramientas inferior:** La barra informativa se encuentra en la parte inferior de la ventana del simulador. Aparte de mostrar datos sobre la simulación en curso, posibilita efectuar cambios al hacer clic con el ratón en determinadas celdas. A continuación, se detalla la función de cada celda, empezando desde la izquierda:

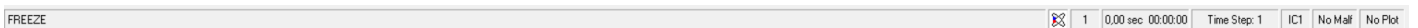



Ilustración 28: Barra de información inferior del PCTran. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

- "FREEZE": Muestra "FREEZE" cuando el simulador se encuentre en pausa y "RUN" cuando esté en funcionamiento.
-  : Al hacer clic en el icono del átomo, es posible detener y luego reanudar la simulación.
- **1** : Al hacer clic en el número "1", es posible incrementar la velocidad de simulación a x2, x4, x8 y x16.
- **6,00 sec 00:00:06** : Presenta la duración de la simulación en segundos y en formato hh:mm:ss.
- **T00:00:06 R00:00:27** : Con la "T" se representa el tiempo transcurrido en la simulación, mientras que con la "R" se indica el tiempo total transcurrido, expresados ambos en formato hh:mm:ss.
- **IC1** : Presenta la condición inicial que ha sido seleccionada; al hacer clic en esta, se despliega el menú correspondiente a las condiciones iniciales.
- **No Malf** : Muestra "No Malf" en caso de que no haya accidentes activos y "Malfunction" en caso contrario.
- **No Plot** : Indica "No Plot" cuando el "Transient Plot" no está activo y "Plotting" en caso contrario.

3.2.3 Componentes de la interfaz

La gran mayoría de los elementos de la interfaz son interactivos y ofrecen la posibilidad de ser activados, desactivados o programados con fallos simplemente haciendo clic en ellos de manera muy intuitiva. Mediante el botón izquierdo del ratón, se puede poner en marcha o detener el componente, y con el botón derecho se abre una ventana para programar un fallo. Cada estado está identificado por un color, de modo que un elemento como una bomba o válvula en blanco indica que está fuera de servicio o cerrado, mientras que en color rojo señala que está abierto u operativo. A continuación, se presenta una tabla que detalla los componentes interactivos clave de la interfaz y sus posibles estados.


















Elemento	Inoperativa/Cerrada	Operativa/Abierta	Fallo
Bomba centrífuga			
Bomba de pistones			
Válvula de paso			
Válvula de despresurización			
Turbina			
Intercambiador de calor			

Tabla 5: Estados de los elementos interactivos del PCTran. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

4. Propuesta de aplicación

4.1 Acciones previas a la práctica

El propósito de este proyecto es llevar a cabo una actividad que resulte beneficiosa tanto para los profesores como para los estudiantes de la asignatura de Centrales Nucleares, con el fin de complementar el contenido enseñado sobre reactores de agua a presión (PWR). Si bien ya existe una práctica similar acerca de los reactores PWR en la escuela, en el proceso de decisión con relación a la práctica a desarrollar, se concluyó que sería de utilidad realizar una práctica a modo de complemento a la ya existente, sobre los nuevos reactores PWR que se están implantando con cada vez más frecuencia en todo el mundo.

4.2 Operación del simulador PCTran

Para poder comenzar a realizar la simulación de nuestros accidentes en la práctica, primero tenemos que establecer las condiciones iniciales del reactor para que se produzcan el tipo de roturas específico que queremos.

Aunque la mayor parte de los alumnos han realizado previamente la práctica con reactores PWR convencionales, vamos a volver a explicar de qué manera se seleccionarían y ajustarían tales condiciones iniciales necesarias.

Al abrir el simulador, nos encontramos la interfaz principal que nos muestra nuestro reactor a operar. Teniendo en cuenta los comandos previamente explicados, lo primero que tenemos que hacer es hacer click en el menú Restart en la esquina superior izquierda de la pantalla o bien pulsando el comando *Ctrl+I*, para así poder seleccionar las condiciones iniciales deseadas.

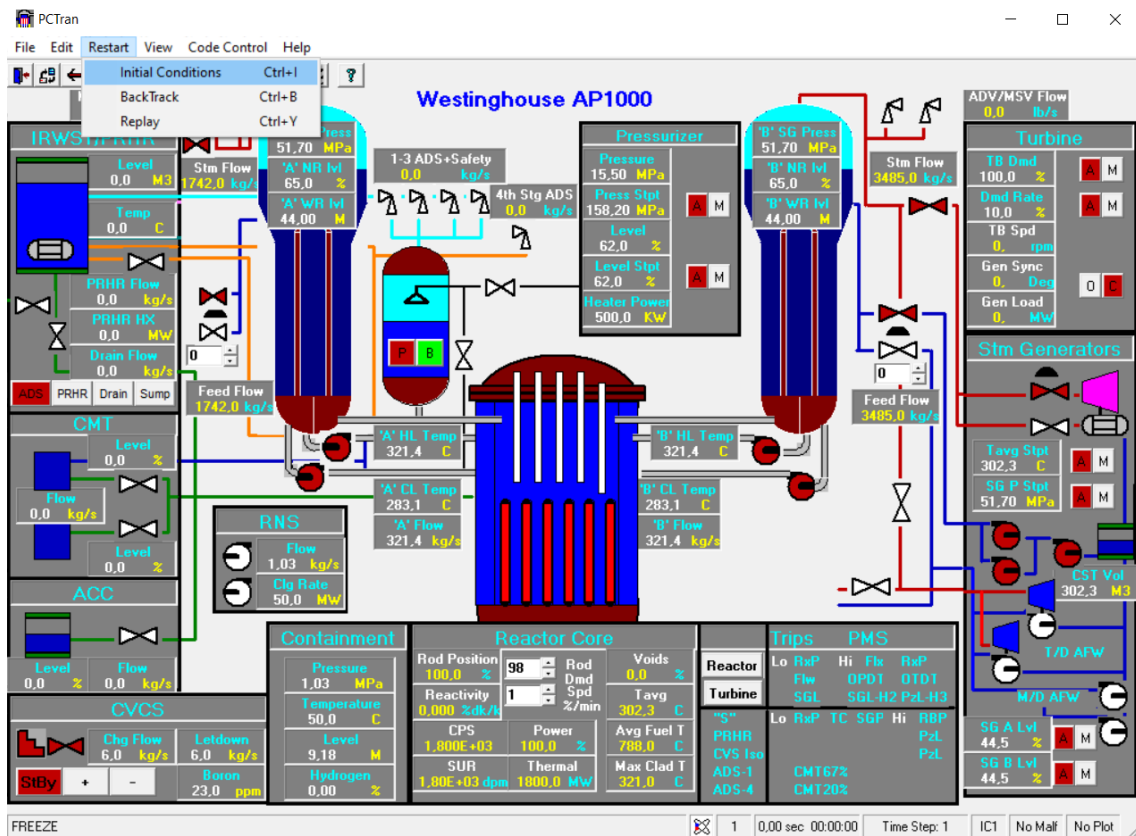


Ilustración 29: Proceso de selección de las condiciones iniciales. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

Una vez pulsado la opción de *Initial Conditions* se abre una pestaña en la que deberemos seleccionar el tipo de condición inicial que más nos favorezca.

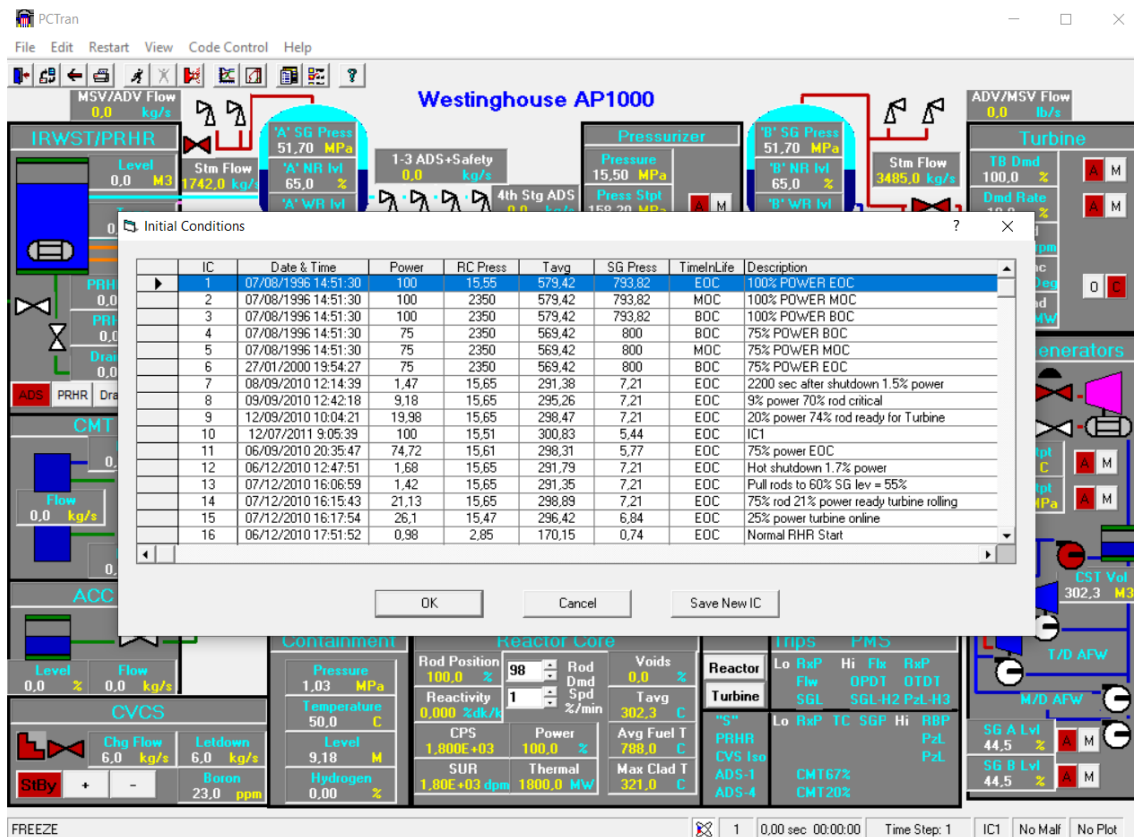


Ilustración 30: Condiciones iniciales disponibles en el simulador. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

En la misma barra de control localizada en la parte superior de la pantalla, encontramos una función llamada *Code Control*, en la cual, al hacer click sobre ella, se despliegan múltiples opciones entre las que se encuentra el menú *Malfunctions* (pudiendo acceder a él pulsando el comando *Ctl+M*), que nos da la opción de elegir entre un gran número de accidentes disponibles en el simulador, tal y como se muestra más abajo. Una vez se ha desplegado el menú, elegiremos el tipo de accidente deseado y pulsaremos el botón *Set* para así poder configurar los distintos parámetros del accidente en cuestión.

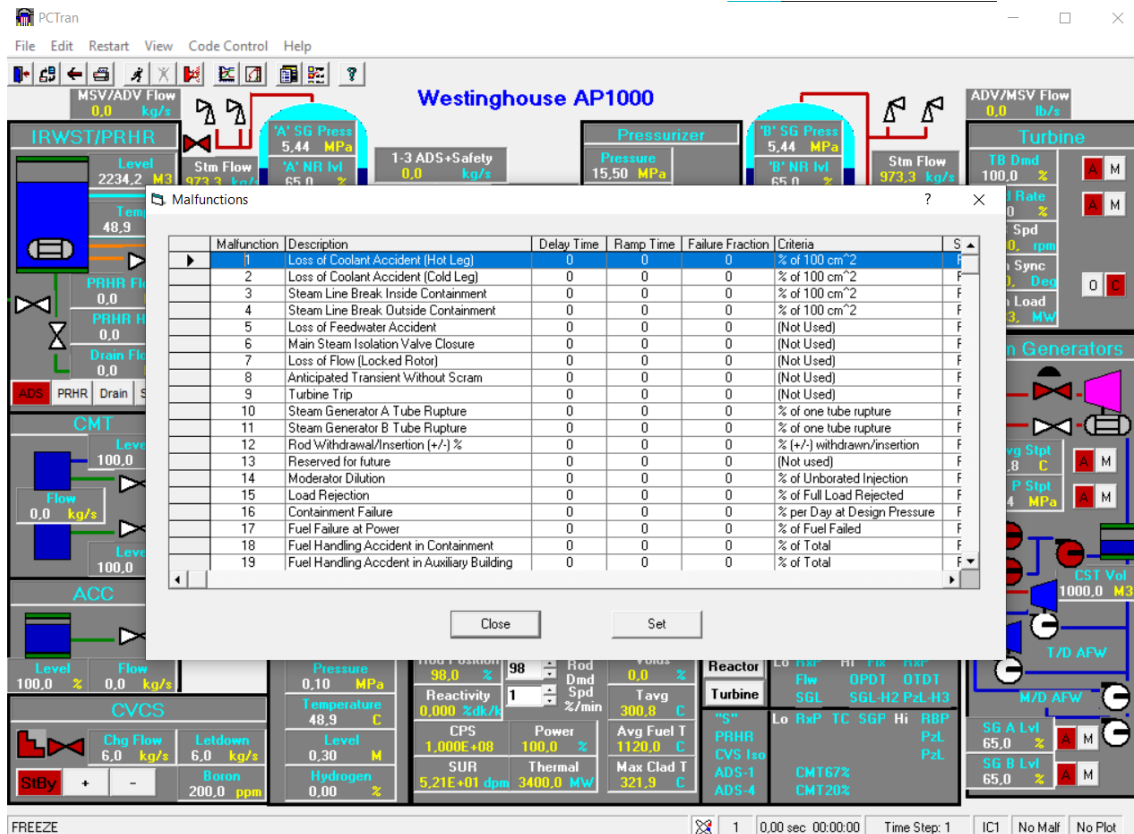


Ilustración 31: Tipos de accidentes disponibles en el menú Malfunctions. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

Tal y como está señalado en el apartado previo de “Principales comandos comunes”, para ejecutar el accidente que hemos seleccionado, podemos hacer cuatro acciones:

1. Hacer click en el icono de persona corriendo en la parte superior de la pantalla



2. Presionar el icono de átomo en la barra de herramientas inferior



3. Pulsar la opción *Run* dentro del menú desplegable de *Code Control*.

4. Realizar el comando *Ctrl+U*.

Una vez hemos establecido las condiciones iniciales y ejecutado el accidente, el simulador PCTran cuenta con algunas opciones de lo más interesante para ayudarnos a comprender

mejor todas las acciones y pasos que han ido teniendo lugar durante el desarrollo del accidente. Si hacemos click en el menú *View* en la barra de control superior se despliegan varias opciones entre las que se encuentran, por ejemplo, Transient Plot y Transient Review.

La opción de Transient Review nos ofrece un resumen de todos los sucesos importantes que han tenido lugar durante el desarrollo del accidente, tal y como se muestra en la ilustración adjunta. La segunda función, Transient Plot, permite realizar gráficas en la que se ilustran los cambios que han sufrido un gran número de parámetros como presión y temperatura durante el desarrollo del accidente. Se mostrarán ejemplos de ello durante la explicación de la práctica.

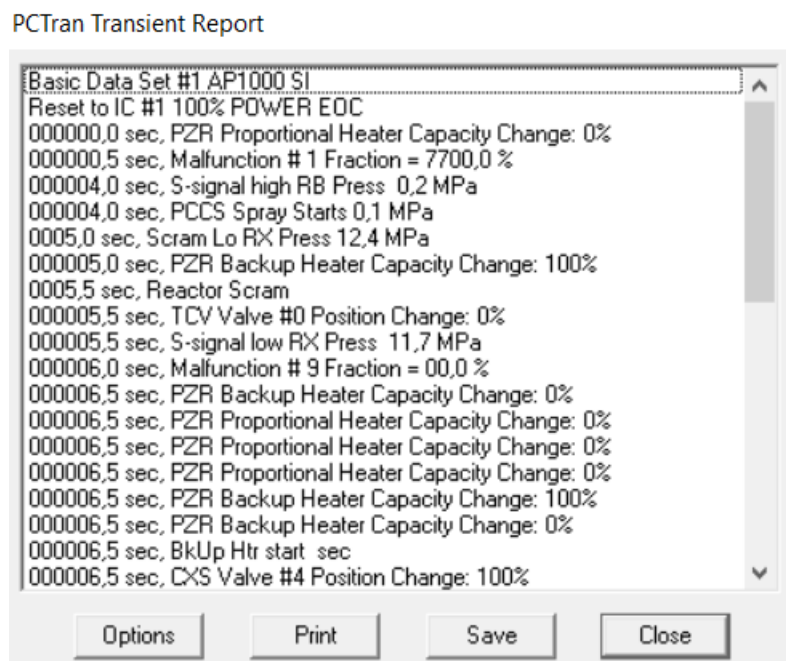


Ilustración 32: Ejemplo de Transient Report. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

4.3 El guion de la práctica

En el anexo se adjunta el guion completo de ambas prácticas, tanto el LBLOCA como el SBLOCA, para una mejor comprensión del proyecto.

4.4 Resolución de la práctica del LBLOCA

Una vez fijadas las condiciones iniciales y los requerimientos estipulados en el guion de la práctica, sólo queda comenzar la simulación. Como hemos dicho anteriormente y tal y cómo indica el guion, hemos simulado los 300 segundos de accidente, que es lo máximo que permite el simulador gratuito. Una vez ha finalizado el tiempo de simulación, la interfaz del simulador se muestra como ilustra la siguiente imagen.

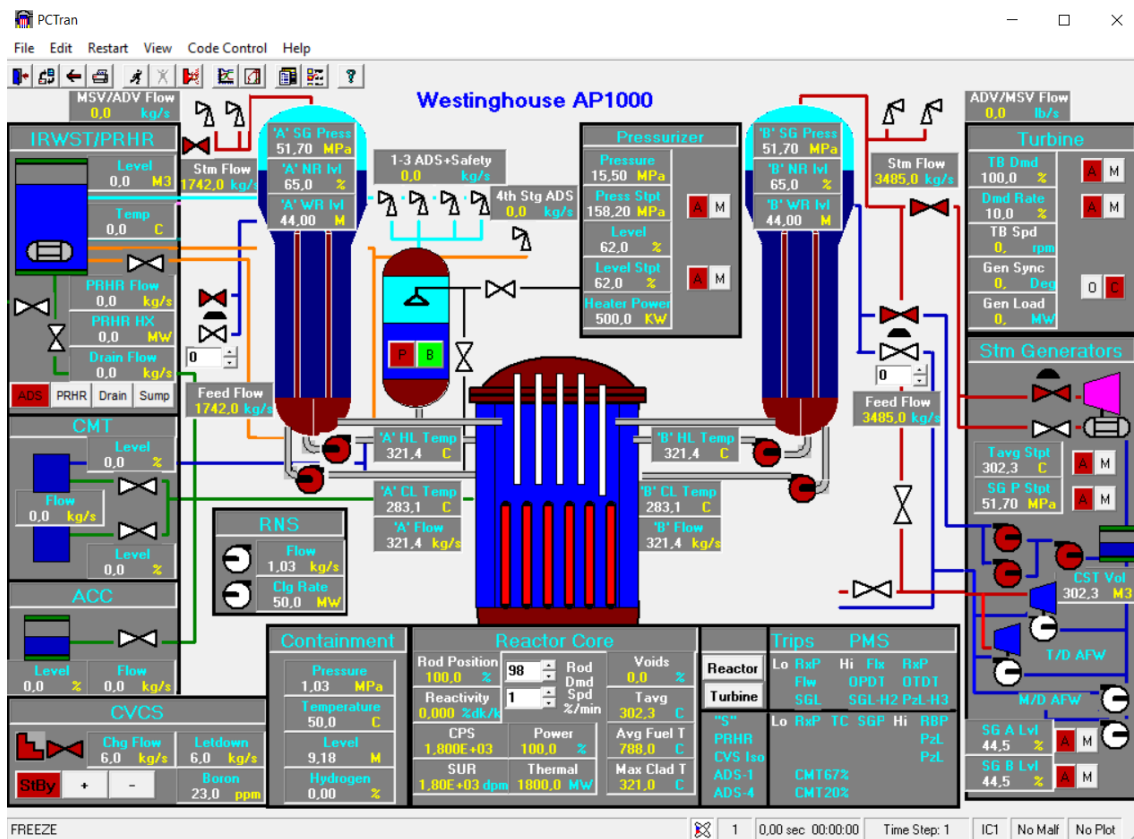


Ilustración 33: Interfaz del simulador una vez acabada la simulación. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

A continuación, se adjunta el *Transient Report* obtenido durante la ejecución de la simulación, para ayudar en la comprensión de las gráficas posteriores:

Tiempo	Activación de Sistemas
	Basic Data Set #1 AP1000 SI
	Reset to IC #1 100% POWER EOC
000000,0 sec	PZR Proportional Heater Capacity Change: 0%
000000,5 sec	Malfunction # 2 Fraction = 7700,0 %
000031,0 sec	PCCS Spray Starts 0,1 MPa
000031,5 sec	S-signal high RB Press 0,2 MPa
000032,0 sec	PZR Backup Heater Capacity Change: 100%
0032,5 sec	Scram Lo RX Press 12,4 MPa
000032,5 sec	S-signal low RX Press 11,7 MPa
0033,0 sec	Reactor Scram
000033,0 sec	TCV Valve #0 Position Change: 0%
000033,5 sec	Malfunction # 9 Fraction = 00,0 %
000033,5 sec	PZR Backup Heater Capacity Change: 0%
000033,5 sec	PZR Proportional Heater Capacity Change: 0%
000033,5 sec	PZR Backup Heater Capacity Change: 100%
000033,5 sec	PZR Backup Heater Capacity Change: 0%
000033,5 sec	BkUp Htr start sec
000033,5 sec	CXS Valve #4 Position Change : 100%
000033,5 sec	CXS Valve #7 Position Change : 100%
000033,5 sec	CMT start low PZR Level 5,0 %
000034,0 sec	CXS Valve #1 Position Change : 100%

000035,0 sec	BkUp Htr start sec
000035,0 sec	CXS Valve #6 Position Change : 0%
000035,0 sec	FWIV #3 Position Change : 100%
000035,0 sec	FWIV #4 Position Change : 100%
000038,0 sec	CXS Valve #5 Position Change : 100%
000041,0 sec	RCP-A1 trip.
000041,0 sec	RCP-A2 trip
000041,0 sec	RCP-B1 trip
000041,0 sec	RCP-B2 trip
000041,0 sec	RCP #1 Capacity Change: 0%
000041,0 sec	RCP #2 Capacity Change: 0%
000041,0 sec	RCP #3 Capacity Change: 0%
000041,0 sec	RCP #4 Capacity Change: 0%
000042,0 sec	FW isolation on low 260,0 C
000042,0 sec	FWIV #1 Position Change: 0%
000042,0 sec	FWIV #2 Position Change: 0%
000042,0 sec	Condensate Pump #1 Position Change: 0%
000042,0 sec	All MFW Pumps trip
000042,0 sec	Feed Pump #1 Position Change: 0%
000042,0 sec	Feed Pump #2 Position Change: 0%
000058,0 sec	IRWST Drain Down
000058,0 sec	CXS Valve #3 Position Change: 100%

Tabla 6: Transient Report de la simulación del accidente LBLOCA. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

Como podemos observar en la *Ilustración 34*, al establecer un delay time de 30s la presión se mantiene constante en un valor aproximado de 15 MPa hasta que se produce la rotura en la rama fría. Una vez se ha producido dicha rotura, la presión disminuye de manera drástica debido a la inmediata liberación de agua proveniente del RCS a muy alta presión.

Esta pronunciada caída se produce entre los primeros 14 segundos después de originarse la rotura, durante la primera fase del blowdown. Tal y como muestra la gráfica, a partir de aproximadamente los 50 segundos, la presión del RCS comienza a estabilizarse durante la siguiente fase del accidente, el blowdown tardío. Esta estabilización se debe a que, en consecuencia, de la enorme pérdida de refrigerante y con ello de la presión en el RCS, se alcanza la señal de activación de los ACC. Este valor de activación corresponde a 49 bar, cuya equivalencia en la gráfica son 4,9 MPa.

A pesar del comienzo de la descarga de los ACC, la presión sigue disminuyendo dado que el vapor que se desprende a través de la rotura impide la llegada del agua de refrigeración de los ACC hacia el núcleo. Pero, cuando la presión ha bajado lo suficiente, el agua de los ACC consigue llegar hasta la parte inferior de núcleo, llenando poco a poco la vasija y haciendo así que el valor de la presión del RCS tome un valor estable.

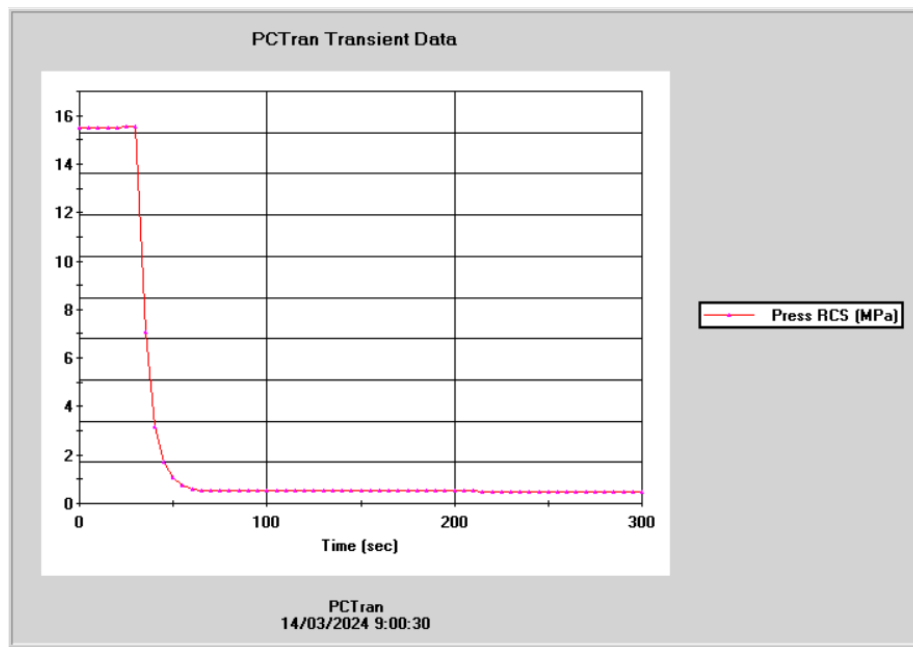


Ilustración 34: Gráfico de la presión en el RCS durante el accidente. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

Con relación al siguiente parámetro a medir, el volumen del RCS, se aprecia un volumen constante antes de la rotura de la rama fría y, en el segundo 30, se produce un descenso notable de dicho volumen. Esta reducción se debe a la pérdida de agua en forma de vapor hacia el exterior del reactor hasta que se igualan las presiones tanto en reactor como en la contención y se detiene la evaporación del agua que se está perdiendo en la rotura. Dentro de la rama de la rotura circula agua a gran temperatura y presión estando muy cerca de la línea de cambio de fase, por lo que, en el instante en el que se produce dicha rotura y empieza a bajar la presión dentro del RCS, cambia a fase vapor.

En el momento en que empieza a recuperar gradualmente el volumen gracias a la aportación de los sistemas de seguridad, los CMTs y ACC.

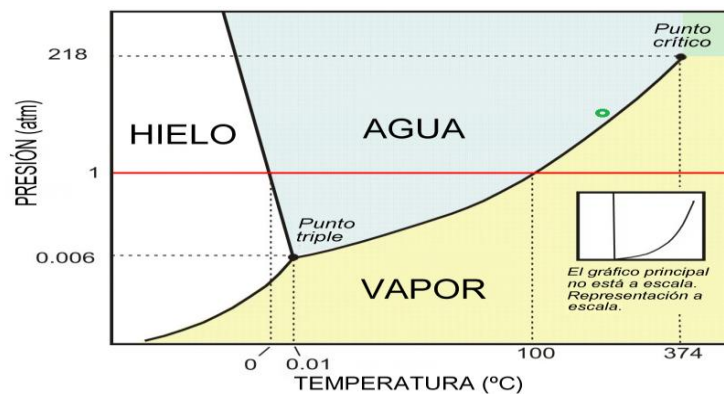


Ilustración 35: Diagrama de fases del agua. Fuente: <https://www.liceoagb.es/quimigen/liqu7.html>

Esta observación la obtenemos mirando la gráfica adjuntada anteriormente, ya que, el valor máximo de la presión de la contención y el valor mínimo de volumen del RCS coinciden en el mismo segundo de la secuencia.

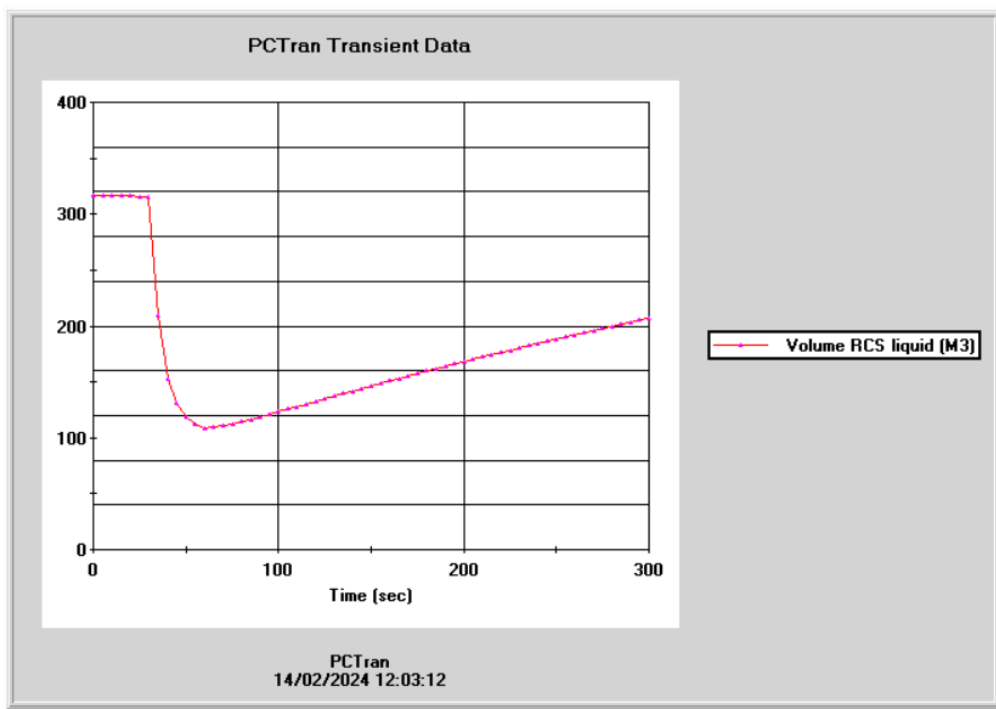


Ilustración 36: Gráfica de la presión del RCS durante el accidente. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

En la *Ilustración 37*, se puede observar que en el momento de producirse la rotura en el segundo 30, el incremento del flujo de inyección del ACC es mucho mayor que el del CMT. Esto se debe a que, como bien hemos explicado en la introducción, en los ACC la descarga de refrigerante hacia la vasija del reactor se produce debido a una diferencia de presiones, mientras que la descarga de agua de los CMTs sucede por gravedad.

Una vez se ha producido la subida por la inyección inicial, el flujo de los ACCs disminuye más rápidamente que el de los CMTs dado que, al igualarse la presión deja de actuar la fuerza que los descarga. Por el contrario, la gravedad que hace que se vacíen los CMTs está en continuo funcionamiento haciendo la disminución del flujo en estos más uniforme.

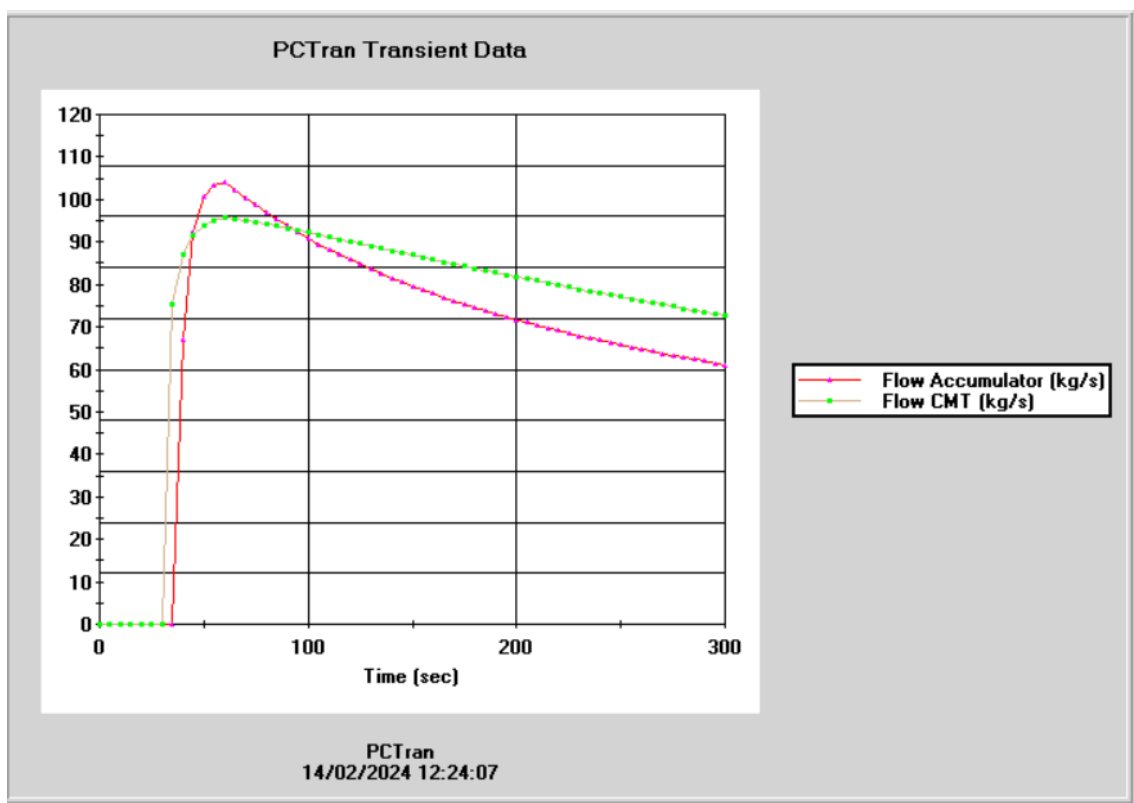


Ilustración 37: Comparación entre el flujo de los CMTs y ACCs. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

4.5 Resolución de la práctica del SBLOCA

A continuación, se adjunta el *Transient Report* obtenido durante la ejecución de la simulación, para ayudar en la comprensión de las gráficas posteriores:

Tiempo	Activación de Sistemas
	Basic Data Set #1 AP1000 SI
	Reset to IC #1 100% POWER EOC
000000,0 sec	PZR Proportional Heater Capacity Change: 0%
000000,5 sec	Malfunction # 2 Fraction = 500,0 %
000032,5 sec	PZR Backup Heater Capacity Change: 100%
0036,0 sec	Scram Lo RX Press 12,4 MPa
0036,5 sec	Reactor Scram
000036,5 sec	TCV Valve #0 Position Change: 0%
000036,5 sec	S-signal low RX Press 11,7 MPa
000036,5 sec	PCCS Spray Starts 0,1 MPa
000037,0 sec	Malfunction # 9 Fraction = 00,0 %
000037,5 sec	PZR Backup Heater Capacity Change: 0%
000037,5 sec	PZR Proportional Heater Capacity Change: 0%
000037,5 sec	PZR Proportional Heater Capacity Change: 0%
000037,5 sec	PZR Proportional Heater Capacity Change: 0%
000037,5 sec	PZR Backup Heater Capacity Change: 100%
000037,5 sec	PZR Backup Heater Capacity Change: 0%
000037,5 sec	BkUp Htr start sec
000037,5 sec	CXS Valve #4 Position Change: 100%
000037,5 sec	CXS Valve #7 Position Change: 100%

000037,5 sec	CMT start low PZR Level 5,0 %
000038,0 sec	CXS Valve #1 Position Change: 100%
000039,0 sec	BkUp Htr start sec
000039,0 sec	CXS Valve #6 Position Change: 0%
000039,0 sec	FWIV #3 Position Change: 100%
000039,0 sec	FWIV #4 Position Change: 100%
000045,0 sec	RCP-A1 trip
000045,0 sec	RCP-A2 trip
000045,0 sec	RCP-B1 trip
000045,0 sec	RCP-B2 trip
000045,0 sec	RCP #1 Capacity Change: 0%
000045,0 sec	RCP #2 Capacity Change: 0%
000045,0 sec	RCP #3 Capacity Change: 0%
000045,0 sec	RCP #4 Capacity Change: 0%
000099,0 sec	CXS Valve #5 Position Change: 100%
000126,5 sec	FW isolation on low 260,0 C
000126,5 sec	FWIV #1 Position Change: 0%
000126,5 sec	FWIV #2 Position Change: 0%
000126,5 sec	Condensate Pump #1 Position Change: 0%
000126,5 sec	All MFW Pumps trip
000126,5 sec	Feed Pump #1 Position Change: 0%
000126,5 sec	Feed Pump #2 Position Change: 0%

Tabla 7: Transient Report de la simulación del accidente SBLOCA. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

Como podemos observar en la *Ilustración 38*, hasta el segundo 30 de simulación la presión del RCS se mantiene constante. Es a partir de ese momento cuando se produce la rotura. La presión comienza a disminuir de manera muy pronunciada hasta el segundo 37,5, momento en el que las válvulas de los CMT se abren y comienzan a descargar agua. Esta agua reemplaza el agua que se pierde por la rotura produciendo así una ralentización de la pérdida de presión.

Más adelante, conforme se van activando las distintas etapas del ADS por la disminución del volumen de los CMT y, por consiguiente, la activación de los ACC, vuelve a incrementar la velocidad de despresurización del RCS hasta alcanzar el valor de 0,1 MPa que es la presión atmosférica estándar.

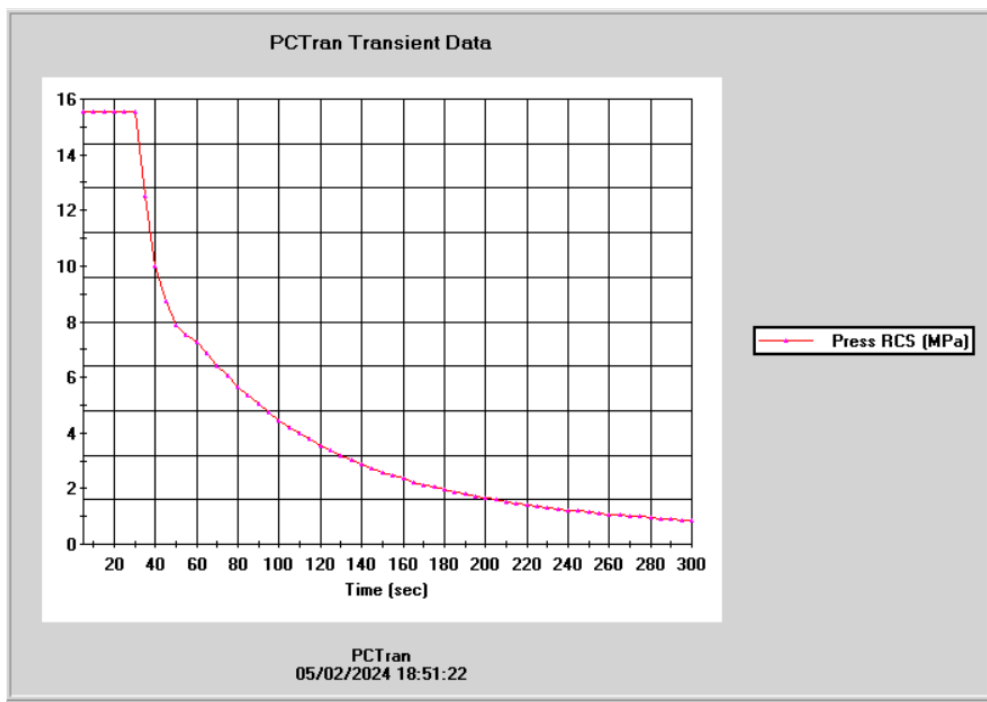


Ilustración 38: Gráfica de la presión del RCS durante el accidente SBLOCA. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

En la siguiente imagen, la *Ilustración 39*, se puede observar la variación del flujo de los CMT durante el desarrollo del accidente. Hasta que pasan los primeros 30 segundos de

delay, el flujo es constante, pero, una vez se abren las válvulas de descarga, el flujo de los CMT comienza a aumentar debido al inicio de descarga de éstos.

Una vez se activa la etapa 1 del ADS, el flujo sigue aumentando, aunque de manera más controlada, pues el Sistema de Despresurización Automático contribuye a la rápida despresurización del primario para que puedan entrar lo antes posible los ACC. A continuación, se activa el ADS 2 y 3, de modo que el flujo de los CMT sigue bajando de manera controlada, hasta que éstos alcanzan el nivel necesario para que se active el ADS 4 y por consiguiente los ACC, reduciendo prácticamente al mínimo o incluso cortando por completo el flujo de los CMT por el mayor flujo descargado por los ACC.

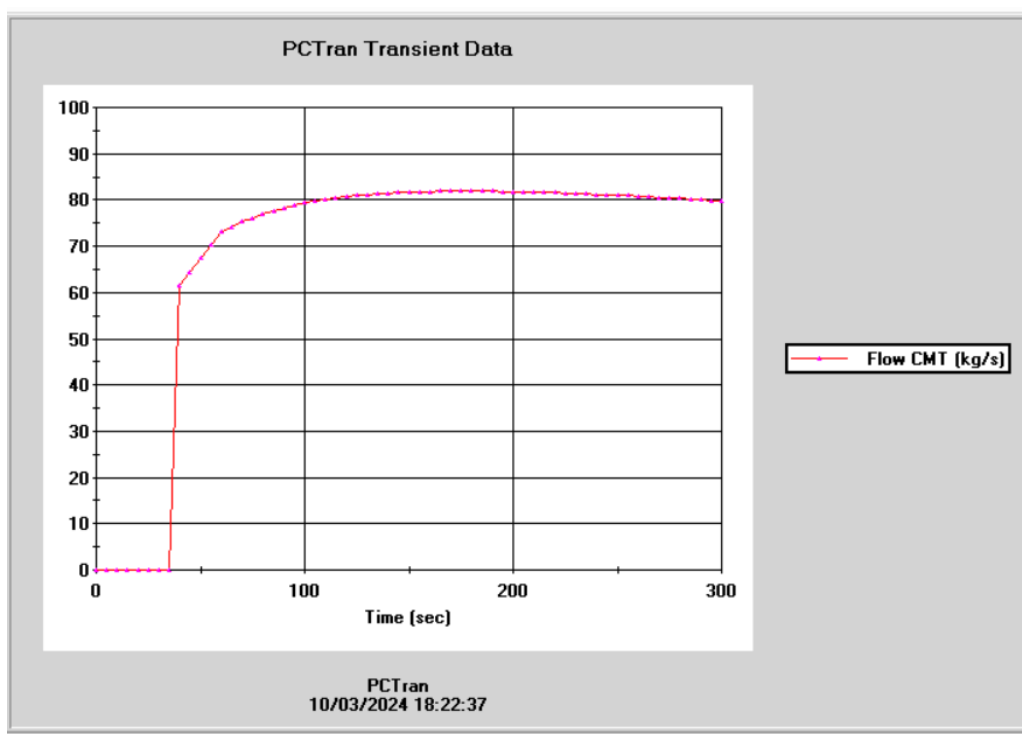


Ilustración 39: Gráfica del flujo de los CMT durante el accidente SBLOCA. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

En la última representación mostrada, la *Ilustración 40*, se muestra la comparación entre la potencia del núcleo y la potencia del RHR durante la secuencia de actuación del accidente.

En el momento en el que se produce el disparo del reactor, en el segundo 36,5 tras haber iniciado la simulación, la potencia del núcleo experimenta una bajada drástica debido a la introducción de las barras de control en el interior del núcleo. La potencia no se reduce hasta un valor nulo, sino que sigue disminuyendo de manera más controlada debido al calor residual.

Mientras este proceso se lleva a cabo, la potencia del RHR aumenta inmediatamente en el segundo 37,5, pues es cuándo se activa tanto su funcionamiento como la descarga de los CMT.

A medida que se va enfriando el agua del reactor, la capacidad de eliminación del calor residual del RHR se hace insuficiente, con lo que tras la activación del resto de sistemas pasivos de seguridad como el ADS o los ACC, la actividad del RHR disminuye de manera progresiva. Además, al estar situado dentro del IRWST, el agua de éste se va calentando y esto hace que el RHR pueda extraer cada vez menos calor.

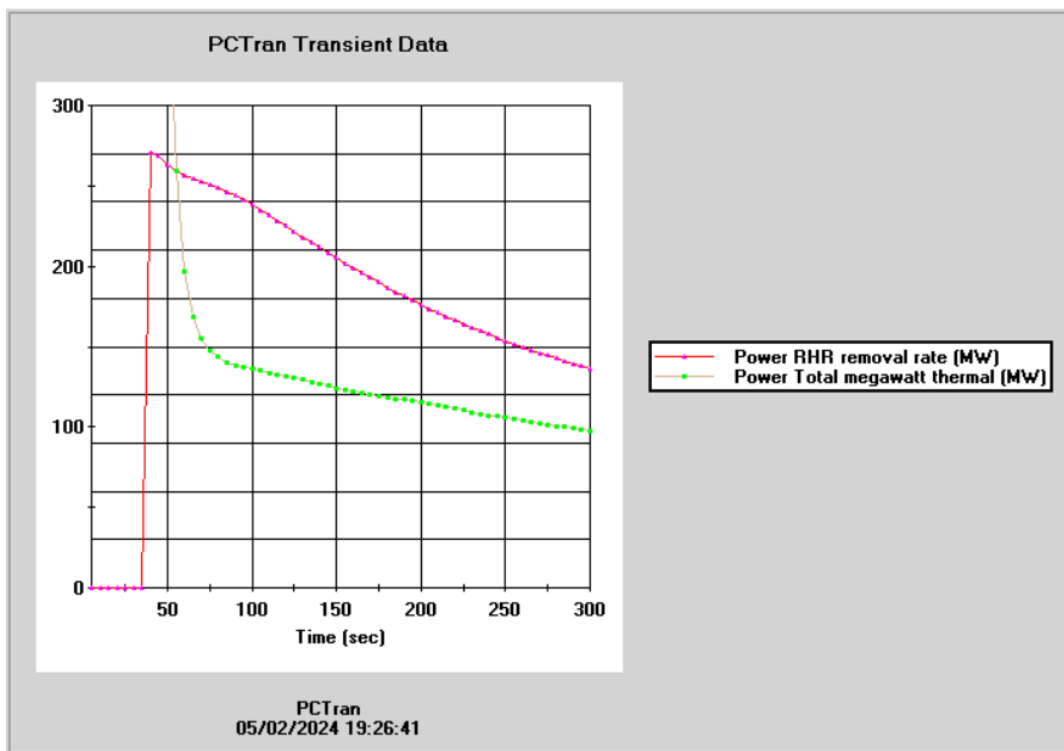


Ilustración 40: Comparación entre la potencia del RHR y la potencia del núcleo durante el accidente SBLOCA. Fuente: Elaboración propia a partir de Simulador PCTran.

4.6 Comparación de los resultados obtenidos con los datos bibliográficos

4.6.1 Comparación de las gráficas del accidente LBLOCA

Los siguientes gráficos muestran los resultados de la simulación realizada con el PCTran junto con las gráficas que aparecen en los archivos bibliográficos adjuntados en el anexo.

En estos gráficos, el eje X de la gráfica representa el tiempo transcurrido desde el inicio de la simulación hasta la finalización de este, unos 300 s aproximadamente. Por el contrario, el eje Y plasma los valores que va tomando la variable estudiada en cada uno de esos momentos.

En el caso de la simulación realizada con el programa PCTran, la rotura se produce en el segundo 30, mientras que, en las gráficas obtenidas de los archivos bibliográficos, esa ruptura se produce en el segundo 0. Por ello hemos realizado una pequeña corrección en el tiempo para que a la hora de graficar ambas ilustraciones en una misma coincida el momento de la rotura.

Por ello, en las ilustraciones adjuntadas a continuación, hemos establecido como segundo 0 el momento de la ruptura, para poder comparar así de manera más sencilla los datos de ambas tablas.

- **Presión del RCS (MPa)**

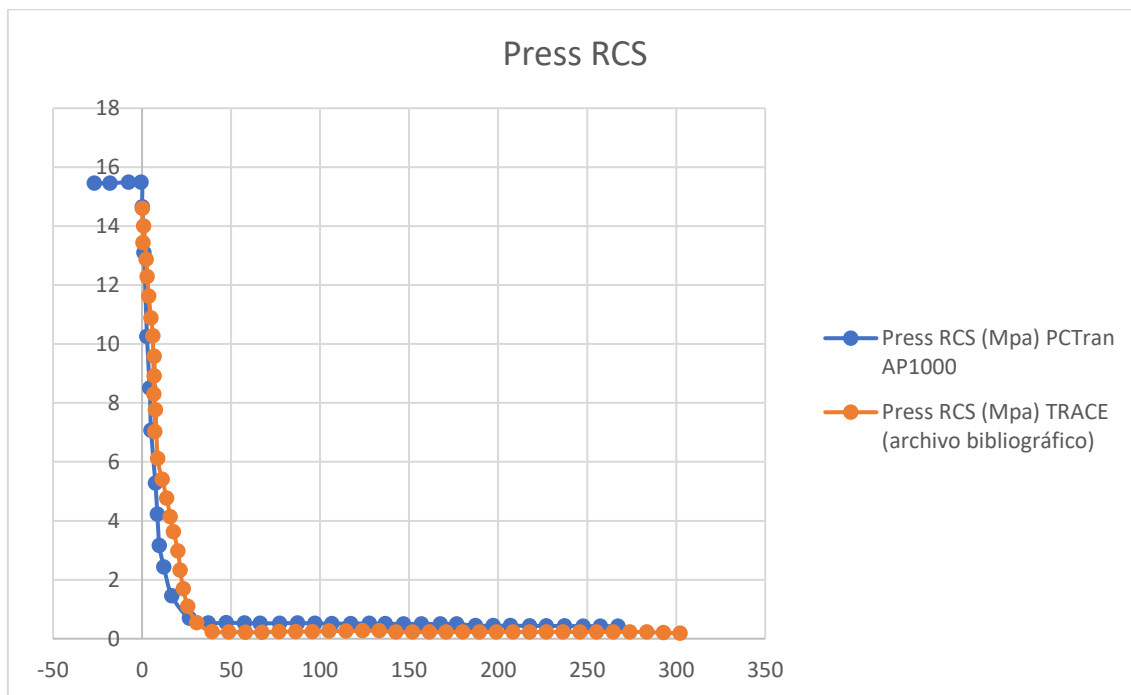


Ilustración 41: Superposición de valores de evolución de la presión del RCS durante el LBLOCA. Fuente: Elaboración propia con Excel.

Como podemos observar en la *Ilustración 41*, tras la rotura de una de las ramas frías, se produce una rápida despresurización del Circuito de Refrigeración Primario (RCS, por sus siglas en inglés). Tras esta bajada de la presión, el valor de ésta se mantiene constante a lo largo del resto del accidente, pues, aunque los sistemas auxiliares vayan llenando el núcleo progresivamente, se sigue descargando agua a través de la rotura, lo que hace que el valor de la presión se mantenga constante y estable.

Los resultados de ambos códigos son muy similares para esta variable.

- **Flujo del CMT/ Flujo del ACC (kg/s)**

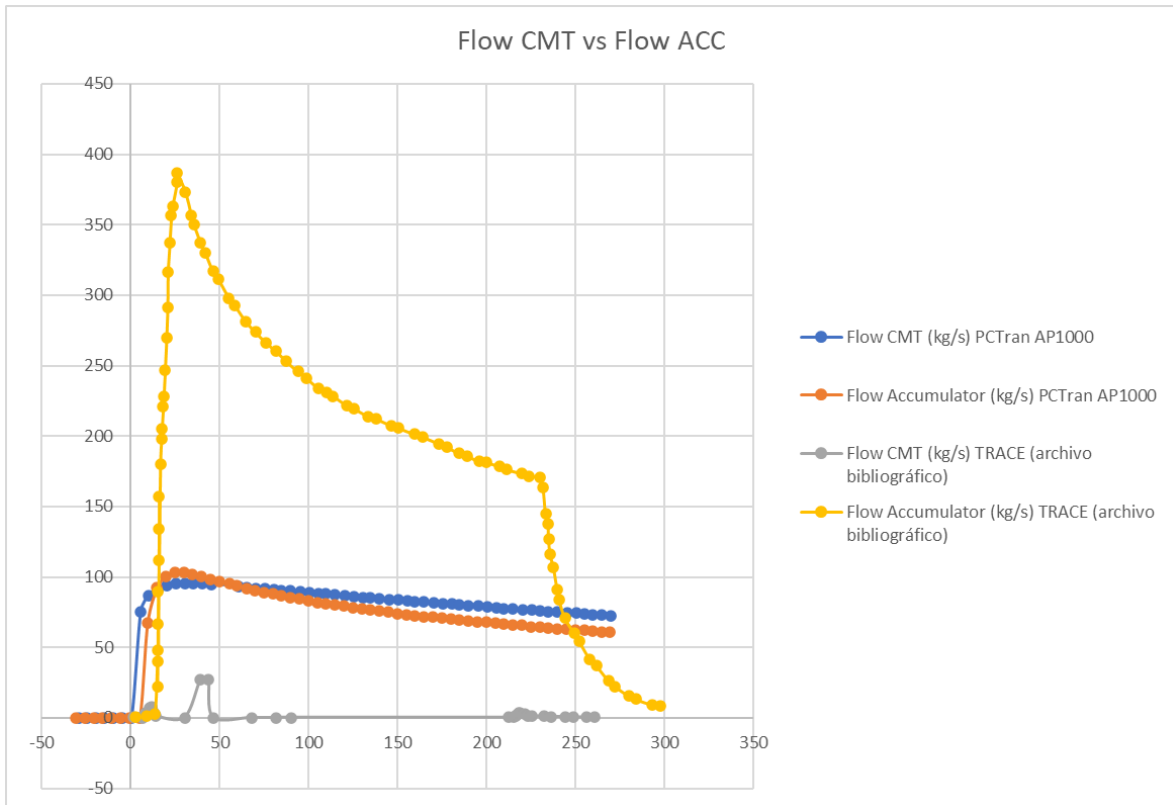


Ilustración 42: Superposición valores de flujo del CMT y flujo del ACC durante el LBLOCA. Fuente: Elaboración propia con Excel.

Como se puede observar en la *Ilustración 42*, el flujo de descarga de los ACC simulado con ambos programas presenta un comportamiento similar a lo largo del tiempo. Se produce una subida de la inyección de flujo durante los primeros segundos del accidente, y un descenso gradual posterior. Sin embargo, el valor absoluto de ambos resultados es completamente distinto, siendo el flujo simulado con TRACE mucho mayor que el del PCTran.

En relación al flujo de descarga de los CMT, podemos observar que en los resultados obtenidos por el simulador TRACE, los CMT inician una pequeña inyección en los primeros instantes del accidente, pero, debido a la inmediata despresurización del núcleo se alcanza el umbral de activación de la descarga de los ACC, cortando así la inyección de los CMT. Una vez que los acumuladores están vacíos, los CMT reactivan su inyección de agua.

Sin embargo, observamos que, en los resultados obtenidos por el PCTran, está parada en la inyección de los CMT no se produce, sino que muestra un aumento del flujo de éstos hasta que se produce una disminución muy gradual del flujo en el tiempo. Entendemos que esto se debe a que el simulador PCTran no tiene en cuenta el alcance del umbral de activación de descarga de los ACC, suponiendo así que el flujo de los CMT no se detiene en ningún instante.

Pero, para tener una idea más exacta sobre cómo van cambiando los valores de los flujos a lo largo de los 300 segundos de simulación en ambos programas, se procede a integrar cada una de las 4 curvas representadas:

- La curva de inyección del flujo de los ACC simulada con TRACE (la curva amarilla en la gráfica) cuya ecuación denominaremos $f(x)$, nos da como resultado:

$$\int_0^{300} f(x) = 53940,24719 \text{ kg}$$

- Al integrar la curva de inyección correspondiente al flujo de los CMT simulada con TRACE (curva gris en la gráfica), cuya ecuación denominaremos $g(x)$, obtenemos:

$$\int_0^{300} g(x) = 1026,385373 \text{ kg}$$

- La integral correspondiente a la curva de inyección de los ACC pero esta vez simulada con PCTran, (curva naranja en la gráfica), cuya curva denominaremos $h(x)$ da como resultado:

$$\int_0^{300} h(x) = 20447,24639 \text{ kg}$$

- Por último, la integral de la curva restante, la de inyección de los CMT simulada con PCTran (curva azul en la gráfica), cuya ecuación denominaremos $z(x)$, da como resultado:

$$\int_0^{300} z(x) = 22532,69874 \text{ kg}$$

Una vez obtenidos los valores de la cantidad de agua descargada por los ACC y los CMT en ambos simuladores, podemos afirmar que, igual que los flujos de inyección de los

acumuladores (ACC) y de los depósitos de aporte al núcleo (CMT) son mayores en la simulación realizada con TRACE, también lo son la cantidad total descargada de agua.

4.6.2 Comparación de las gráficas del accidente SBLOCA

Los siguientes gráficos muestran los resultados de la simulación realizada con el PCTran junto con las gráficas que aparecen en los archivos bibliográficos adjuntados en el anexo.

En estos gráficos, el eje X de la gráfica representa el tiempo transcurrido desde el inicio de la simulación hasta la finalización de este, unos 300 s aproximadamente. Por el contrario, el eje Y plasma los valores que va tomando la variable estudiada en cada uno de esos momentos.

En el caso de la simulación realizada con el programa PCTran, la rotura se produce en el segundo 30, mientras que, en las gráficas obtenidas de los archivos bibliográficos, esa ruptura se produce en el segundo 0. Por ello hemos realizado una pequeña corrección en el tiempo para que a la hora de graficar ambas ilustraciones en una misma coincida el momento de la rotura.

Por ello, en las ilustraciones adjuntadas a continuación, hemos establecido como segundo 0 el momento de la ruptura, para poder comparar así de manera más sencilla los datos de ambas tablas.

Para poderlas comparar, el accidente simulado con el PCTran está programado con una rotura de 500 cm² de superficie, que es la medida equivalente a la que aparece en los archivos bibliográficos, 10 pulgadas de superficie.

- **Presión del RCS (MPa)**

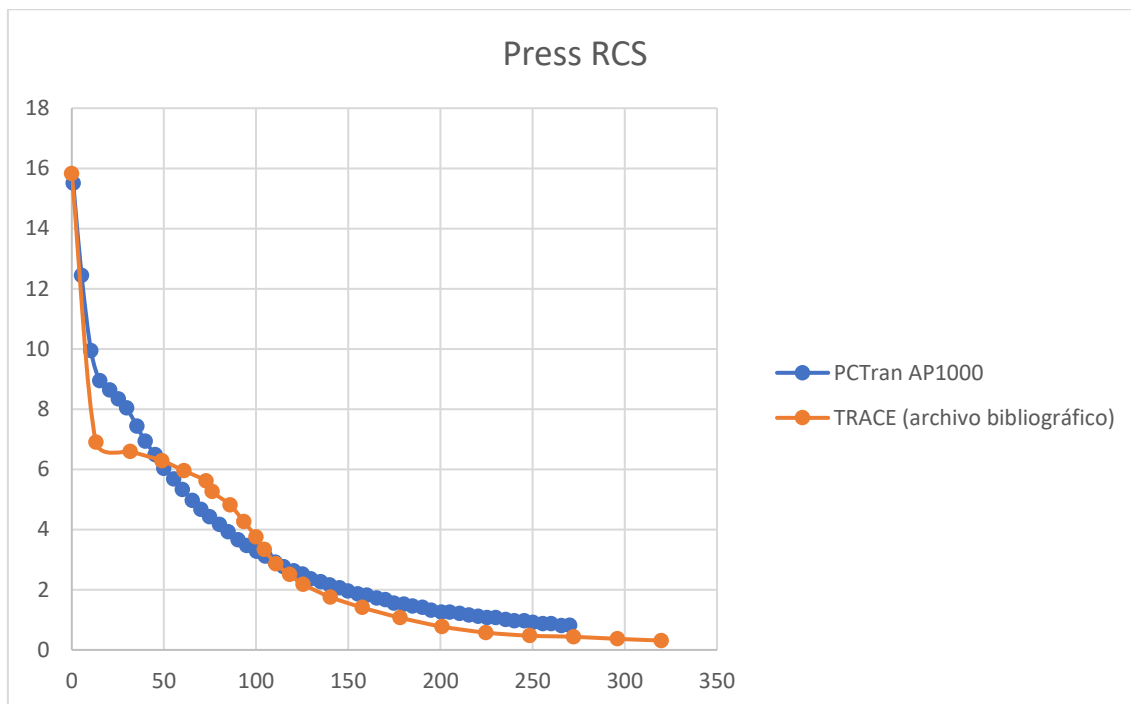


Ilustración 43: Superposición de valores de evolución de la presión del RCS durante el SBLOCA. Fuente: Elaboración propia con Excel.

Como se puede observar en la *Ilustración 43*, la forma en que evoluciona la presión es similar. Tras una caída inicial brusca, después de producirse la rotura, hay un periodo de tiempo en el que se reduce la ratio de pérdida de presión. Este fenómeno sucede debido a la apertura de las válvulas de los CMTs y PRHR activando así la refrigeración por circulación natural. A medida que avanza el flujo de descarga de los CMTs se retoma la velocidad de pérdida de presión en el RCS.

Pese a que hemos demostrado que ambas gráficas siguen la misma secuencia de actuación, podemos apreciar diferencias en los valores que va tomando la presión en cada una de ellas.

El primer momento en el que se estabiliza la presión es prácticamente el mismo, pero el valor que toma la presión en este punto es distinto. Asimismo, cuando se vuelve a retomar la velocidad de descarga, los valores de presión adquieren valores diferentes. Esto se puede deber a que el simulador utilizado en los archivos bibliográficos tiene una mayor potencia de cálculo y unos algoritmos mejor codificados, lo cual permite plasmar de

manera mucho más precisa y con mucho más espacio de tiempo los resultados obtenidos en las simulaciones. Con este simulador podemos representar las cuatro etapas de actuación que se producen en el accidente SBLOCA, mientras que, dado que el PCTran nos impone un tiempo de simulación de 300 s, limita mucho más la representación de los valores.

- **Flujo de los CMT (kg/s)**

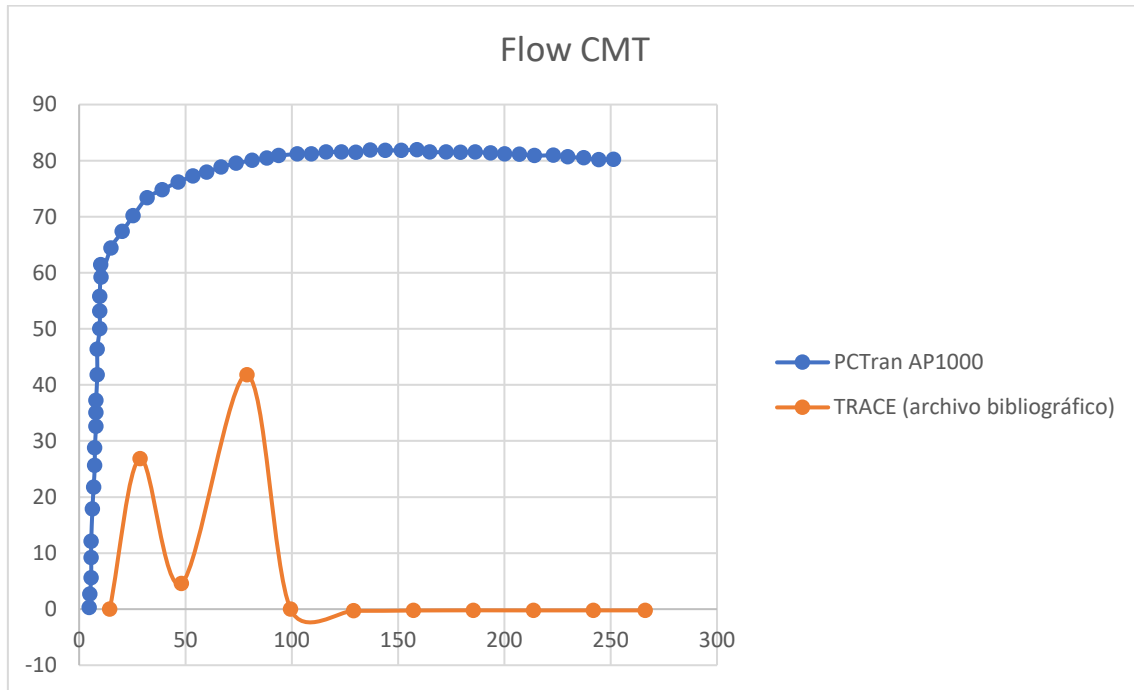


Ilustración 44: Superposición de los valores de flujo de los CMT durante el SBLOCA. Fuente: Elaboración propia con Excel.

En la *Ilustración 44*, se puede apreciar que, en ambas gráficas poco después de producirse la rotura en la rama fría, se abren las válvulas de retención de los CMTs, iniciándose así la descarga de flujo hacia el reactor.

En el documento bibliográfico adjuntado en el anexo, se explica que los ACC inician su descarga cuando se alcanza una presión de 49 bar (4,9 MPa), y que, con su mayor presión detienen el flujo de los CMTs. Por ello, en la gráfica de dicho archivo se observa cómo el CMT detiene su flujo de descarga en el segundo 90 que corresponde a los 49 bar mencionados anteriormente.

Sin embargo, en la gráfica correspondiente al simulador PCTran, se observa que no se produce este corte en el flujo de descarga de los CMTs. Esto puede deberse a que este simulador no tiene en cuenta la inyección realista de los CMTs, muy sensible a la presión del primario. Asimismo, dado que el tiempo de simulación del PCTran está limitado a 300s no sabemos con total certeza si cuando los CMTs alcanzan el 20% de su capacidad, se corta por completo el flujo de los CMT iniciándose la descarga total de los ACC.

Pero, para tener una idea más exacta sobre cómo van cambiando los valores de los flujos a lo largo de los 300 segundos de simulación en ambos programas, se procede a integrar cada una de las 4 curvas representadas:

- La integral perteneciente a la curva de inyección de los CMT (curva azul en la gráfica), cuya ecuación denominaremos $f(x)$, da como resultado:

$$\int_0^{300} f(x) = 20745,3423 \text{ kg}$$

- Si integramos la curva restante representada en la gráfica (la curva naranja), cuya ecuación denominaremos $g(x)$, obtenemos este resultado:

$$\int_0^{300} g(x) = 1631,898 \text{ kg}$$

Una vez obtenidos los valores de la cantidad de agua descargada por los CMT en ambos simuladores, podemos afirmar que, el flujo de inyección de los depósitos de aporte al núcleo (CMT) son mayores en la simulación realizada con PCTran y, por consiguiente, también lo es la cantidad total descargada de agua.

- **Power RHR removal rate/ Power Total megawatt thermal (MW)**

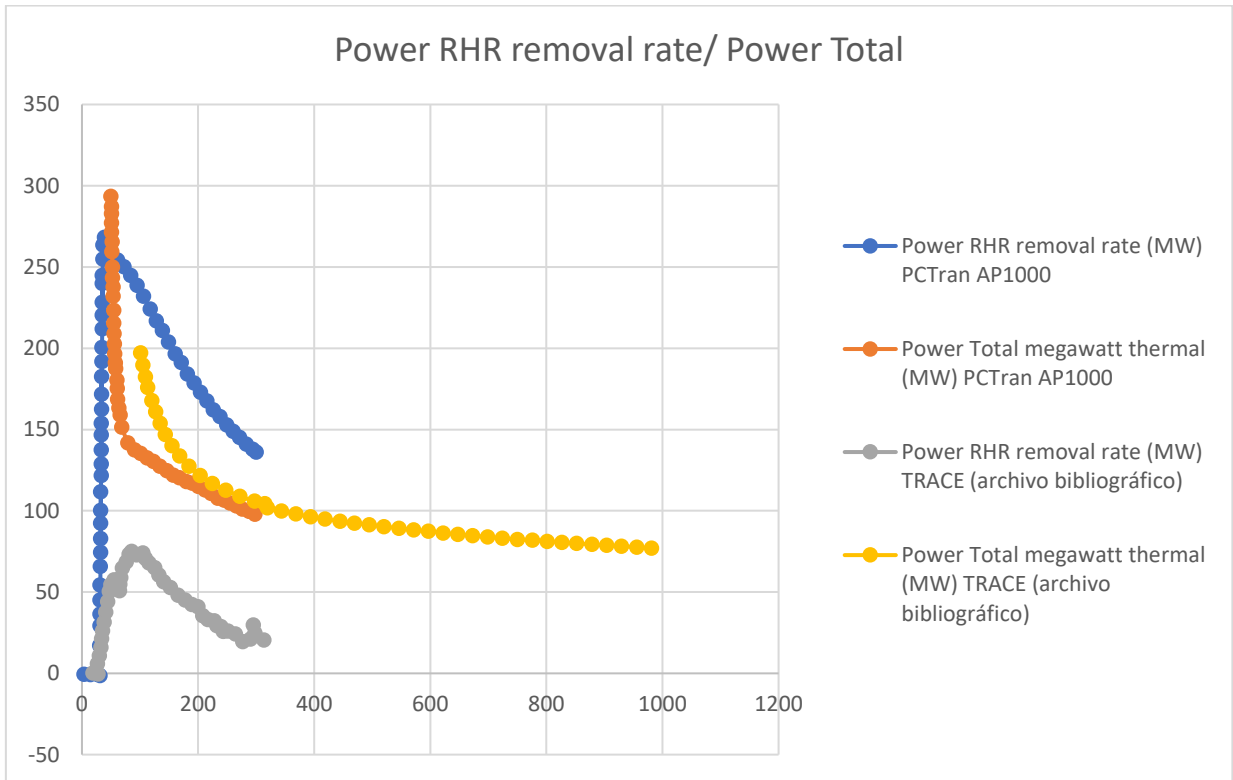


Ilustración 45: Superposición valores de potencia en RHR y núcleo durante el SBLOCA. Fuente: Elaboración propia con Excel.

En la Ilustración 43, se observa que en la gráfica que corresponde a la simulación realizada con el PCTran, inicialmente se produce una rápida subida del calor extraído por el RHR en el momento de disparo de este sistema. Igualmente, en ambos gráficos (PCTran y TRACE) se muestra una reducción en el calor generado en el núcleo una vez se produce el disparo del reactor.

Sin embargo, la simulación del Trace y del PCTran no muestran los mismos valores posiblemente debido a que los parámetros internos que se utilizan en los cálculos no son los mismos.

5. Conclusiones

En el marco de este proyecto, se procuraba ofrecer a los estudiantes de la asignatura de centrales nucleares de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales una actividad que les permitiera profundizar en su comprensión de los reactores de agua a presión. Mediante la utilización del simulador PCTran, se ha logrado concebir una práctica opcional, donde se simula un accidente de tipo LBLOCA y SBLOCA en un reactor AP1000. Los escenarios de accidente y los ejercicios requeridos durante la práctica se alinean con los contenidos enseñados en el curso de Centrales Nucleares. En términos económicos, los costos para la universidad son insignificantes al emplear un simulador de acceso gratuito y al tratarse de una actividad que los estudiantes realizan de manera autónoma en sus hogares.

Sin embargo, a pesar de las afirmaciones ya dichas, hemos podido apreciar en la comparación de gráficas expuestas, ciertas diferencias entre las curvas superpuestas.

Por ejemplo, en el caso de la simulación del accidente LBLOCA, se observa que la curva que representa la presión del RCS obtenida con el simulador PCTran se asemeja casi con exactitud a la que aparece en los archivos bibliográficos realizada con el simulador TRACE. Pero, a la hora de comparar las curvas que reflejan el flujo de los CMT vs. El flujo de los ACC, podemos apreciar que, no sólo no se parecen las curvas del CMT del PCTran con su equivalente en TRACE o la del ACC obtenida de PCTran con su respectiva en TRACE, sino que, las curvas obtenidas en el PCTran de flujo de CMT y ACC son muy similares entre ellas.

Eso nos afirma que hay una clara simplificación en los algoritmos de modelización de cálculo en el simulador PCTran frente a los utilizados en otro simulador con el que se comparan dichas curvas, TRACE.

Por tanto, aunque este simulador nos permite hacer llegar a los alumnos una visión más real de la secuencia de actuación de ciertos sistemas de seguridad en caso de accidente y plasmar de manera gráfica una gran cantidad de variables que intervienen durante el desarrollo de dicho accidente, mi conclusión es que esta versión gratuita de PCTran utilizada en este proyecto de ajusta a las necesidades planteadas.

Ahora bien, en el caso de querer hacer modificaciones en esta práctica ampliándola para la simulación de otro tipo de accidente o la representación de otras variables a lo largo del tiempo, se debería usar, al menos, la versión de pago de este mismo simulador dado que nos permitiría operar un mayor rango de tiempo y no sólo 300s, y si fuera insuficiente, optaría por el uso de otro programa de simulación más adecuado para una formación más profunda como podría ser: alumnos de máster o doctorado, formación de operarios de planta o personal de una empresa que trabaje directamente con el reactor nuclear en cuestión.

6. Bibliografía

Blanco Palencia, D. (2016). Análisis Termohidráulico del Proceso de Condensación por Contacto Directo de un Flujo de Vapor Inyectado en Agua con ANSYS Fluent.

Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). (s. f.). Reactores de agua a presión (PWR).

<https://www.csn.es/reactores-de-agua-a-presion-pwr-#:~:text=En%20este%20tipo%20de%20centrales,a%20los%20generadores%20de%20vapor.>

Foro Nuclear, F. de la I. N. E. (s. f.). ¿Cómo funciona una central nuclear?

<https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/como-funciona-una-central-nuclear/>

Hernández, N. (2005). AP1000, Una Central Nuclear de Diseño Avanzado.

Herrero Otero, J. (s. f.). Guía Didáctica PCTran.

IAEA, International Atomic Energy Association. (s. f.). Reactor vessel structure.

<https://www.iaea.org/resources/databases/inis>

M., A. (2017, septiembre). Las dos caras de la energía nuclear.

<https://www.linkedin.com/pulse/las-dos-caras-de-la-energ%C3%ADa-nuclear-andr%C3%A9s-mu%C3%B1oz/?originalSubdomain=es>

Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico. (s. f.). Mapa de ubicación de centrales nucleares. <https://energia.gob.es/nuclear>

Montero-Mayorga, J., Qeral, C., & Gonzalez-Cadelo, J. (2015). AP1000® SBLOCA simulations with TRACE code. *Annals of Nuclear Energy*, 75, 87-100. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.07.045>

Qeral, C., & Jimenez, G. (s. f.). Secuencia accidental SBLOCA.

Qeral, C., & Jimenez, G. (2015). LBLOCA (Large Break Loss of Coolant Accident).

Qeral, C., Montero-Mayorga, J., Gonzalez-Cadelo, J., & Jimenez, G. (2015). AP1000® Large-Break LOCA BEPU analysis with TRACE code. *Annals of Nuclear Energy*, 85, 576-589. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.06.011>

Westinghouse Electric Company LLC. (2000). Westinghouse AP1000 Plant Description and Analysis Report.

Zeberio Maiztegi, O. (2019). La Energía Nuclear orientada a la producción de energía eléctrica: Breve análisis de la situación a nivel global. <https://aecpa.es/files/view/pdf/congress-papers/14-0/2368/>

Zhang, Z., Song, C., Duan, Z., & Cheng. (2022). Experimental and Numerical Studies of AP1000 Shield Building considering Fluid-Structure Interaction.

EVALUACIÓN DE SIMULADORES DE REACTOR AP1000 DE LA IAEA PARA
SU USO EN LA ASIGNATURA DE CENTRALES NUCLEARES

DOCUMENTO II: ESTUDIO ECONÓMICO

ESTUDIO ECONÓMICO

El estudio económico constituye un pilar fundamental en cualquier proyecto de ingeniería, y este proyecto en particular destaca por su desarrollo en el contexto de una institución de educación superior pública, con un enfoque en la docencia. La gestión eficiente de los recursos económicos se torna aún más crucial debido a las limitaciones presupuestarias inherentes a la universidad. En este sentido, la optimización de costos se convierte en una prioridad indiscutible.

Durante la fase de concepción y desarrollo del proyecto, se ha puesto especial énfasis en no solo minimizar los recursos requeridos para llevar a cabo la actividad propuesta, sino también en explorar alternativas que permitan reducir al máximo la carga económica asociada. Esta estrategia condujo a la decisión de prescindir de la adquisición de la licencia completa del simulador PCTran, optando en su lugar por hacer uso de la versión gratuita disponible. Es relevante destacar que esta elección no comprometió en absoluto la amplitud ni la calidad de la solución final propuesta, pues los alumnos fueron capaces de desarrollar la actividad de manera plena y satisfactoria.

Además, las condiciones específicas del proyecto llevaron a plantear la práctica como una opción voluntaria para los alumnos, permitiéndoles realizarla de forma individual en sus propios hogares, sin necesidad de recurrir a las instalaciones universitarias o requerir tiempo adicional por parte del cuerpo docente, lo que hubiera conllevado un aumento del presupuesto del proyecto.

Desde una perspectiva económica, y teniendo en cuenta las particularidades y objetivos específicos de este proyecto, se puede concluir que la ejecución de este no se verá obstaculizada por limitaciones financieras significativas. Este resultado se debe a que el principal objetivo desde el punto de vista económico, que consistía en no requerir recursos adicionales por parte de la universidad, se ha cumplido de manera integral.

1. Planificación temporal

Cada proyecto necesita un calendario para organizar las tareas que lo conforman. En este capítulo se describe la gestión llevada a cabo para la ejecución de este proyecto. La planificación inicial ha experimentado algunos cambios menores durante la realización de las actividades. El cronograma justifica el tiempo empleado en cada tarea.

Todas las tareas y su tiempo promedio de desarrollo se presentan en la *Tabla 8*. Para facilitar su visualización, también se incluye un diagrama de Gantt basado en dicha tabla.

Tabla 8: Cronograma. Elaboración propia con Excel.

Tarea	Fecha de inicio	Fecha final	Días
Reuniones iniciales. Definición de objetivos	20/09/2023	02/10/2023	12
Revisión bibliográfica y búsqueda de información	10/10/2023	20/10/2023	10
Lectura del manual	20/10/2023	31/10/2023	11
Sintetización de información y búsqueda adicional	01/11/2023	15/11/2023	15
Redacción primera parte de la memoria	16/11/2023	10/01/2024	55
Comienzo de simulación de accidentes en PCTran	15/01/2024	20/02/2024	36
Comparación resultados con información bibliográfica	22/02/2024	26/03/2024	33
Redacción segunda parte de la memoria	27/03/2024	20/04/2024	24
Conclusiones y bibliografía	22/04/2024	05/05/2024	13
Revisión de la memoria por parte del tutor	10/05/2024	15/05/2024	5
Implementación de los cambios propuestos	16/05/2024	31/05/2024	15
Elaboración de la presentación y guión finales	01/06/2024	30/06/2024	15

Tarea	Fecha de inicio	Fecha final	Días
Reuniones iniciales. Definición de objetivos	20/09/2023	02/10/2023	12
Revisión bibliográfica y búsqueda de información	10/10/2023	20/10/2023	10
Lectura del manual	20/10/2023	31/10/2023	11
Sintetización de información y búsqueda adicional	01/11/2023	15/11/2023	15
Redacción primera parte de la memoria	16/11/2023	10/01/2024	55
Comienzo de simulación de accidentes en PCTran	15/01/2024	20/02/2024	36
Comparación resultados con información bibliográfica	22/02/2024	26/03/2024	33
Redacción segunda parte de la memoria	27/03/2024	20/04/2024	24
Conclusiones y bibliografía	22/04/2024	05/05/2024	13
Revisión de la memoria por parte del tutor	10/05/2024	15/05/2024	5
Implementación de los cambios propuestos	16/05/2024	31/05/2024	15
Elaboración de la presentación y guión finales	01/06/2024	30/06/2024	15

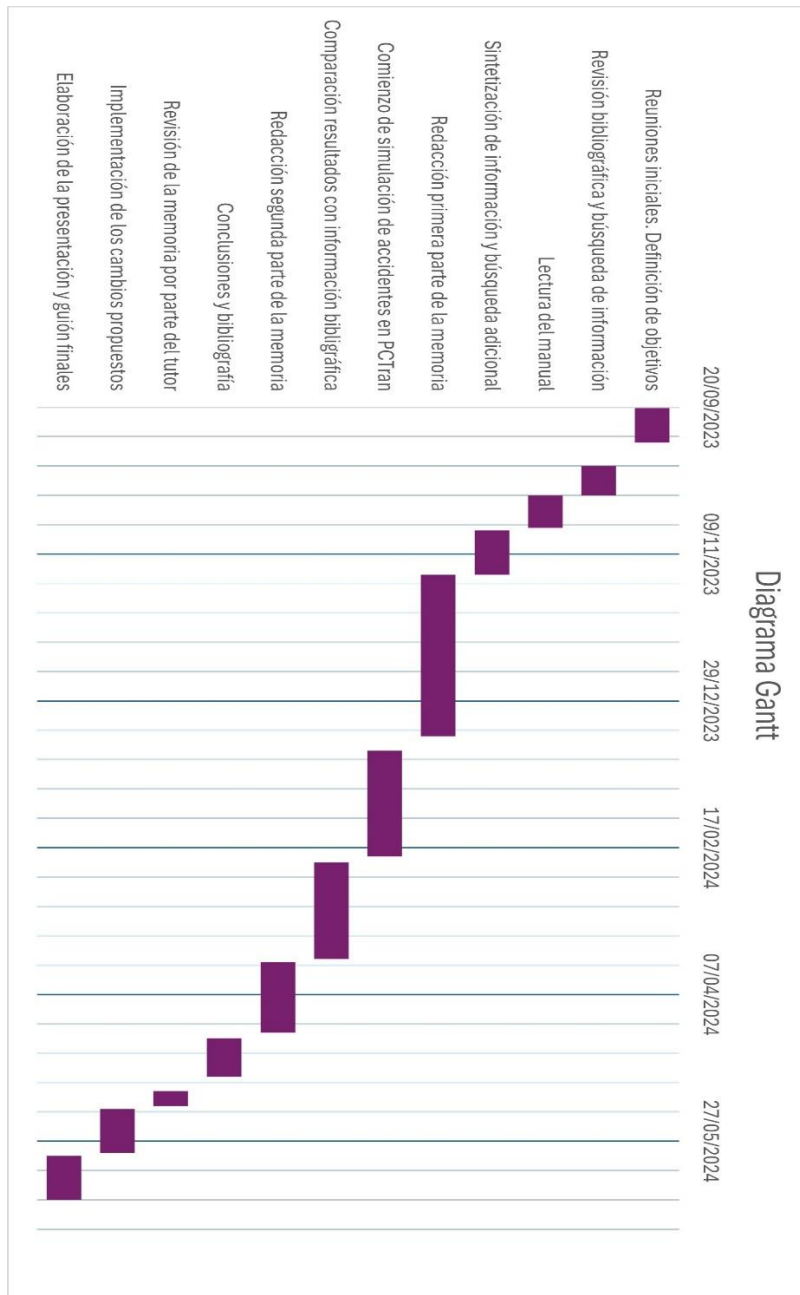


Ilustración 46: Diagrama de Gantt. Elaboración propia con Excel

1. Anexo

Guion de la práctica de simulación de un LBLOCA en un reactor AP1000

“ANÁLISIS DE UN LBLOCA EN UN REACTOR AP1000 MEDIANTE EL SIMULADOR PCTTRAN. ASIGNATURA DE CENTRALES NUCLEARES”

En esta práctica, se empleará el simulador AP1000 desarrollado por Micro Simulation Technology. Este constituye una versión de acceso gratuito del simulador de la Organización Internacional de la Energía Atómica (OIEA), y en virtud de ello, presenta algunas limitaciones, como la capacidad de simular únicamente 300 segundos.

Al iniciar el programa, nos encontramos con una interfaz que representa los sistemas más cruciales de este reactor, tales como los generadores de vapor, el presionador, los depósitos de aporte al núcleo o los acumuladores, entre otros elementos. Este simulador permite visualizar la evolución de un accidente y brinda la oportunidad de generar gráficas mediante la herramienta TRANSIENT PLOT o de examinar detalladamente lo ocurrido durante el transitorio con TRANSIENT REPORT.

La simulación que se llevará a cabo en esta práctica consiste en un LBLOCA en la rama fría con una magnitud de rotura de 7700 cm² en una de las líneas de recirculación, un delay time de 30 segundos y con condiciones iniciales ubicadas en el final del ciclo del combustible (EOC). Esta simulación puede ejecutarse directamente utilizando la herramienta MALFUNCTION, accesible desde la pestaña CODE CONTROL, donde se tiene la capacidad de ajustar el tamaño de la rotura.

Para abordar adecuadamente esta práctica, se recomienda haber completado previamente la simulación con reactores PWR convencionales. Después de haber llevado a cabo la práctica con un reactor PWR convencional y haber adquirido un conocimiento integral de las capacidades de este programa, se solicita:

1. Establecer la condición inicial al 100% al final del ciclo (EOC).
2. Iniciar el accidente LOCA con una rotura en los tubos de 7700 cm² y un tiempo de retardo de 30 segundos.

3. Obtener gráficas de variables específicas, como la presión en el RCS (MPa), volumen en el RCS (m^3) y comparación entre el flujo de inyección (kg/s) entre los CMT y ACC.
4. A través de las gráficas y el informe transitorio, explicar el desarrollo del accidente.
5. Identificar las disparidades entre las gráficas obtenidas durante un LBLOCA en el reactor AP1000 y aquellas generadas durante la operación normal.

Luego de completar estos pasos, se requiere la redacción de un informe (con un límite de 5 páginas) que compile todos los aspectos mencionados anteriormente.

Guion de la práctica de simulación de un SBLOCA en un reactor AP1000

“ANÁLISIS DE UN SBLOCA EN UN REACTOR AP1000 MEDIANTE EL SIMULADRO PCTTRAN. ASIGNATURA DE CENTRALES NUCLEARES”.

En esta práctica, se empleará el simulador AP1000 desarrollado por Micro Simulation Technology. Este constituye una versión de acceso gratuito del simulador de la Organización Internacional de la Energía Atómica (OIEA), y en virtud de ello, presenta algunas limitaciones, como la capacidad de simular únicamente 300 segundos.

Al iniciar el programa, nos encontramos con una interfaz que representa los sistemas más cruciales de este reactor, tales como los generadores de vapor, el presionador, los depósitos de aporte al núcleo o los acumuladores, entre otros elementos. Este simulador permite visualizar la evolución de un accidente y brinda la oportunidad de generar gráficas mediante la herramienta TRANSIENT PLOT o de examinar detalladamente lo ocurrido durante el transitorio con TRANSIENT REPORT.

La simulación que se llevará a cabo en esta práctica consiste en un SBLOCA en la rama fría con una magnitud de rotura de 500 cm² en una de las líneas de recirculación, un delay time de 30 segundos y con condiciones iniciales ubicadas en el final del ciclo del combustible (EOC). Esta simulación puede ejecutarse directamente utilizando la herramienta MALFUNCTION, accesible desde la pestaña CODE CONTROL, donde se tiene la capacidad de ajustar el tamaño de la rotura.

Para abordar adecuadamente esta práctica, se recomienda haber completado previamente la simulación con reactores PWR convencionales. Después de haber llevado a cabo la práctica con un reactor PWR convencional y haber adquirido un conocimiento integral de las capacidades de este programa, se solicita:

1. Establecer la condición inicial al 100% al final del ciclo (EOC).
2. Iniciar el accidente LOCA con una rotura en los tubos de 500 cm² y un tiempo de retardo de 30 segundos.
3. Obtener gráficas de variables específicas, como la presión del RCS (MPa), flujo en el CMT (kg/s) y comparación entre la potencia del RHR y la potencia del núcleo (MW).
4. A través de las gráficas y el informe transitorio, explicar el desarrollo del accidente.
5. Identificar las disparidades entre las gráficas obtenidas durante un SBLOCA en el reactor AP1000 y aquellas generadas durante la operación normal.

Luego de completar estos pasos, se requiere la redacción de un informe (con un límite de 5 páginas) que compile todos los aspectos mencionados anteriormente.

