



POLITÉCNICA

ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS INDUSTRIALES
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

José Gutiérrez Abascal, 2. 28006 Madrid
Tel.: 91 336 3060
info.industriales@upm.es

www.industriales.upm.es



Fernando Serrano Romero

05 TRABAJO FIN DE GRADO

INDUSTRIALES

TRABAJO FIN DE GRADO

ESTUDIO DEL REACTOR AVANZADO VVER-1200 Y SIMULACIÓN DE ACCIDENTES CON PCTRAN

TRABAJO FIN DE GRADO PARA
LA OBTENCIÓN DEL TÍTULO DE
GRADUADO EN INGENIERÍA EN
TECNOLOGÍAS INDUSTRIALES

NOVIEMBRE 2025

Fernando Serrano Romero

DIRECTOR DEL TRABAJO FIN DE GRADO:

Gonzalo Jiménez Varas



POLITÉCNICA

Quiero dar las gracias a toda mi familia por su apoyo incondicional y su forma de motivarme a seguir esforzándome y conseguir mis objetivos.

RESUMEN EJECUTIVO

La industria nuclear ha experimentado en las últimas décadas un cambio profundo orientado a reforzar la seguridad operacional y la resiliencia de centrales. En este contexto, los reactores de generación III+, entre los que destaca el diseño ruso VVER-1200, integran sistemas de seguridad activos y pasivos que garantizan la refrigeración del núcleo incluso ante fallos como LOCA, SLB o LOOP.

Este Trabajo de Fin de Grado tiene como propósito analizar exhaustivamente el diseño y sistemas que componen la versión V392M del reactor VVER1200, y simular mediante el software PCTRAN la respuesta del reactor ante accidentes relacionados con la pérdida de refrigerante, evaluando de forma independiente dos posibles casos, un primer caso en el que se experimenta una rotura en el circuito primario, LOCA, y un segundo caso, en el que la rotura es en el circuito secundario, SLB.

En la parte teórica, se analizan los parámetros principales del VVER-1200/V392M y los aspectos más técnicos de diseño, como el núcleo del reactor o los generadores de vapor tan particulares por su disposición horizontal, así como, otros componentes del circuito primario y secundario. Se evalúa el concepto de defensa en profundidad y el análisis probabilista, además de detallarse el funcionamiento de los sistemas de inyección, como hidroacumuladores, sistemas de enfriamiento de emergencia ECDS-SG, el sistema pasivo de disipación de calor PHRS-SG o sistemas para la mitigación de accidentes por hidrógeno, entre otros.

Para la segunda parte, se lleva a cabo una primera simulación donde se produce una rotura de $0,3 m^2$ en la rama fría del circuito primario, dando lugar a un LBLOCA. Para dicho accidente, se observa cómo actúan los sistemas de inyección o los sistemas de seguridad de la contención que evitan poner en peligro la integridad del reactor y la contención. Por otro lado, se realiza una segunda simulación donde se produce una rotura de menor tamaño, $0,05 m^2$, en la línea de vapor en el circuito secundario, SLB, además, en esta última simulación se simulará simultáneamente la pérdida de alimentación eléctrica exterior. Para dicho accidente, se muestra cómo funcionan los sistemas de alivio del circuito secundario cuando solo están a disposición parte de los sistemas, o la evolución de parámetros tras el paso de circulación forzada a circulación natural en el refrigerante primario.

En ambos casos, los accidentes son mitigados a la perfección, no hay peligro de fusión del núcleo, ni de oxidación del Zr de los revestimientos y se controla adecuadamente la radiación emitida, que se retiene en la contención, cuya integridad se mantiene intacta.

Por último, se hace referencia a cómo el uso de este tipo de simuladores, como es PCTRAN, permiten en el ambiente educativo, una familiarización práctica con los conceptos teóricos explicados durante la docencia.

PALABRAS CLAVE

Reactor nuclear, PWR, simulación, LOCA, SLB, LOOP, refrigerante, seguridad activa, seguridad pasiva, eficiencia, fiabilidad, redundancia.

CÓDIGO UNESCO

120326 - SIMULACIÓN

220709 - CONVERSIÓN DE ENERGÍA

220715 - ENERGÍA NUCLEAR

332004 - REACTORES DE FISIÓN NUCLEAR

332006 - PRUEBAS NUCLEARES

ÍNDICE DE CONTENIDOS

1. INTRODUCCIÓN	1
1.1. Motivación y contexto del estudio	1
1.2. Reactores VVER	2
1.2.1. Antecedentes al VVER-1200	2
1.3. Otros reactores de generación III/III+	4
2. EL VVER-1200/V392M (AES-2006)	8
2.1. Principales parámetros del reactor VVER-1200	8
2.2. Núcleo y combustible del reactor	9
2.2.1. Diseño de los elementos combustibles	10
2.2.2. Piscina de combustible gastado	12
2.3. Vasija del reactor	13
2.3.1. Aspectos constructivos	14
2.3.2. Funcionamiento y componentes principales	14
2.4. Generador de vapor	16
2.4.1. Aspectos constructivos	17
2.4.2. Funcionamiento y componentes principales	17
2.5. Presionador	18
2.6. Bombas de refrigeración del reactor	20
2.7. Tuberías principales de refrigerante	21
2.8. Sistema de alimentación del circuito secundario	21
2.9. Sistemas de seguridad	22
2.9.1. Defence-in-Depth concept	22
2.9.2. Análisis probabilista de seguridad	23
2.9.3. Sistemas de inyección de seguridad	24
2.9.4. Hidroacumuladores	25
2.9.5. Sistema de alivio de gas de emergencia	27
2.9.6. Sistema de alivio y aislamiento del circuito secundario	27
2.9.7. Sistema de enfriamiento de emergencia del generador de vapor	28
2.9.8. Sistema pasivo de disipación de calor del generador de vapor	29
2.9.9. Doble contención	30
2.9.10. Sistema de rociado de la contención	31
2.9.11. Sistemas de seguridad de apoyo	32

2.10.	Mitigación de accidentes severos (H ₂)	33
2.10.1.	Core catcher.....	34
2.10.2.	Recombinadores catalíticos pasivos.....	35
2.11.	Instrumentación y control.....	35
2.11.1.	Control de reactividad y protección del núcleo.....	36
2.12.	Edificio de turbinas	36
2.13.	Economía básica del reactor.....	38
3.	SIMULACIÓN DE ACCIDENTES MEDIANTE PCTRAN.....	39
3.1.	Componentes principales del programa	40
3.2.	Condiciones iniciales.....	43
3.3.	Accidente LBLOCA.....	44
3.3.1.	Configuración del accidente.....	44
3.3.2.	Secuencia de operaciones.....	45
3.3.3.	Resultados del LBLOCA	53
3.4.	Accidente SLB con LOOP	57
3.4.1.	Configuración del accidente.....	57
3.4.2.	Secuencia de operaciones.....	58
3.4.3.	Resultados del accidente SLB con LOOP.....	65
4.	CONCLUSIONES.....	68
5.	EVALUACIÓN DE IMPACTOS Y OBJETIVOS DE DESARROLLO SOSTENIBLE.....	70
6.	PLANIFICACIÓN TEMPORAL.....	71
6.1.	Estructura de descomposición del proyecto (EDP).....	71
6.2.	Diagrama de Gantt	71
7.	ESTUDIO ECONÓMICO.....	74
8.	BIBLIOGRAFÍA.....	75

ÍNDICE DE ILUSTRACIONES

Ilustración 1. ABWR [9]	4
Ilustración 2. APR1400 [13].....	5
Ilustración 3. Hualong One [16].....	5
Ilustración 4. AP1000 [17]	6
Ilustración 5. EPR [18].....	7
Ilustración 6. Reactor VVER-1200 [20].....	8
Ilustración 7. Distribución de elementos combustibles en el núcleo [1].....	10
Ilustración 8. Distribución de varillas en un elemento combustible [1].....	10
Ilustración 9. Elemento combustible [7]	11
Ilustración 10. Representación de la vasija [22]	13
Ilustración 11. Conjunto ensamblado al completo [7]	15
Ilustración 12. Representación de un generador de vapor [29].....	16
Ilustración 13. Generador de vapor [7]	17
Ilustración 14. Representación del presionador [31].....	18
Ilustración 15. Representación de una bomba de refrigeración del reactor [33].....	20
Ilustración 16. Sistemas de inyección de alta y baja presión [1].....	24
Ilustración 17. Sistema de inyección de boro de emergencia [1].....	25
Ilustración 18. Hidroacumuladores de primera etapa [42].....	26
Ilustración 19. Hidroacumuladores de segunda etapa [1]	27
Ilustración 20. Sistema de alivio y aislamiento del circuito secundario [1].....	28
Ilustración 21. Sistema de enfriamiento de emergencia del generador de vapor [1]	29
Ilustración 22. Sistema pasivo de disipación de calor del generador de vapor [47]	29
Ilustración 23. Diseño del sistema pasivo de disipación de calor [48]	30
Ilustración 24. Simplificación del lay out del circuito primario en la contención [1].....	31
Ilustración 25. Sistema de rociado de la contención [1]	31
Ilustración 26. Sistema de refrigeración de componentes, modificado de [19].....	32
Ilustración 27. Sistema de refrigeración de esenciales, modificada de [19]	32
Ilustración 28. Receptor del núcleo [55]	34
Ilustración 29. Edificio de turbinas, modificado de [19].....	37
Ilustración 30. Componentes básicos central nuclear VVER-1200/V392M [44]	38

Ilustración 31. Interfaz inicial del simulador	40
Ilustración 32. Parámetros del reactor.....	40
Ilustración 33. Parámetros del presionador y tanque de alivio	41
Ilustración 34. "Feed/Bleed" y "LPI/RHR"	41
Ilustración 35. Parámetros de los hidroacumuladores.....	42
Ilustración 36. Parámetros de la contención.....	42
Ilustración 37. Interfaz inicial de la contención del simulador	43
Ilustración 38. Interfaz "Initial Conditions"	43
Ilustración 39. Interfaz "Malfunctions"	44
Ilustración 40. Interfaz "Set Malfunction" Loss of Coolant Accident	45
Ilustración 41. Presión RCS (bar)	46
Ilustración 42. Flujo de fuga en RCS (kg/s).....	46
Ilustración 43. Huecos en RCS (%)	47
Ilustración 44. Potencia térmica del núcleo (%)	47
Ilustración 45. Flujo expulsado por el spray de la contención (kg/s).....	48
Ilustración 46. Presión en la contención (bar).....	48
Ilustración 47. Flujo de los sistemas de inyección (kg/s).....	49
Ilustración 48. Bypass del núcleo [57]	50
Ilustración 49. Nivel de agua en el núcleo (m)	50
Ilustración 50. Presión en los generadores de vapor (bar)	51
Ilustración 51. Flujo de vapor en los generadores de vapor (kg/s)	51
Ilustración 52. Flujo de alimentación a los generadores de vapor	52
Ilustración 53. Temperatura máxima del revestimiento (°C).....	53
Ilustración 54. Fallo en el revestimiento (%)	54
Ilustración 55. Fracción de Zr oxidado	54
Ilustración 56. Masa de H ₂ generado por Zr-H ₂ O.....	54
Ilustración 57. Temperatura máxima combustible (°C).....	55
Ilustración 58. Temperatura en el edificio del reactor (°C)	55
Ilustración 59. Monitoreo de la radiación (CPM) y dosis recibida (mSv/h).....	56
Ilustración 60. Interfaz "Set Malfunction" Steam Line Break Containment.....	57
Ilustración 61. Interfaz "Set Malfunction" Loss of AC Power.....	58
Ilustración 62. Interfaz "Malfunctions"	58
Ilustración 63. Flujo de alimentación en los SG (kg/s)	59
Ilustración 64. Flujo de refrigerante por los lazos (kg/s)	59

Ilustración 65. Flujo fugado hacia el edificio del reactor (kg/s)	60
Ilustración 66. Presión en los generadores de vapor (bar)	60
Ilustración 67. Flujo de vapor expulsado por las válvulas BRU-A (kg/s).....	61
Ilustración 68. Temperatura media del refrigerante primario (°C)	62
Ilustración 69. Potencia térmica en el núcleo (%).....	62
Ilustración 70. Nivel de agua en el presionador (m)	62
Ilustración 71. Presión del circuito primario (bar)	62
Ilustración 72. Presión en el edificio del reactor (bar)	63
Ilustración 73. Flujo proporcionado por el spray de la contención (kg/s).....	63
Ilustración 74. Huecos en el refrigerante primario (%).....	64
Ilustración 75. Nivel de agua en la vasija (m).....	64
Ilustración 76. Temperatura máxima del revestimiento (°C).....	65
Ilustración 77. Fallo en el revestimiento (%), Fracción de Zr oxidado y Masa de H2 generado por Zr-H2O (kg)	65
Ilustración 78. Temperatura máxima del combustible (°C).....	66
Ilustración 79. Temperatura del edificio del reactor (°C)	66
Ilustración 80. Monitoreo de la radiación (CPM) y dosis recibida (mSv/h)	67
Ilustración 81. Objetivos de Desarrollo Sostenible, [61]	70
Ilustración 82. Estructura de descomposición del proyecto	71
Ilustración 83. Diagrama de Gantt	73

ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 1. Generaciones del VVER.....	3
Tabla 2. Parámetros principales [6], [21], [22]	9
Tabla 3. Parámetros principales del combustible [2], [22].....	12
Tabla 4. Dimensiones de la vasija [22].....	13
Tabla 5. Dimensiones de un generador de vapor [29].....	16
Tabla 6. Dimensiones del presionador [31].....	19
Tabla 7. Dimensiones de una bomba de refrigeración del reactor [33].....	20
Tabla 8. Actividades	72
Tabla 9. Tiempos de las actividades	72
Tabla 10. Coste del personal.....	74
Tabla 11. Costes materiales y digitales.....	74

ACRÓNIMOS

AFWS Auxiliary Feedwater System

BWR Boiling Water Reactor

CCS Component Cooling System

CPS Control and Protection System

CSS Containment Spray System

DiD Defence-in-Depth

EBIS Emergency Boron Injection System

ECS Essential Cooling System

ECCS Emergency Core Cooling System

EGRS Emergency Gas Removal System

FA Fuel Assembly

HPSI High Pressure Safety Injection System

IRWST In-Containment Refueling Water Storage Tank

LERF Large Early Release Frequency

LOCA Loss of Coolant Accident

LOOP Loss Of Off-site Power

LPIS Low Pressure Safety Injection System

MCCI Molten Corium Concrete Interaction

MCP Main Coolant Pipelines

MDP Motor Driven Pumps

MFWS Main Feedwater System

MSIV Main Steam Isolation Valves

MOV Motor Operated Valves

MOX Mixed Oxide

PAR Passive Autocatalytic Recombiners

PCFS Passive Core Flooding System Hydroaccumulators

PFPS Passive Fire Protection System

PHRS-SG Passive Heat Removal System through Steam Generators

PORV Pilot Operated Relief Valve

PSA Probabilistic Safety Analysis

PWR Pressurized Water Reactor

RBMK Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyy

RCPS Reactor Coolant Pump Set

RHR Residual Heat Removal

RPV Reactor Pressure Vessel

RTS Reactor Trip System

SBO Station Black Out

SCRAM Safety Control Rod Axe Man

SG Steam Generator

SG-ECDS Emergency SG Cooldown System

VVER *Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor*

1. INTRODUCCIÓN

1.1. Motivación y contexto del estudio

El día 2 de diciembre de 1942, Enrico Fermi logró, en Chicago, llevar a cabo la primera fisión nuclear controlada, un acontecimiento que marcó el inicio de la industria nuclear a nivel mundial y desencadenó el comienzo de una larga carrera tecnológica entre el gobierno estadounidense y la Unión Soviética.

El fin de la Segunda Guerra Mundial motivó un cambio en el propósito inicial de la energía nuclear. A partir de entonces, la atención se desplazó hacia el uso civil, principalmente la generación de energía eléctrica y el desarrollo científico, impulsando una nueva era de innovación tecnológica, dando lugar a los reactores de primera generación.

En la Unión Soviética, este proceso se consolidó con la puesta en marcha del reactor AM-1 en Óbninsk en 1954, el primero en producir electricidad para una red nacional. Este hecho simbolizó el inicio de una política energética orientada a aprovechar el potencial del átomo para fines pacíficos. Desde entonces, la evolución de los reactores ha estado marcada por una búsqueda constante de mayor eficiencia, fiabilidad y seguridad, objetivos que cristalizan en los diseños actuales como el VVER-1200, objeto de estudio en el presente trabajo.

El creciente interés por las tecnologías nucleares de nueva generación responde a la necesidad global de una transición hacia fuentes de energía más limpias, seguras y sostenibles. En este contexto, los reactores nucleares de Generación III+ representan una evolución significativa en dichos aspectos marcados por tres accidentes históricos como son el accidente de Three Mile Island, Chernobyl y el más reciente, el accidente de Fukushima en 2011. Este último supone un antes y un después en la percepción de la seguridad nuclear a nivel global, acentuando la necesidad de diseños que garanticen la mitigación de accidentes severos mediante sistemas de seguridad pasivos, redundancia, diversidad de fuentes de refrigeración y una mejor respuesta ante eventos externos.

Los simuladores son un medio para la mejora del sector nuclear, ya que, desde el uso de las primeras unidades, han sido empleados para la continua formación del personal, validación de procesos de emergencia y optimización de estrategias ante incidentes. De esta forma, estas herramientas contribuyen directamente al refuerzo de la seguridad, eficiencia y fiabilidad de las centrales.

Por lo que respecta al entorno educativo, simuladores como PCTRAN permiten reproducir de manera realista el comportamiento de reactores ante diferentes transitorios, constituyendo una herramienta clave para la comprensión de conceptos prácticos complicados y mejorar la capacidad de análisis de futuros ingenieros.

1.2. Reactores VVER

La familia de reactores VVER (*Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor*) son una línea de reactores de agua a presión (Pressurized Water Reactor, PWR) de origen soviético que han sido fundamentales para el desarrollo de la energía nuclear en Rusia y varios países aliados.

Operan bajo el mismo principio básico que los PWR occidentales, emplean agua ligera como moderador y refrigerante, mediante dos circuitos principales. El circuito primario, a diferencia de otros reactores como los BWR (Boiling Water Reactor), está altamente presurizado para minimizar la formación de huecos en el moderador, evitar la ebullición y llevar a cabo una mejor moderación de neutrones. El circuito secundario, que se encuentra a presiones inferiores, se emplea en la generación de vapor que, mediante un grupo turbina sumado a un alternador, permite la generación eléctrica. Esto se conoce como ciclo indirecto de producción de energía eléctrica.

Los PWR destacan por su estabilidad operacional, facilidad de control y la separación clara entre el circuito primario y el secundario, lo que aporta un nivel de seguridad adicional frente a la contaminación radiactiva.

Los VVER, a pesar de compartir esta misma lógica de funcionamiento, presentan diferencias notables frente a sus homólogos occidentales. Entre sus rasgos más distintivos se encuentran el uso de generadores de vapor horizontales, en lugar de verticales, el diseño hexagonal de los elementos de combustible, frente al clásico patrón cuadrado, o también, la eliminación de penetraciones en la parte inferior de la vasija del reactor, lo que minimiza el riesgo de fugas graves [1]. Además, emplean presurizadores de gran volumen, que permiten una regulación más estable de la presión del sistema primario. Estas particularidades han convertido al VVER en un diseño singular dentro del panorama de reactores tipo PWR.

1.2.1. Antecedentes al VVER-1200

Desde la primera instalación de un VVER en la década de 1960, se han construido más de setenta reactores en distintos países, consolidando su presencia sobre todo en Europa del Este, Rusia y Asia, [2].

- **VVER-210**, fue el primer reactor VVER operativo y marcó el inicio del diseño soviético de reactores de agua a presión, proporcionando información fundamental sobre el comportamiento de materiales o la eficiencia del sistema de control y estabilidad del reactor. Puesto en marcha en 1964 en la central nuclear de Novovoronezh, sirvió como prototipo para validar la tecnología de moderación por agua ligera y refrigeración en circuito cerrado. Con una potencia eléctrica de aproximadamente 210 MWe, este reactor ayudó a sentar las bases del diseño estructural y termohidráulico que, más tarde, sería perfeccionado en versiones posteriores, [3], [4].
- **VVER-365**, fue un diseño evolutivo del VVER-210, implementado también en la planta de Novovoronezh. Se aumentó el número de vainas dentro de los elementos

combustibles, se implementaron nuevos sistemas de control y se trabajó en la optimización del flujo térmico dentro del núcleo, [3], [4].

- **VVER-440/V213**, fue el primer reactor VVER con difusión a escala internacional. Inicialmente desarrollado en versiones más simples, como el VVER-440/V230, fue la variante V213 la que incorporó avances sustanciales en seguridad y fiabilidad, y fue clasificado como reactor de generación II, [4].
- **VVER-1000**, el cual cuenta con múltiples versiones clasificadas como reactores de generación III. Es probablemente el diseño VVER más conocido y extendido antes del VVER-1200, con una potencia de alrededor de 1000 MWe y una vida útil de 40 años aproximadamente. Los primeros modelos VVER-1000 competieron en sus primeros años frente a los RBMK-1000 predominantes en la Unión Soviética hasta que aparecieron los primeros diseños que envolvían parte del reactor, impidiendo liberación radiactiva en caso de rotura del circuito, y que es conocido como la contención [3]. El accidente de Chernobyl en 1986 llevó a la modificación del diseño presente en el VVER-1000/320, previo al accidente, y supuso la aparición de sistemas de seguridad pasiva de alta capacidad, incluidos en versiones posteriores. Se duplicaron las barras de control, se mejoraron los sellados de las bombas de refrigeración (RCP) e incluyeron sistemas de inyección de boro entre otras modificaciones, [4], [5], [6].

La tabla mostrada a continuación representa la evolución más representativa de los reactores VVER desarrollados hasta el VVER-1200 en una línea de tiempo, [7]:

GEN I VVER	GEN II VVER-440	GEN II/III VVER-1000	GEN III+ VVER-1200
VVER-210: Novovoronezh 1 (Rusia)	V179: Novovoronezh 3-4 (Rusia)	V320: Balakovo 1-4 Kalinin 3-4, Rostov 1-4 (Rusia)	V392M: Novovoronezh II 1-2 (Rusia)
VVER-365: Novovoronezh 2 (Rusia)	V230: Kola 1-2 (Rusia)	Rovno 3-4, Zaporozhe 1-6 (Ucrania)	V491: Baltic 1-2, Leningrad II 1-2 (Rusia)
	Kozloduy 1-4 (Bulgaria)	Temelin 1-2 (República Checa)	Belarus 1 (Bielorrusia)
	Bohunice I 1-2 (Eslovaquia)	V412: Tianwan 1-4 (China)	
	V213: Kola 3-4 (Rusia)	V428: Kudankulam 1-2 (India)	
	Rovno 1-2 (Ucrania)		
	Paks 1-4 (Hungría)		
1955 - 1966	1966 - 1980	1980 - 2006	2006 - Actualidad

Tabla 1. Generaciones del VVER

1.3. Otros reactores de generación III/III+

El desarrollo de la tecnología nuclear de las últimas décadas ha quedado reflejado en la generación de reactores III/III+, incorporando grandes avances en sistemas de seguridad, redundancia múltiple y menor riesgo de accidentes severos. Además, la gran competencia internacional ha condicionado esta mejora constante por buscar una tecnología más eficiente, segura y económica.

Algunos competidores del reactor VVER-1200 que permiten obtener potencias similares se ven a continuación:

- **ABWR – Advanced Boiling Water Reactor**

Primer reactor de generación III, desarrollado por General Electric Hitachi en colaboración con Toshiba, comercializado por primera vez en Japón en 1997 y proporcionando 1315 MWe. Considerado como “la cúspide de la evolución de sistemas activos de seguridad”, con 60 años de vida útil, este modelo trabaja con combustible de óxidos mixtos (Mixed Oxide, MOX). Incluye sistemas de control y monitoreo completamente digitales y precisos, y mejoras en la integridad del núcleo y de la contención. Ha servido como base de nuevos reactores avanzados BWR, al que se le han incorporado múltiples sistemas de seguridad pasiva, [8], [9].

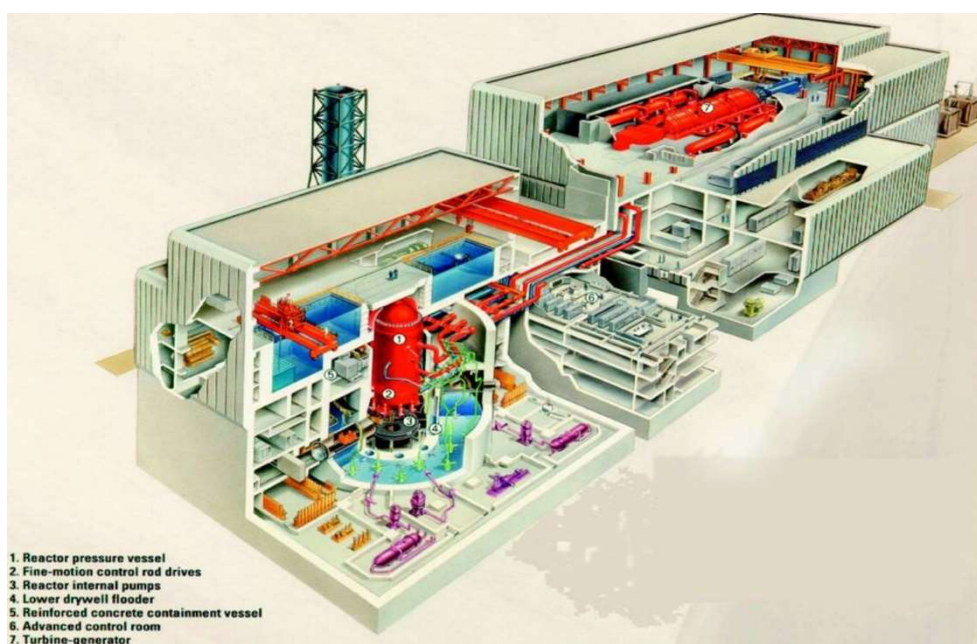


Ilustración 1. ABWR [9]

- **APR1400 – Advanced Power Reactor 1400**

Es un PWR coreano de generación III, desarrollado por KEPSCO/KHNP cuyo primer reactor entró en operación en diciembre de 2016 y proporciona 1400 MWe, [10]. Este reactor ha adquirido múltiples certificados debido a que incluye sistemas de seguridad como sistemas de inyección, sistemas de alimentación auxiliar, sistemas de despresurización o de mitigación

de hidrógeno, además de ser diseñado a prueba de sismos, [11]. También, tiene una vida útil de 60 años y puede trabajar hasta con un 30% de MOX, [12], [13].



Ilustración 2. APRI400 [13]

- **HPR1000 - Hualong Pressurized Reactor 1000**

Conocido principalmente como Hualong One, “primera central en estar equipada con un reactor de diseño chino de agua a presión” [14]. Considerado la evolución de modelos como el CP-1000, el HPR1000 es un reactor de generación III, aunque cuenta con sistemas pasivos capaces de actuar durante 72 horas y con suficiente almacenaje de agua y baterías eléctricas. En 2020 fue conectada a la red eléctrica china por primera vez siendo capaz de aportar 1100 MWe, pero su evolución no se ha detenido y ha seguido actualizándose, destacando su segunda versión el Hualong Two, [15], [16].

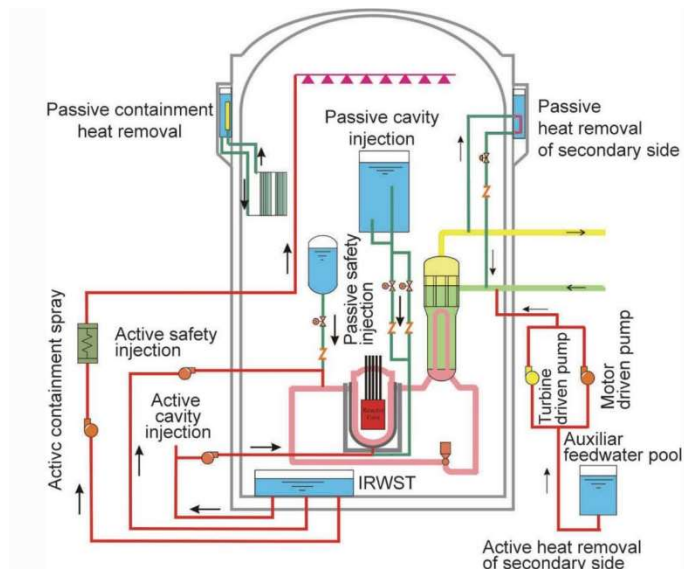


Ilustración 3. Hualong One [16]

- **AP1000 – Advanced Passive PWR 1000**

Westinghouse Electric Company lleva a cabo este avanzado PWR que construyó por primera vez en China, y fue conectado a red en 2018 con una potencia de 1100 MWe con tan solo 2 lazos. Es un reactor de generación III+ que destaca por su minimización en costes, pero increíble eficiencia y seguridad.

Incluye múltiples sistemas pasivos, como la evacuación de calor residual mediante convección natural o inyección pasiva de refrigerante con alta concentración de boro, además de contar con mejoras en la integridad de la contención, su ventilación y sistemas de retención de corio en caso de fallo del núcleo, [8], [11], [17].

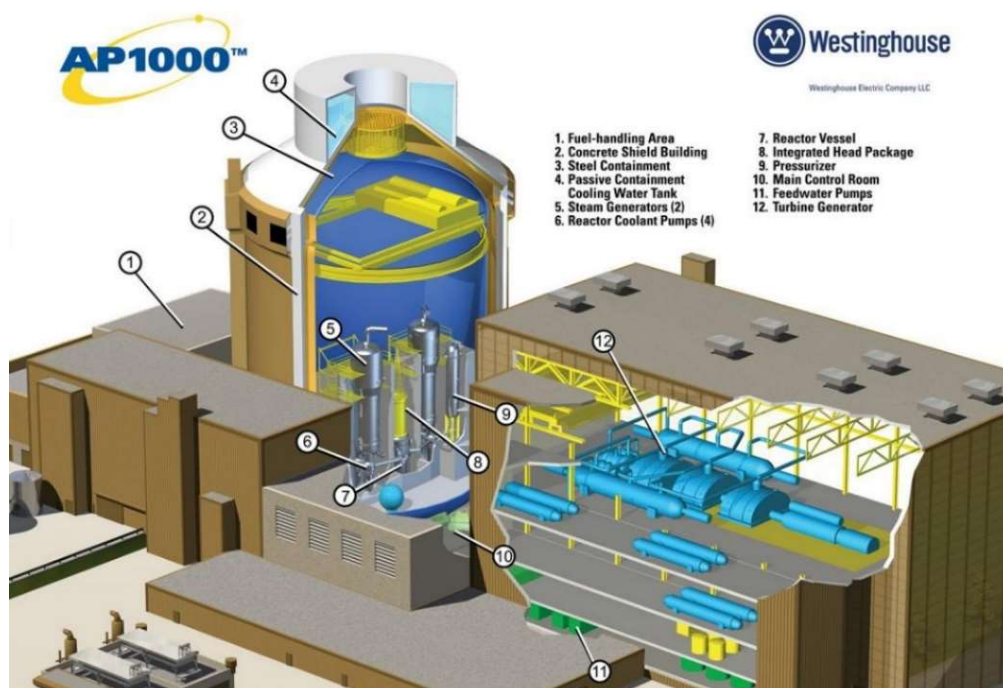


Ilustración 4. AP1000 [17]

- **EPR – European Pressurized Water Reactor**

El EPR fue desarrollado como proyecto conjunto entre las empresas francesas Framatome y EDF junto a la empresa alemana Siemens. Es un reactor de generación de III+ cuya primera unidad se comenzó a construir en Finlandia, sin embargo, ciertas comprobaciones retrasaron su conexión y fue en China, la primera unidad conectada a red en 2018.

Es uno de los principales competidores del VVER-1200, con una potencia de 1750 MWe y 60 años de vida útil, puede trabajar con MOX en todo su núcleo. Destaca por abordar el concepto de defensa en profundidad, con una múltiple redundancia de sistemas, doble contención o “core catcher”, además, incluye un conjunto de generadores diesel que pueden operar hasta 72 horas, [8], [18].

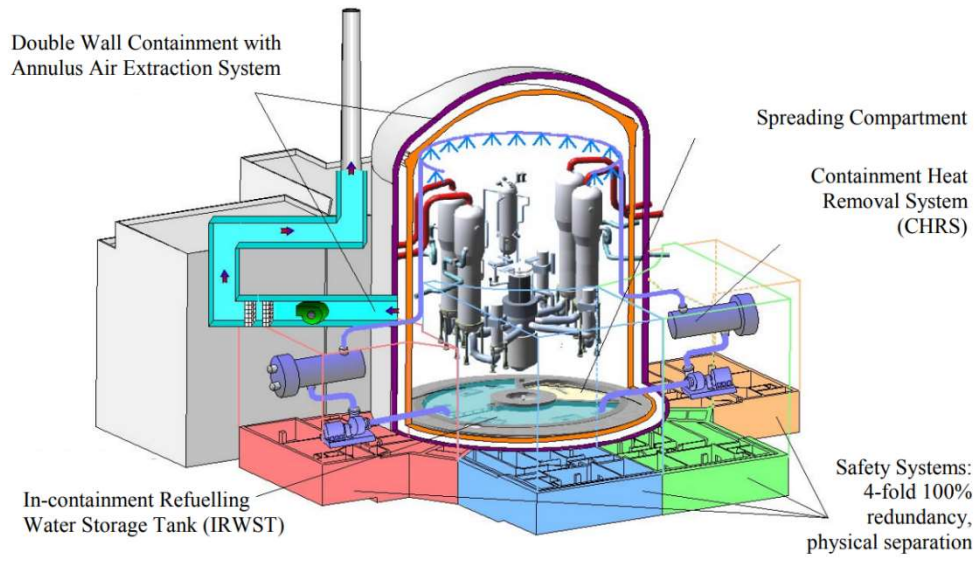


Ilustración 5. EPR [18]

2. EL VVER-1200/V392M (AES-2006)

El reactor VVER-1200 representa la evolución de los reactores de agua a presión desarrollados por la industria nuclear rusa. Este diseño, implementado por OKB Hidropress, fue presentado en 2006 convirtiéndose en el primer reactor de Generación III+, combinando soluciones probadas de modelos anteriores con innovaciones en materia de seguridad, eficiencia operativa y rendimiento energético [19].

Basado en el VVER-1000, se llevaron a cabo dos principales versiones, el modelo V-392M y el V-491, modalidades del mismo reactor con pequeñas diferencias claves en cuanto a la distribución de algunos elementos, siendo el V-392M implementado en centrales como Novovoronezh II, mientras que otras como la central nuclear de Leningrado II construyeron el V-491, [19].

Esta tecnología se ha convertido en un verdadero éxito y Rosatom, principal corporación estatal rusa para el control de la energía nuclear, espera que para el año 2032 haya en operación 23 unidades de potencia en 6 países distintos (Rusia, Egipto, China, Hungría e India) [20].

2.1. Principales parámetros del reactor VVER-1200

Múltiples versiones del VVER-1200 han sido construidas, pero todas, en esencia, presentan las mismas características y componentes principales, es por ello, que se hablará, en general, del VVER-1200, cuyos elementos principales se muestran en la ilustración 6.

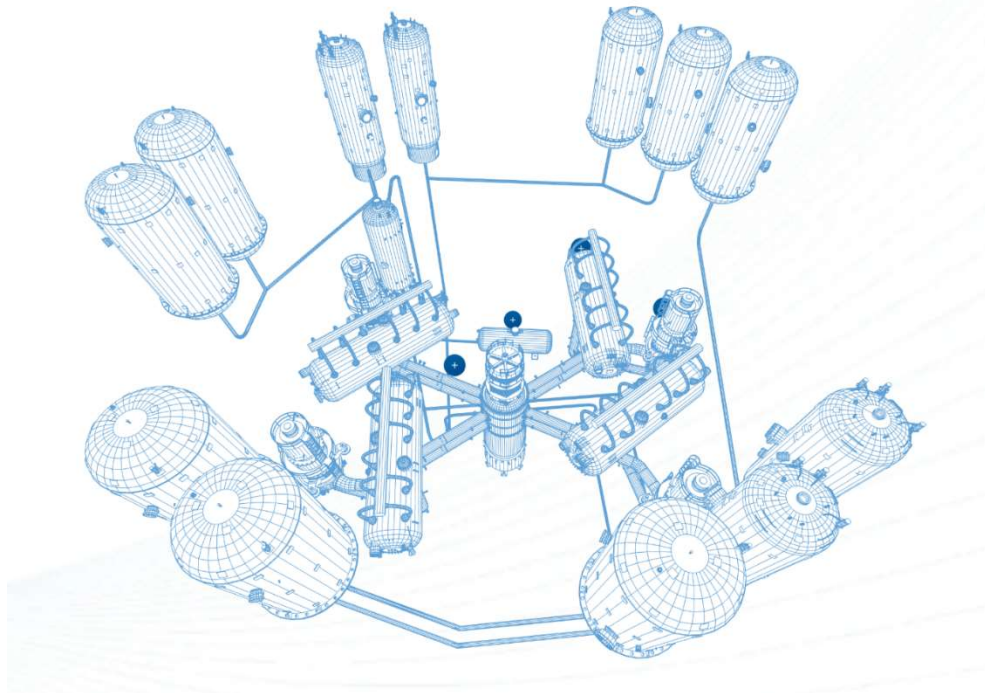


Ilustración 6. Reactor VVER-1200 [20]

OKB Hidropress consiguió llevar a cabo una versión actualizada del VVER-1000, que permitió aumentar un 20% la potencia eléctrica generada con respecto a la versión anterior, además de alargar la vida útil del reactor e incrementar los sistemas de seguridad, reduciendo en costes y en tiempo de construcción, [21].

Los reactores VVER-1200, de refrigerante y moderador de agua ligera, son reactores de 4 lazos presurizados y que cuentan con los siguientes principales parámetros, mostrados en la siguiente tabla adjunta:

Potencia térmica	3200 MW
Potencia eléctrica	1200 MW
Eficiencia	33-37,9%
Elementos Combustibles (FA)	163
Barras de control	121
Presión en el circuito primario	162 bar
Presión en el circuito secundario	70 bar
Temperatura del refrigerante a la entrada de la vasija	298,6 °C
Temperatura del refrigerante a la salida de la vasija	329,7 °C
Caudal volumétrico de refrigerante	85600 m ³ /h
Factor de capacidad	80 - 93 %
Vida útil	60 años
Ciclo de operación hasta recarga	>12 meses
Tiempo de operación autónoma tras accidente más allá de las bases de diseño	72 horas

Tabla 2. Parámetros principales [6], [21], [22]

2.2. Núcleo y combustible del reactor

El núcleo del reactor es la parte central del reactor donde quedan insertados los elementos combustibles, completamente inundados por el agua ligera a presión que actúa tanto como moderador y refrigerante. Está formado por 163 elementos combustibles en disposición vertical que hace que tenga una altura aproximada de 3,75 metros [19].

Si se realiza un corte, mediante un plano horizontal, al núcleo se puede observar su sección en la ilustración 7. En ella, se aprecia una primera corona exterior de elementos combustibles en los cuales no se insertará material de control y una zona interna, en cuyos elementos combustibles sí podrá ir insertado material de control. A su vez, aquellos elementos marcados

por un punto en la imagen son aquellos que dispondrían de detectores, empleados para monitorizar parámetros clave como son la densidad de flujo de neutrones o la temperatura.

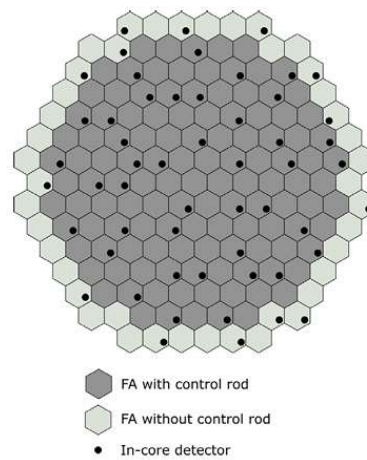


Ilustración 7. Distribución de elementos combustibles en el núcleo [1]

2.2.1. Diseño de los elementos combustibles

En reactores VVER, los elementos combustibles (Fuel assembly, FA) tienen forma hexagonal y no como los elementos combustibles comunes en reactores PWR, que tienen forma cuadrada.

Estos elementos combustibles están formados por un conjunto de 312 varillas de combustibles, 18 tubos guía, que alojarán el material de control y parada, y un tubo de instrumentación, [2]. Su distribución se muestra en la ilustración 8.

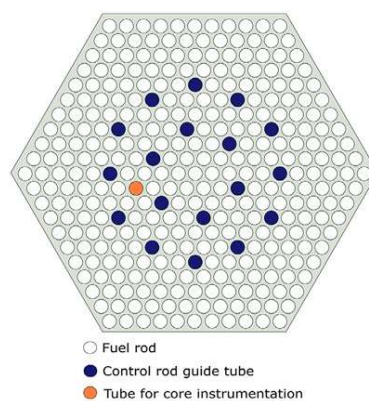


Ilustración 8. Distribución de varillas en un elemento combustible [1]

En la siguiente ilustración 9, se observa como sería un elemento combustible ensamblado al completo. En ella, además aparecen otros elementos como las rejillas, que son estructuras que mantienen la correcta separación de las barras dentro del propio elemento combustible, y que

corresponden al número 2. Mientras que, los números 1 y 5 son las boquillas superior e inferior respectivamente, que aportan el apoyo mecánico de las varillas.

Las varillas de combustible o también llamadas vainas, son de Zircaloy (aleaciones de circonio). Este material se caracteriza por presentar una sección eficaz de absorción de neutrones muy baja, además de presentar gran resistencia a corrosión, buena transferencia de calor y asegura que los productos de fisión queden atrapados dentro de las propias vainas [23].



Ilustración 9. Elemento combustible [7]

Los reactores VVER-1200 emplean como combustible dióxido de uranio (UO_2) en forma de pequeños pelets con los que son rellenas las vainas de combustible, siendo un uranio enriquecido de hasta el 4.5 % en masa. Además del propio dióxido de uranio, se suelen introducir venenos consumibles como óxido galónico (Gd_2O_3) en una proporción másica aproximadamente de entre el 5% y 8% del combustible [2].

Las características más importantes quedan reflejadas en la siguiente tabla a modo de resumen:

Elementos Combustibles (FA)	163
Forma de los Elementos Combustibles	Hexagonal
Tipo de combustible	$UO_2 + Gd_2O_3$
Enriquecimiento	Hasta 4,5 %wt U^{235}
Quemado máximo de combustible	68 - 70 MWd/kg
Masa de combustible en el núcleo	85950 – 87065 kg
Número de varillas de combustible por elemento combustible	312
Material de las varillas de combustible	Zircaloy
Altura del núcleo	3,75 m
Vida de un elemento combustible	18 - 20 meses

Tabla 3. Parámetros principales del combustible [2], [22]

2.2.2. Piscina de combustible gastado

La piscina de combustible gastado del reactor VVER-1200 se encuentra ubicada dentro del edificio de contención y está diseñada para almacenar los elementos combustibles irradiados tras su descarga del núcleo durante las operaciones de recarga.

Su principal función es mantener estos elementos sumergidos en agua borada lo que permite tanto la refrigeración mediante eliminación del calor residual como el blindaje frente a la radiación ionizante. Además, la configuración del sistema permite la inspección, detección y aislamiento de elementos defectuosos que pueden presentar pérdidas de estanqueidad en su revestimiento metálico y su diseño permite operar de forma segura tanto en operación normal como tras pérdida total de alimentación eléctrica (SBO) o pérdida de refrigerante primario (Loss Of Coolant Accident, LOCA), [24].

Los elementos combustibles deben permanecer al menos un total de seis años [19] y una vez enfriado, se transfiere a contenedores para su almacenamiento en seco, ubicados dentro del emplazamiento de la planta en instalaciones externas a la contención, donde permanecerán al menos diez años [24].

2.3. Vasija del reactor

La vasija del reactor (Reactor Pressure Vessel, RPV), ilustración 10, es uno de los componentes más críticos en términos de seguridad dentro de una central nuclear, ya que contiene el núcleo donde se produce la fisión y está sometida a elevadas presiones, temperaturas y flujo neutrónico.



Ilustración 10. Representación de la vasija [22]

Es uno de los componentes con mayor tamaño y presenta un gran espesor, ya que debe resistir grandes presiones y temperaturas. Sus dimensiones quedan ilustradas a continuación en la tabla 4.

Dimensiones de la vasija	
Altura	11,185 m
Diámetro medio	4,5 m
Masa	331 t
Masa del conjunto vasija, barrilete y deflectores del núcleo	650 t
Espesor máximo de la pared	300 mm

Tabla 4. Dimensiones de la vasija [22]

2.3.1. Aspectos constructivos

El cuerpo principal de la vasija es de acero al carbono o de baja aleación, al que se le aplica un revestimiento interno para garantizar elevada resistencia a corrosión, debido a que el refrigerante presenta una determinada concentración de ácido bórico que actúa como absorbente de neutrones, controlando así el exceso de reactividad, pero que a su vez también podría corroer la vasija, [19].

La fabricación de la vasija del reactor sigue una secuencia industrial rigurosa y especializada que garantiza su integridad mecánica y seguridad nuclear, estimándose un tiempo de fabricación de 36 meses y 768 operaciones, que pueden resumirse en los siguientes pasos:

1. Fundición y forja para la formación de aros de acero.
2. Conformado de la cabeza sometiendo una gran losa de acero a una prensa hidráulica con la forma semiesférica de la vasija.
3. Mecanizado de agujeros y recubrimiento anticorrosivo.
4. Ensamblaje mediante soldadura de las distintas partes.
5. Tratamiento térmico sobre 650 °C.
6. Mecanizado de precisión.
7. Ensayos no destructivos mediante rayos X en busca de posibles defectos superficiales, [25], [26].

El último ensayo, que verifica el correcto desarrollo de la vasija, es un ensayo hidráulico de presión en el que se introduce agua a muy alta presión (~ 250 atm) en la vasija, mayor incluso que en operación, para verificar que no haya fugas o roturas [25].

La continua investigación de los reactores VVER ha permitido llevar a cabo nuevas implementaciones aplicadas al VVER-1200 consiguiendo aumentar la vida de la vasija a 60 años útiles frente a las versiones anteriores. Algunas de estas medidas son:

- Reducción del contenido de Níquel en las soldaduras.
- Reducción de impurezas en los materiales.
- La disminución de la temperatura de transición dúctil-frágil del material en la región de las toberas, alcanzando valores de hasta -35 °C, lo que incrementa la resistencia a fracturas en condiciones de enfriamiento brusco.
- La disminución del flujo neutrónico incidente sobre las paredes de la vasija, lograda mediante el incremento del diámetro del recipiente, lo que reduce la exposición directa al campo de neutrones rápidos. [7].

2.3.2. Funcionamiento y componentes principales

La vasija no solo garantiza estanqueidad, sino que también actúa de soporte de otros componentes internos, como se muestra en la ilustración 11, que proporciona una visión interna de todos los elementos ensamblados.

En la parte superior de la imagen aparecen los sistemas de control y protección del reactor (Control and Protection System, CPS), donde quedan alojadas las barras de control y de parada en operación. La cabeza de la vasija cuenta con múltiples orificios por donde se insertarían estos bancos de control, así como la instrumentación necesaria que permite monitorizar todas las variables del núcleo. La cabeza no se suelda al cuerpo principal de la vasija, sino que se une mediante pernos, ya que es un elemento desmontable para la inserción o extracción de los elementos combustibles.

El número 3 corresponde con la tobera de salida de refrigerante, que permite extraer el agua caliente, mientras que el número 2 corresponde con la tobera por la que entra el refrigerante de la rama fría, gran parte baja por el downcomer, un espacio anular entre la vasija y el barril del núcleo para luego ascender a través de los elementos combustibles, y una pequeña porción se dirige directa a refrigerar la zona superior de la vasija.

El deflector del núcleo (número 5) es una estructura formada por placas metálicas que rodea directamente al núcleo del reactor. Su función principal es redirigir el flujo del refrigerante a través del combustible y reducir la exposición del recipiente a la radiación rápida, actuando también como un reflector de neutrones parciales para mejorar la eficiencia del núcleo, [27].

Por último, a pesar de que en la imagen no quede mencionado, es importante el barrilete del núcleo, una estructura ubicada dentro de la vasija del reactor que actúa como soporte principal para los componentes internos y proporciona estabilidad mecánica al conjunto durante el funcionamiento del reactor, [28].

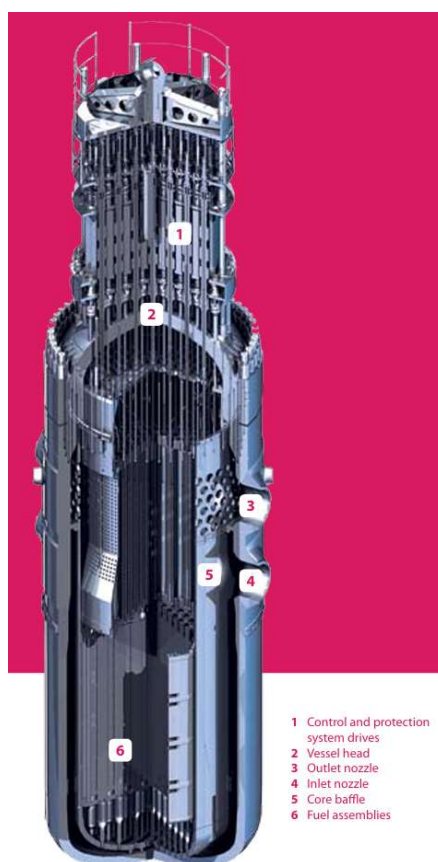


Ilustración 11. Conjunto ensamblado al completo [7]

2.4. Generador de vapor

Los generadores de vapor (Steam generator, SG), ilustración 12, [29], son intercambiadores de calor de carcasa y tubos en U, y forman parte esencial del circuito termodinámico, siendo un elemento primordial para la obtención de energía eléctrica en reactores de agua a presión (PWR). Además, son una seña de identidad de los reactores rusos VVER, ya que tienen disposición horizontal a diferencia del modelo tradicional de un PWR occidental.



Ilustración 12. Representación de un generador de vapor [29]

Para poder llevar a cabo la correcta refrigeración del núcleo, los generadores de vapor tienen un gran tamaño para disponer de un volumen de agua en el secundario elevado, lo que aumenta la inercia térmica y amortigua posibles transitorios en el reactor. Sus dimensiones quedan ilustradas a continuación en la tabla 5.

Dimensiones de un generador de vapor	
Largo	13,8 m
Diámetro interno	4,2 m
Masa	355 t
Número de tubos	10978 - 11000
Diámetro medio de los tubos	16 mm
Espesor de los tubos	1,5 mm
Superficie de intercambio térmico del haz de tubos	6105 – 6660 m ²

Tabla 5. Dimensiones de un generador de vapor [29]

2.4.1. Aspectos constructivos

La fabricación de un único generador de vapor se aproxima a una duración cercana de 2 años, donde la mitad del tiempo se invierte en pruebas de control e inspecciones, [30].

El proceso de formación del cuerpo principal es muy similar al de la vasija, hecho con un acero de baja aleación mediante fundición y forja. Los tubos en U se realizan con un acero inoxidable austenítico resistente a la corrosión y a altas temperaturas, y son soldados al cuerpo principal, [19].

Los modelos PGV-1000MKP, empleados en los reactores VVER-1200, son el resultado de décadas de evolución tecnológica de los modelos PGV-1000, presentes en los VVER-1000, permitiendo alcanzar los 60 años de vida útil. Algunas de estas mejoras son, tubos con mayor resistencia mecánica y térmica, mayor compacidad y superficie de intercambio y sistemas mejorados de drenaje, limpieza y control de la química del agua del secundario, [7].

Los reactores VVER-1200 presentan 4 generadores de vapor (SG) pudiendo cada uno transmitir una potencia térmica al refrigerante del circuito secundario de entre 750 y 828 MW, teniendo una capacidad de generación de vapor de entre 1470 y 1652 t/h, [29].

2.4.2. Funcionamiento y componentes principales

Para explicar el funcionamiento y los distintos componentes se recurre a la ilustración 13, que muestra un corte interno del generador de vapor que facilita el entendimiento del sistema.

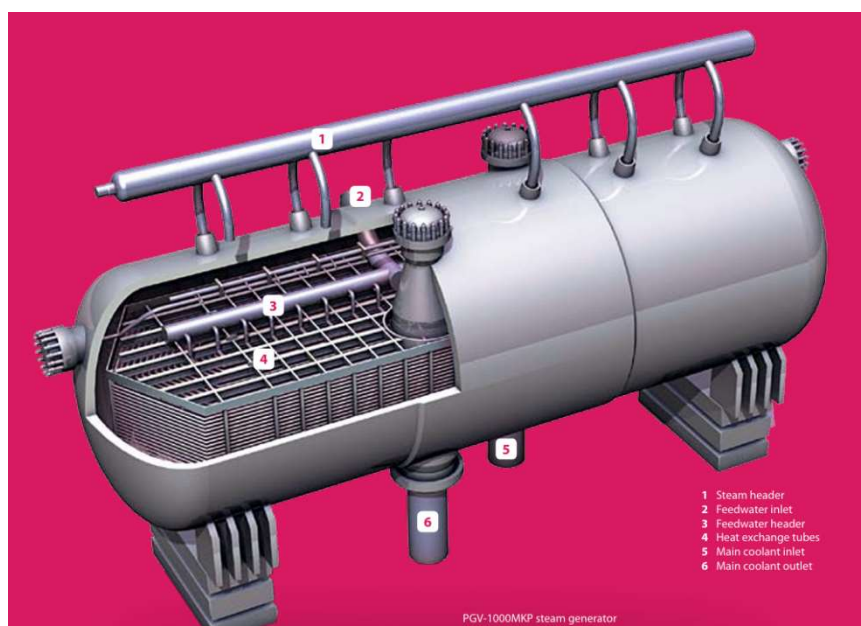


Ilustración 13. Generador de vapor [7]

Por un lado, el agua del circuito primario, procedente del reactor a alta temperatura y presión ($\sim 329.7\text{ }^{\circ}\text{C}$, $\sim 162\text{ bar}$), entra al generador de vapor a través del colector de entrada (Main coolant inlet, número 5). Desde allí, el fluido se divide en porciones entrando por distintos tubos en paralelo. El refrigerante primario pierde temperatura que transfiere al refrigerante del circuito secundario y tras recorrer cada tubo sale por el colector de salida (Main coolant outlet, número 6) y regresa al reactor para completar el ciclo.

Por otro lado, el agua del circuito secundario entra al generador a través de la entrada de agua de alimentación (Feedwater inlet, número 2) y es distribuida mediante el colector de alimentación (Feedwater header, número 3). Esta agua circula por convección natural y, al recibir calor de los tubos, se evapora.

Finalmente, el vapor generado asciende hacia la zona superior del generador, donde atraviesa una serie de separadores de humedad por gravedad, y se distribuye hacia el colector principal de vapor por las toberas (aros en la parte superior) desde donde se distribuye a las líneas de vapor principal.

2.5. Presionador

El presionador (Pressurizer), conectado a la rama caliente del circuito primario, es el encargado de mantener la presión del circuito primario entre los límites operacionales para que no se produzca la evaporación del refrigerante, siendo único en el reactor.



Ilustración 14. Representación del presionador [31]

Como se muestra en la ilustración 14, el presionador, que se encuentra en posición vertical, es como un depósito de refrigerante primario. En operación normal, el agua ocupa alrededor de 55 metros cúbicos de los 79 disponibles, mientras que el volumen restante es vapor [19].

Para poder controlar cambios de presión debido a transitorios de temperatura en el reactor, el presionador cuenta con un conjunto de 30 calentadores eléctricos y un sistema de rociado de agua fría en la parte superior, [31]. De tal forma, si se quiere aumentar la presión del circuito se aumenta la potencia de los calentadores que calientan el agua evaporando parte de ella y aumentando la presión. Si en cambio, lo que se pretende es disminuir la presión, se recurre al sistema de rociado, que rocía agua fría borada para condensar parte del vapor disminuyendo la presión. Si la presión siguiese aumentando, habiendo actuado el rociado, se podría recurrir a la apertura de la válvula de alivio del presionador, que descarga el vapor al tanque de alivio del presionador, también conocido como tanque de burbujeo (bubbler tank). Este tanque está fabricado con un acero austenítico aleado con Cr-Ni y permite condensar y almacenar el vapor recibido procedente del presionador cuando la válvula de alivio está abierta, [32].

El presionador está diseñado para trabajar durante 60 años útiles, con unas condiciones de diseño de 350 °C y 176,4 bar, aunque en operación trabaja a 347,9 °C y 161 ± 2 bar, [31]. Las dimensiones quedan reflejadas en la tabla 6.

Dimensiones del presionador	
Largo	14 m
Altura	14 m
Diámetro externo	3,7 m
Masa	178 t
Volumen interno	79 m ³
Espesor de la pared	160 mm

Tabla 6. Dimensiones del presionador [31]

2.6. Bombas de refrigeración del reactor

Las bombas de refrigeración del reactor (Reactor coolant pump set, RCPS) son las encargadas de mantener la circulación de refrigerante del circuito primario. Hay un total de 4 unidades, cada una conectada a un lazo del reactor, en la rama fría del circuito, [33].



Ilustración 15. Representación de una bomba de refrigeración del reactor [33]

Son bombas centrífugas verticales de una etapa, accionadas por un motor de inducción que recibe corriente eléctrica del exterior, cuya energía mecánica generada se transmite mediante un eje a un impulsor. Este impulsor es un elemento clave que consiste en un rotor que acelera el flujo aumentando la presión, [34]. El modelo de RCP empleado en los primeros reactores VVER-1200 es el GCNA-1391, mismo modelo presente en los últimos VVER-1000. Con una vida útil de 60 años, cada bomba es capaz de mover un caudal nominal de $22000 \text{ m}^3/\text{h}$ con una temperatura y presión de diseño de $350 \text{ }^\circ\text{C}$ y $176,4 \text{ bar}$, aunque en operación trabajan a $300 \text{ }^\circ\text{C}$ y 153 bar , [33]. Las dimensiones de cada bomba vienen ilustradas en la tabla 7.

Dimensiones de una bomba de refrigeración del reactor	
Largo	3 m
Ancho	3,5 m
Diámetro interno	2.3 m
Masa del conjunto	48 t
Volumen interno	$4,2 \text{ m}^3$

Tabla 7. Dimensiones de una bomba de refrigeración del reactor [33]

Las bombas son componentes compactos y robustos que incorporan sistemas muy importantes, todos ellos refrigerados por agua y no por aceite, minimizando el riesgo de incendio. Además de los ya mencionados, destacan por presentar sello mecánico, que incluso con la bomba parada, minimiza el riesgo de fuga de refrigerante en caso de pérdida de conexión eléctrica exterior, y elimina una posible causa de accidente por pérdida de refrigerante (LOCA) [7].

Si se llegase a producir la pérdida de alimentación eléctrica exterior (Loss of Off-site Power, LOOP), el volante de inercia, con el que cuenta cada bomba, es capaz de almacenar energía rotacional, permitiendo seguir moviendo el rotor por inercia hasta el apagado del reactor, manteniendo el enfriamiento del núcleo hasta llegar a una circulación natural de refrigerante, [7], [35].

Estas bombas están preparadas para que en caso de que una se averíe, el reactor pueda seguir en funcionamiento con una bajada de potencia entre el 50 y 65 % introduciendo parcialmente las barras de control, sin necesidad de apagado de emergencia. Las tres bombas restantes pasarían a trabajar a un 67 % de su potencia nominal, pero a la larga sería necesario detener el reactor para poder solucionar el problema de la bomba averiada, [36].

2.7. Tuberías principales de refrigerante

Las tuberías principales de refrigerante (Main coolant pipelines, MCP) son un conjunto de tuberías diseñadas para transportar el refrigerante primario a altas temperaturas y presiones (350 °C, 176,4 bar), garantizando la integridad estructural y la resistencia a la corrosión bajo condiciones extremas, uniendo la vasija con los generadores de vapor y las bombas de refrigeración.

En general, para una central nuclear VVER-1200 se emplean un conjunto de 16 tramos de tubería cada una con 20 piezas rectas y 12 codos. Cada tramo recto puede tener una longitud de entre 4 y 8,5 metros, teniendo todos los tramos un diámetro externo de 990 mm con un espesor de 70 mm del cual 5 mm es una capa de soldadura anticorrosiva. En total se cuenta con 146 metros de tuberías que tienen un peso de 252 toneladas, [37].

Con una vida útil de 60 años, este conjunto de tuberías está diseñado conforme al principio de seguridad “fuga antes de rotura” (leak-before-break), lo cual implica el cumplimiento estricto de requisitos sobre propiedades del material, análisis de tensiones, inspecciones en servicio y monitoreo continuo de fugas [7].

2.8. Sistema de alimentación del circuito secundario

El agua extraída del sistema de condensado se lleva hacia los generadores de vapor mediante el sistema de agua de alimentación principal (Main feedwater system, MFWS), encargado principal de mantener el correcto nivel de agua en los generadores.

El sistema de agua de alimentación principal de reactores VVER-1200 está diseñado para trabajar en condiciones normales con una inserción de entre 300 y 6480 t/h de agua, pero también puede operar en arranques y paradas, así como, detener la inyección de agua si se detecta un nivel alto en el generador de vapor. Está formado por un conjunto de cuatro motobombas y una de emergencia, válvulas y tuberías.

En caso de fallo del anterior sistema, entraría en acción el sistema de agua de alimentación auxiliar (Auxiliary feedwater system, AFWS), capaz de operar en condiciones normales o durante recarga o mantenimiento del reactor, incluso en un SBO, gracias a un conjunto de turbobombas. Este sistema incluye deaeradores, que eliminan gases disueltos en el agua, y un conjunto de dos bombas, válvulas y tuberías [24].

2.9. Sistemas de seguridad

La seguridad constituye el pilar fundamental del diseño de reactores nucleares de las últimas generaciones. El VVER-1200/V392M se convirtió en el primer reactor de generación III+, lanzado por primera vez en la central nuclear de Novovoronezh en 2017, marcando un hito en la evolución de la energía nuclear segura y confiable.

Los reactores de generación III+ han desarrollado al completo la seguridad pasiva, basada en principios físicos como la gravedad y la convección natural, permitiendo que los sistemas de refrigeración y contención funcionen sin alimentación eléctrica externa ni acciones del operador. Además, tras el desastre de Fukushima, la industria nuclear se actualizó incorporando nuevas exigencias, naciendo próximamente nuevos reactores de generación III+.

La seguridad pasiva se combina con tecnología activa, que funciona con fuentes de energía, activándose automáticamente al detectar desviaciones en parámetros claves como la presión o temperatura del refrigerante. Este conjunto de sistemas de emergencia se diseñó con redundancia, lo que significa que existen múltiples capas de protección ante cualquier fallo [23].

2.9.1. Defence-in-Depth concept

Para poder mejorar en seguridad se recurrió al concepto de defensa en profundidad (Defence-in-Depth, DiD), cuatro niveles en los que mejorar una central nuclear para poder ser considerada de última generación.

1º Nivel:

- Mejorar la integridad del circuito primario.
- Sistemas de instrumentación y control fiables y precisos.
- Protección antincendios y peligros naturales como terremotos.
- Separación física entre sistemas de seguridad.
- Control sobre la radiación en operación normal.

2° Nivel:

- Sistemas de detección de desviaciones en los parámetros principales capaces de actuar fiablemente para volver al funcionamiento seguro del reactor.

3° Nivel:

- Diversos sistemas de seguridad, redundantes y capaces de actuar frente accidentes como pérdida de refrigerante o apagón eléctrico.

4° Nivel:

- Sistemas de seguridad independientes capaces de eliminar una fuga radioactiva protegiendo la contención incluso con fusión del núcleo, [38].

Con una base de más de 50 años de experiencia acumulada, la industria nuclear rusa implementó el VVER-1200 cumpliendo con los estándares internacionales más exigentes, [24]. Algunos factores de seguridad son:

- **Parada instantánea**, el reactor está equipado con sistemas redundantes que aseguran la detención inmediata de la reacción en cadena en caso de emergencia.
- **Refrigeración autónoma**, capacidad de enfriar el núcleo sin suministro eléctrico ni intervención humana, evitando el sobrecalentamiento.
- **Reserva de tiempo de 72 horas**, el diseño permite mantener el reactor en condiciones seguras sin supervisión humana durante al menos 72 horas en caso de accidente, [23].

2.9.2. Análisis probabilista de seguridad

El análisis probabilista de seguridad (Probabilistic Safety Analysis, PSA) permite evaluar la fiabilidad y seguridad de un reactor nuclear, cuantificando posibles accidentes severos incluyendo errores humanos y fallos del sistema. En general, hay tres niveles:

- **Nivel 1:** Estima la frecuencia del daño del núcleo (Core Damage Frequency, CDF), en reactores VVER-1200 se ha conseguido disminuir 100 veces este valor, siendo en el modelo V392M de $7,3e-7$ /año de operación, [19].
- **Nivel 2:** Evalúa las consecuencias de la pérdida de la contención y la posible liberación de radionucleidos, (Large Early Release Frequency, LERF), $LERF \leq 1e-7$ /año de operación, [24].
- **Nivel 3:** Analiza el impacto sobre la población y la dispersión en el medio ambiente, siendo la exposición máxima menor a 0,39 Sv-persona/año de operación, por tanto, en caso de accidente con liberación de 0,39 Sv, por ejemplo, a una población de 1000 personas, cada una recibiría 0,39 mSv/año, valor inferior al límite establecido por la comisión internacional de protección radiológica para la población normal de 1 mSv/año, excluyendo la radiación natural recibida y aquella procedente de tratamientos médicos, [24], [39], [40], [41].

El accidente de Fukushima también sirvió para implementar mejoras en estos análisis introduciendo categorías adicionales para una mejor evaluación, por ejemplo, eventos externos como inundaciones o tornados [19].

2.9.3. Sistemas de inyección de seguridad

Son sistemas activos diseñados para actuar en caso de fugas de refrigerante. A continuación, se especifican los diseños del reactor VVER-1200/V392M, ya que en función del tipo de reactor VVER el diseño de los sistemas puede ser distinto.

2.9.3.1. Sistemas de inyección de alta presión

El sistema de inyección de seguridad de alta presión (High Pressure Safety Injection System, HPSI) en un reactor VVER-1200/V392M está formado por un conjunto de dos trenes conectados a la rama fría y caliente de dos lazos del reactor, que insertan agua procedente de la piscina de combustible gastado (SFP) y posteriormente del sumidero de contención, donde se acumula el agua procedente de la rotura. Requiere una presión de 80 bares para actuar, [1], [19].

2.9.3.2. Sistema de inyección de baja presión

El sistema de inyección de seguridad de baja presión (Low Pressure Safety Injection System, LPIS) está formado también por un conjunto de dos trenes conectados, esta vez, a las tuberías de inyección de los acumuladores de primera etapa, de tal forma que insertan agua directamente dentro de la vasija. A partir de una presión de 25 bares en el circuito primario, en caso de pérdida de refrigerante, se activaría dicho sistema introduciendo agua borada procedente de la SFP y posteriormente del sumidero de contención, [1], [19].

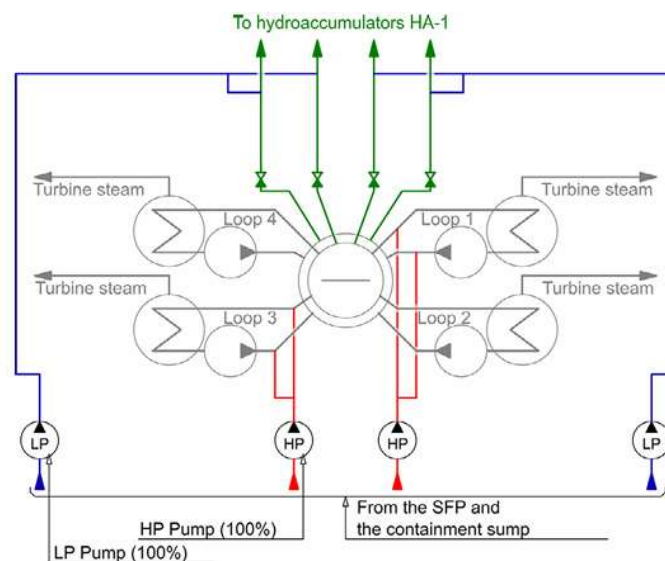


Ilustración 16. Sistemas de inyección de alta y baja presión [1]

2.9.3.3. Sistema de inyección de boro de emergencia

El sistema de inyección de boro de emergencia (Emergency Boron Injection System, EBIS) permite la inyección de agua borada en concentraciones altas llevando el reactor a subcriticidad para la parada segura. Se basa en dos trenes, cada uno formado por dos motobombas (Motor Driven Pumps, MDP), que impulsan el agua procedente de tanques de solución de boro con concentración de 40 g/kg de agua, de la piscina de combustible gastado o del sumidero de contención, a una presión máxima de 245 bares, [19].

Este sistema de inyección forma parte del sistema de protección del reactor y en caso de que fallen las barras de control, actúa para detener las fisiones, [24].

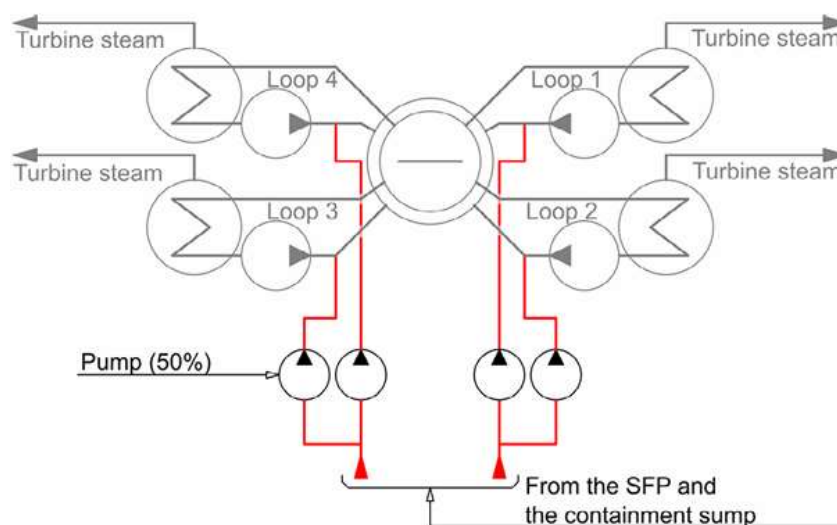


Ilustración 17. Sistema de inyección de boro de emergencia [1]

2.9.4. Hidroacumuladores

Los hidroacumuladores son dispositivos fundamentales en los sistemas de seguridad pasivos del VVER-1200, que forman parte del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (Emergency Core Cooling System, ECCS). Están diseñados para inyectar agua borada a presión directamente en el circuito primario del reactor durante situaciones LOCA, especialmente cuando no hay suministro eléctrico o han fallado otros sistemas activos.

En el reactor VVER1200/V392M hay un conjunto de hidroacumuladores de dos etapas que se activan a diferentes presiones. Ambas se basan en el mismo sistema, un conjunto de tanques de gran grosor hechos de un acero perlítico y con recubrimiento anticorrosivo, con una solución de agua y ácido bórico en su interior, [42].

Otros reactores como el VVER1200/V509 o el VVER-TOI incorporan una tercera etapa adicional que es activada manualmente, [1].

2.9.4.1. Hidroacumuladores de primera etapa

Los hidroacumuladores de primera etapa son un conjunto de 4 depósitos, uno por cada lazo, de $60 m^3$ rellenos de una solución de ácido bórico en agua con concentración de $16 g/kg$ presurizado con nitrógeno, [1], [24].

En caso de que se produzca una caída de presión en el circuito primario hasta valores de 59 bares [24], se inyecta automáticamente el agua borada a través de tuberías conectadas directamente a las toberas de inyección de la vasija, permitiendo frenar las fisiones y evitar el sobrecalentamiento del núcleo. Cabe notar que, el nitrógeno del tanque no se llega a introducir al sistema de refrigeración del reactor gracias a válvulas de aislamiento.

Estos depósitos tienen una altura de 10,5 metros, con un diámetro de 3,2 m y un espesor de 90 mm, con un peso cercano a las 80 toneladas, [42].

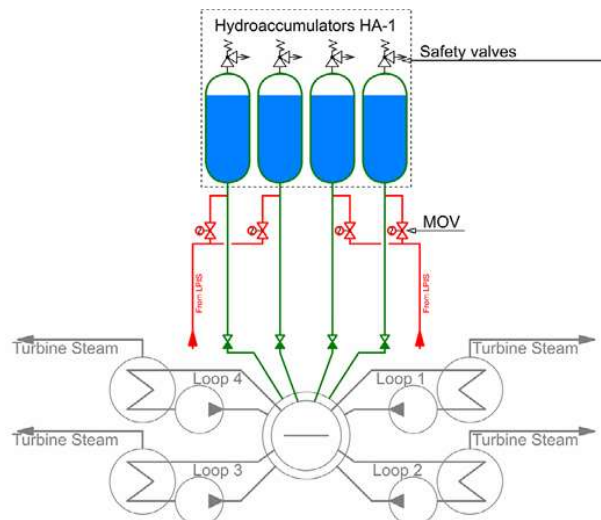


Ilustración 18. Hidroacumuladores de primera etapa [42]

2.9.4.2. Hidroacumuladores de segunda etapa

Una vez ha sido inyectada el agua borada de los acumuladores de la primera etapa, si la presión sigue desdiciendo y alcanza los 15 bares, entonces, se produce la inyección de la segunda etapa, sin necesidad de intervención humana ni corriente eléctrica.

Los hidroacumuladores de segunda etapa (Passive Core Flooding System Hydroaccumulators, PCFS) son un conjunto de 8 depósitos de $120 m^3$ llenos al completo de agua borada concentrada a $16 g/L$. Tienen una altura de 10,5 metros, con un diámetro de 4,24 m y un espesor de 60 mm, con un peso cercano a las 80 toneladas, [43].

Su diseño y volumen permiten sostener la refrigeración del núcleo durante largos periodos de entre 26 y 280 horas dependiendo de la cantidad de material fugado, incluso en SBO, [44], y contribuir al control de la reactividad gracias a la presencia del boro.

Además, disponen de otra funcionalidad, y es que esta agua borada se puede emplear para llenar los compartimentos de la piscina de recarga, durante la recarga de combustible, [44].

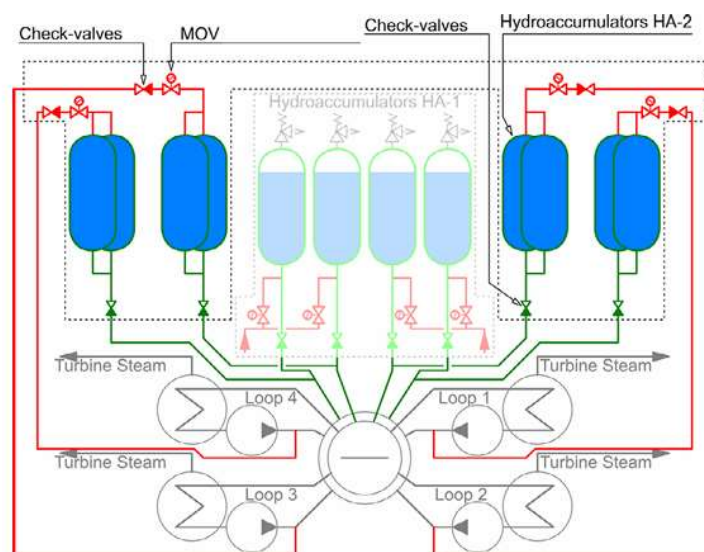


Ilustración 19. Hidrocumuladores de segunda etapa [1]

2.9.5. Sistema de alivio de gas de emergencia

El sistema de alivio de gas de emergencia (Emergency Gas Removal System, EGRS) se trata de un sistema activado mediante un conjunto de válvulas motorizadas (Motor Operated Valves, MOV) en caso de accidente severo, utilizado para descender la presión del circuito primario sobre 10 bar [1]. Su funcionamiento se basa en conducir el vapor generado en el circuito primario en zonas como la cabeza de la vasija o del presionador hacia el tanque de burbujeo (bubbler tank), donde se condensa para poder ser recirculado, [45].

2.9.6. Sistema de alivio y aislamiento del circuito secundario

El sistema de alivio del circuito secundario se activa en caso de sobrepresión del circuito por exceso de generación de vapor. Para el modelo V392M, se basa en un conjunto de válvulas de seguridad en cada línea de vapor, una válvula motorizada (MOV), BRU-A, por cada línea, que descargan vapor a la atmósfera y cuentan con baterías eléctricas que las permiten operar incluso en SBO, que se complementan con dos válvulas de alivio (PORV), que descargan también a la atmósfera [1].

Si el sistema de emergencia del generador de vapor está en funcionamiento o en caso de disparo de la turbina, se cuenta con dos válvulas BRU-K/BRU-C por cada generador, que desvían el vapor al sistema de condensado de emergencia directamente sin pasar por la turbina, pero no están disponibles en caso de SBO [1], [19].

Por último, antes de liberar vapor a la atmósfera, este pasa por un amortiguador (shock absorber) de picos de presión, protegiendo tuberías y válvulas, aumentando la vida útil del sistema.

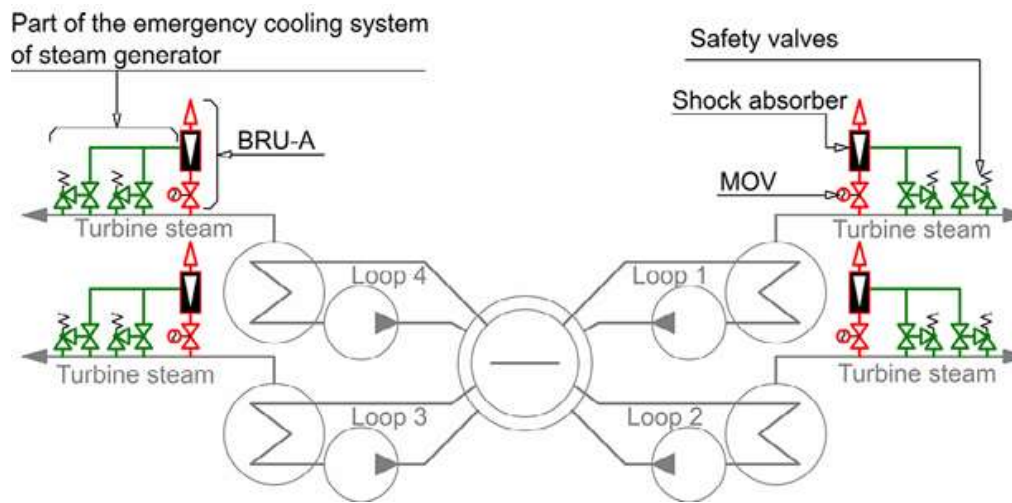


Ilustración 20. Sistema de alivio y aislamiento del circuito secundario [1]

Si por algún casual, hay un problema, como una fuga en un generador de vapor o en una línea entonces es cuando se recurre al cierre de las válvulas de aislamiento de vapor principal (Main Steam Isolation Valves, MSIV), motorizadas, y cierre de las válvulas respectivas en el MFWS, de tal forma que queda aislado el generador de vapor afectado, [24].

Otro tipo de válvulas distribuidas por el circuito secundario son las válvulas de retención, que impiden el flujo en dos direcciones, bloqueando el flujo inverso.

2.9.7. Sistema de enfriamiento de emergencia del generador de vapor

El sistema de enfriamiento de emergencia del generador de vapor (Emergency SG Cooldown System, SG-ECDS) consiste en un sistema de seguridad activo que requiere de energía externa, pero que, en caso de pérdida de alimentación eléctrica, los generadores diésel de emergencia le permiten seguir operando. Este sistema actúa para disipar el calor residual cuando el sistema de disipación de calor residual normal no está disponible por causas como:

- Pérdida de alimentación eléctrica exterior [1], [46]
- Fugas o despresurización en el circuito primario

En estas situaciones, se cierran las válvulas de aislamiento de la línea de vapor (MSIV) y el sistema de agua de alimentación principal (MFWS), entonces, se pone en funcionamiento el sistema de emergencia de tal manera que se conduce el vapor generado en cada generador hacia

dos trenes, cada uno con un intercambiador de calor que condensa el refrigerante y lo impulsa a través de dos motobombas (MDP) para volver al generador de vapor, [1].

Este sistema descrito de la versión V392M es la alternativa al sistema de alimentación de emergencia en reactores V491.

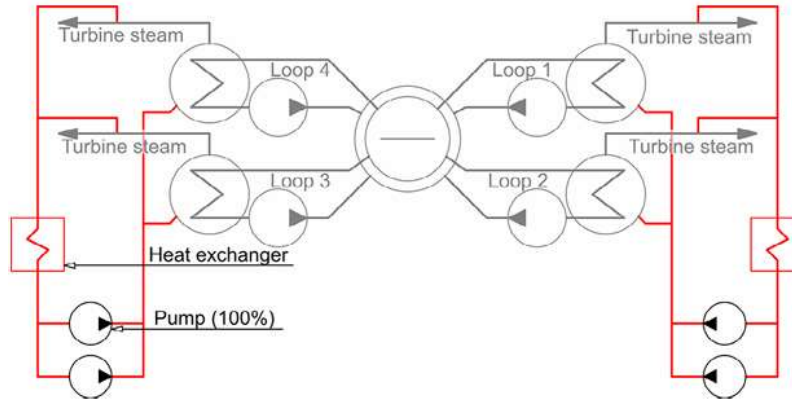


Ilustración 21. Sistema de enfriamiento de emergencia del generador de vapor [1]

2.9.8. Sistema pasivo de disipación de calor del generador de vapor

El Sistema Pasivo de Disipación de Calor del Generador de Vapor (Passive Heat Removal System through Steam Generators, PHRS-SG) es un componente esencial en diseños de Generación III+, y muy característico según la versión del VVER-1200.

Permite garantizar la eliminación del calor residual del núcleo en situaciones accidentales severas y de forma secundaria, además de limitar la liberación de material radiactivo en caso de combinación de accidentes complejos, [7]. El sistema se activa tras 30 segundos en caso de SBO, y también en el caso de accidente cuando el sistema de enfriamiento de emergencia (SG-ECDS) no funcione, ya que es la versión alternativa 100% pasiva de dicho sistema.

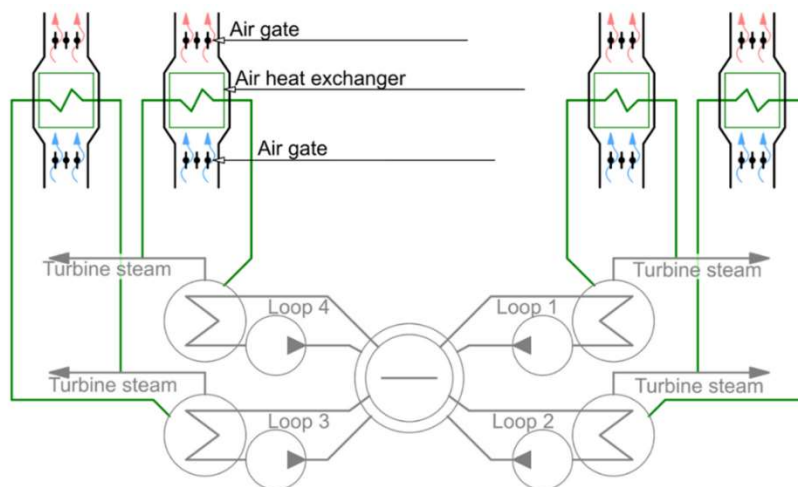


Ilustración 22. Sistema pasivo de disipación de calor del generador de vapor [47]

La ilustración 22, [47], muestra un esquema simplificado. Realmente, por cada generador de vapor se cuenta con dos intercambiadores de calor que funcionan con circulación natural de aire exterior, ya que, el aire caliente que sale del intercambiador asciende por diferencia de densidades por los conductos de aire que lo purgan hacia el exterior. Además, cuenta con dispositivos pasivos que permiten controlar el caudal de aire entrante, así como válvulas en las puertas de entrada y salida que se mantienen cerradas si el sistema no actúa [1], [46], [48].

El sistema está diseñado para que pueda trabajar con tres de los cuatro trenes por si alguno falla, pudiendo refrigerar correctamente el núcleo. Además, tiene dos modos de operación, para mantener la presión del generador de vapor entre 58 bar y 67.5 bar o para el enfriamiento de la planta en caso de parada del reactor, [48].

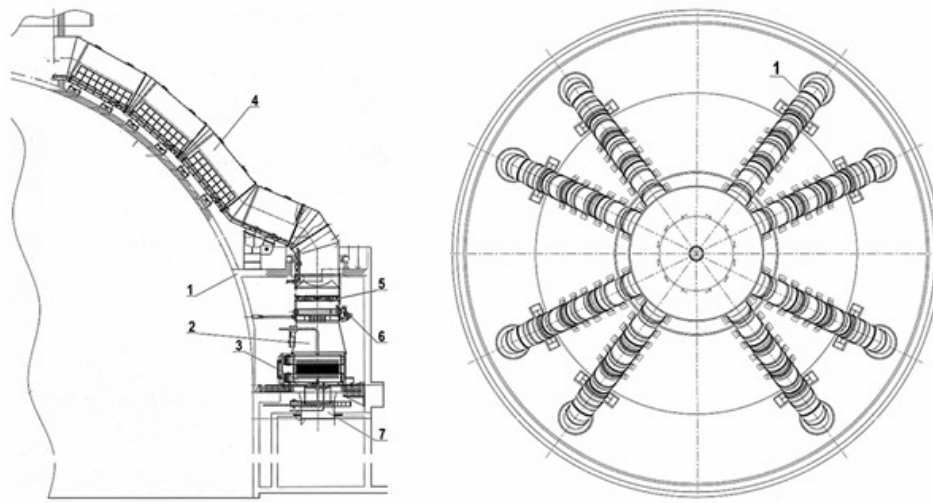


Ilustración 23. Diseño del sistema pasivo de disipación de calor [48]

2.9.9. Doble contención

La contención es un elemento clave en reactores nucleares, que garantiza la estanqueidad del interior, diseñado para retener radiaciones y elementos radioactivos. Cuenta con dos paredes, la pared interna, de 1,2 metros de espesor, está hecha de hormigón armado pretensado recubierta de acero al carbono, y la pared externa, de medio metro de espesor, simplemente con hormigón armado, [19], [24], [49].

Los accidentes pasados han obligado a desarrollar un sistema de contención cuya integridad resista cualquier accidente, especialmente, enfatizándose en que la estructura pudiese resistir la fundición del núcleo y su posible intento de fuga por la parte inferior, sobrepresiones en el recinto, así como, acumulaciones de hidrógeno y por consiguiente, explosiones, [7], [38].

Además, la pared exterior garantiza protección contra influencias externas como sismos de magnitud 8, inundaciones, tornados con velocidades de hasta 56 m/s, caída de una aeronave de hasta 5 toneladas o también, ondas de choque de presión de 30 kPa, [7], [23].

Dentro de la contención se alojan los componentes del circuito primario, incluyendo los generadores de vapor, el “core catcher” o la piscina de combustible gastado (SFP) entre otros. Estos componentes principales se alojan en distintos compartimentos recubiertos por paredes de hormigón que protegen los distintos sistemas, como queda reflejado en el esquemático lay out en la ilustración 24.

A su vez, una particularidad de la versión V392M es la chimenea superior por donde se extraería el aire caliente del sistema pasivo de disipación de calor del generador de vapor (PHRS-SG), cuyos respectivos conductos irían sobre la contención.

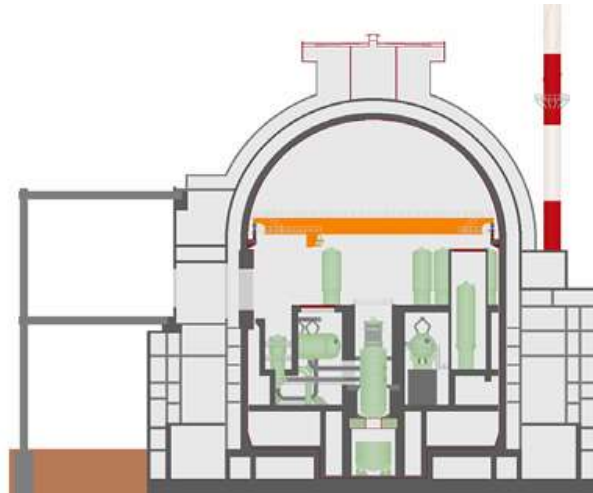


Ilustración 24. Simplificación del lay out del circuito primario en la contención [1]

2.9.10. Sistema de rociado de la contención

El sistema de rociado a la contención (Containment Spray System, CSS) actúa en caso de fuga de refrigerante primario, que conduce a un aumento de presión en la contención, rociando automáticamente agua borada fría para condensar el vapor y reducir la presión de la contención. El agua se impulsa mediante motobombas desde el sumidero de contención o de la SFP, para ser rociado desde la parte superior, por lo que, se trata de un sistema activo que requiere de energía externa.

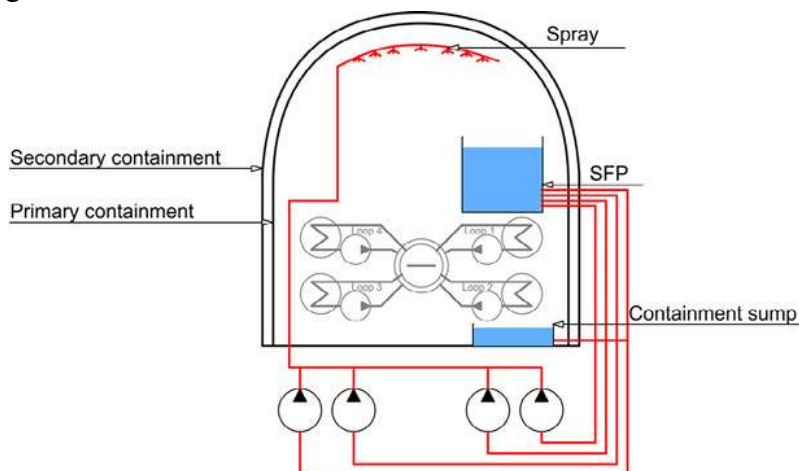


Ilustración 25. Sistema de rociado de la contención [1]

2.9.11. Sistemas de seguridad de apoyo

2.9.11.1. Sistema de refrigeración de componentes

El sistema de refrigeración de componentes (Component Cooling System, CCS) o también llamado circuito de refrigeración intermedio nuclear, se encarga de refrigerar los sistemas principales tanto en operación normal como en emergencias, por ejemplo, bombas, intercambiadores de calor o los sistemas de inyección de seguridad. También, es el sumidero de calor del sistema de eliminación de calor residual (Residual heat removal, RHR). Se muestra en la ilustración 26, el circuito de forma esquematizada.

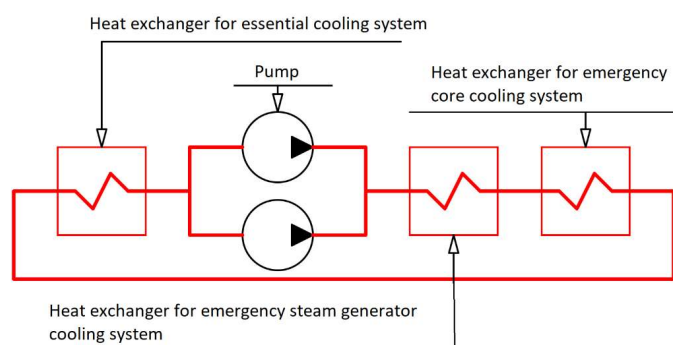


Ilustración 26. Sistema de refrigeración de componentes, modificado de [19]

2.9.11.2. Sistema de refrigeración de esenciales

El sistema de refrigeración de esenciales (Essential Cooling System, ECS) actúa como último sumidero de calor, ya que este sistema se encarga de refrigerar el sistema de refrigeración de componentes (CCS), incluso, en caso de apagón eléctrico, ya que se podría suministrar energía procedente de los generadores diésel, [45], [50].

Se impulsa agua almacenada en estanques de pulverización (spray pond), que se encuentran en el exterior del edificio del reactor y son hechos de hormigón, capaces de conservar el volumen de agua en seísmos o tornados. El agua se calienta en intercambiadores de calor, y finalmente esta agua caliente es expulsada de nuevo al tanque mediante rociadores (sprinklers) que la pulverizan, aumentando la superficie de intercambio térmico y, por tanto, la eficacia y la velocidad de enfriamiento [19], [24].

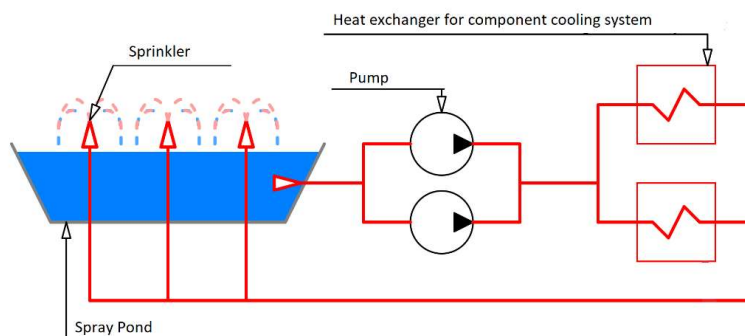


Ilustración 27. Sistema de refrigeración de esenciales, modificada de [19]

2.9.11.3. Sistema de alimentación eléctrica de emergencia

En la zona opuesta al edificio del reactor se encuentra el edificio de apoyo de energía, donde se encuentran dos generadores diésel capaces de trabajar 72 horas proporcionando cada uno una capacidad 6,07 MW, entrando en operación en el caso de pérdida de alimentación eléctrica exterior (LOOP). Además, cuenta con un generador adicional capaz de operar durante 24 horas [19]. Esta alimentación eléctrica se conecta al edificio del reactor a través de distintos túneles, [24].

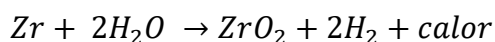
2.9.11.4. Sistema de apagado de incendios

La agencia internacional de la energía atómica exige una serie de medidas de seguridad antincendios para los reactores de última generación, [51]. Los reactores VVER-1200 cuentan con sistemas pasivos de protección frente a incendios (Passive Fire Protection System, PFPS) o activos como el “High-fog” que emplean sustancias seguras no contaminantes, eliminando un peligro para el ambiente o los trabajadores, [7], [38]. La refrigeración de sistemas como motobombas mediante agua también permiten minimizar el riesgo de incendio [38].

2.10. Mitigación de accidentes severos (H₂)

El hidrógeno molecular (H₂) es un gas químicamente simple pero extremadamente peligroso en determinadas condiciones. En el contexto de la seguridad nuclear, se habla de “hidrógeno explosivo” cuando el H₂ generado en un reactor se acumula en volúmenes cerrados y alcanza concentraciones detonantes al mezclarse con oxígeno (O₂). Esta combinación puede conducir a explosiones violentas, que rompan la contención produciendo liberación masiva de material radiactivo, como se evidenció en Fukushima.

En condiciones normales, el hidrógeno no representa un riesgo significativo. Sin embargo, en un accidente severo no controlado, el sobrecalentamiento del núcleo lleva a la reacción entre el Zirconio de las vainas de combustible y el vapor de agua, según la siguiente reacción exotérmica:



Esta reacción junto a otras secundarias, como reacciones de corio con el hormigón de la contención (Molten Corium Concrete Interaction, MCCI), generan una gran cantidad de hidrógeno en muy poco tiempo y a temperaturas elevadas, si el H₂ se acumula en la contención y alcanza una concentración entre el 4% y el 74% en volumen, correspondiente a los límites de inflamabilidad, entonces, se produciría una deflagración muy violenta, [52], [53].

Diseños avanzados como el del reactor VVER-1200 permiten minimizar al máximo este tipo de accidentes con el objetivo de que no se repitan.

2.10.1. Core catcher

El “core catcher” es un sistema pasivo de seguridad instalado debajo de la vasija del reactor en las plantas nucleares, diseñado para confinar y enfriar el corio, mezcla fundida de combustible nuclear y estructuras internas, evitando su filtración hacia fuera de la contención, en caso de accidente severo con fusión del núcleo, [23], [54].

Se basa en un crisol de acero inoxidable preparado para soportar temperaturas de más de 2000°C. En su interior, se encuentra material sacrificable, es decir, una mezcla de óxidos metálicos (Al_2O_3) y venenos neutrónicos (Gd_2O_3) cuya función es diluir y enfriar el corio del reactor, controlar la reactividad para evitar la reacción en cadena y reducir la generación de hidrogeno (H_2).

Los óxidos metálicos como Al_2O_3 , juegan un papel fundamental ya que permiten reducir la generación de hidrógeno entre un factor de 4 al producirse la oxidación del corio con el oxígeno procedente del Al_2O_3 , de tal forma que no se libera H_2 del agua, [38].

A su vez, el crisol queda rodeado por una estructura de hormigón que recibe agua procedente del tanque de almacenamiento de agua de dentro de la contención (In-Containment Refueling Water Storage Tank, IRWST) que refrigera el receptor de núcleo por conducción y convección y cuyo vapor generado es recogido para ser condensado y devuelto al tanque. A medida que el corio se refrigera, va perdiendo temperatura formando una costra solidificada que evita la liberación de radionucleidos, [55].

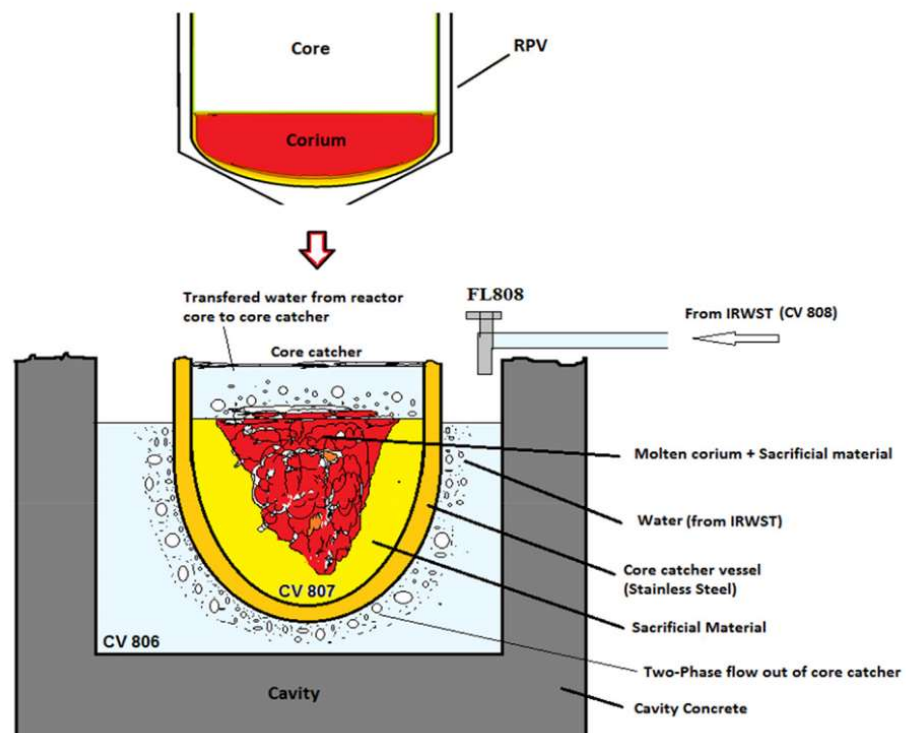


Ilustración 28. Receptor del núcleo [55]

2.10.2. Recombinadores catalíticos pasivos

Entre los métodos más efectivos para reducir el riesgo de explosión de hidrógeno en la contención de un reactor nuclear se encuentran los recombinares catalíticos pasivos (Passive Autocatalytic Recombiners, PAR).

Permiten que el hidrógeno (H_2) reaccione con el oxígeno (O_2) presente en la atmósfera del recinto de contención para formar vapor de agua (H_2O), sin necesidad de ignición ni de alimentación eléctrica, [1].

Múltiples recombinares se instalan dentro de la contención permitiendo aumentar la capacidad de eliminar el hidrógeno rápidamente evitando que se alcancen concentraciones explosivas, actuando como una barrera preventiva de primer nivel, [53].

Los recombinares autocatalíticos pasivos se combinan con otros métodos como la inertización, encendedores o ventilación forzada para neutralizar los riesgos de explosión de hidrógeno.

2.11. Instrumentación y control

El sistema de instrumentación y control en reactores VVER-1200 constituye una infraestructura tecnológica crítica para la operación, supervisión y protección del reactor y sus sistemas auxiliares. Su diseño responde tanto a estándares internacionales como a regulaciones técnicas de la Federación Rusa, integrando soluciones modernas de hardware y software con un alto grado de automatización y diagnóstico.

Se clasifican en dos grupos principales, el de operación y el de seguridad, separados para evitar fallos comunes, que se complementan con otros auxiliares como el sistema automático de monitoreo de radiación, sistema automático de monitoreo químico o el sistema de control contra incendios.

- **Instrumentación y control para operación normal**, se encarga de automatizar los procesos estándar de operación y de gestionar funciones informativas y diagnósticas. Incluye componentes electrónicos modernos y subniveles distribuidos de alta capacidad garantizando la transmisión rápida de información.
- **Instrumentación y control de seguridad**, se encarga de garantizar la protección del reactor y el control de los sistemas de seguridad, con sistemas redundantes y confiables para actuar incluso con errores múltiples, [49].

2.11.1. Control de reactividad y protección del núcleo

Para poder garantizar la seguridad del reactor es necesario contar con un ancho margen de parada que sea capaz de insertar la reactividad negativa suficiente para detener las fisiones.

El sistema de protección del reactor monitoriza variables críticas como presión, temperatura o flujo neutrónico dentro del núcleo, y en caso de detectar parámetros anormales lleva a cabo el disparo del reactor (Reactor Trip System, RTS). Además, cuenta con sistemas preventivos que actúan en caso de detectar ciertas condiciones predefinidas [24].

El RTS consiste en la inyección del grupo de 121 barras de control y parada insertadas desde la parte superior por gravedad, que permiten llevar el reactor a subcriticidad sin el apoyo de otros sistemas de control de reactividad. Los bancos de control permiten también controlar la variación de reactividad, la potencia o amortiguar las oscilaciones de Xe.

Además de los bancos de control y parada, se cuenta con otros sistemas de control de reactividad como la presencia de boro disuelto en el refrigerante primario, elemento que absorbe parte de la población neutrónica. El sistema automático de monitoreo químico controla la concentración presente, siendo al principio del ciclo del reactor el momento con mayor concentración, y pudiendo activar el EBIS en caso de querer insertar rápidamente reactividad negativa sin recurrir al disparo precipitado del reactor, [7]. Esto se combina con otros venenos consumibles como óxido galónico que también va desapareciendo por captura neutrónica.

2.12. Edificio de turbinas

El edificio de turbinas es donde se produce la transformación de energía térmica, procedente del vapor del circuito secundario, a energía eléctrica mediante el grupo turbina-generador. El sistema de condensado del vapor también se encuentra en este edificio adjunto al edificio del reactor.

Los primeros modelos V392M (Novovoronezh II) implantaron el grupo turbina K-1200-6.8/50, un modelo muy común en reactores VVER-1200. Este modelo se basa en un conjunto de una turbina de alta presión de doble flujo (High pressure cylinder, HPC) y cuatro turbinas de baja presión de doble flujo (Low pressure cylinder, LPC) que a operación normal al 100% de potencia extraen 1170 MW de potencia eléctrica.

El vapor extraído de los generadores de vapor (283,8 °C, 68 bar) llega a la sala de turbinas y en su mayor proporción se introduce en la turbina de alta presión, siendo la otra pequeña parte empleada en recalentadores intermedios, que calientan el vapor extraído de la turbina de alta presión, mejorando la eficiencia térmica y evitando la condensación en la turbina. Posteriormente, el vapor se dividirá y entrará a las turbinas de baja presión para su final expansión.

El vapor extraído de las turbinas entra al sistema de condensadores en serie refrigerados por el circuito terciario, que aporta un caudal de agua de 170000 t/h a 20 °C y 4.9 kPa. El agua condensada se impulsa por el circuito mediante las bombas de condensado y entra a la zona de precalentamiento del sistema de alimentación de agua principal. Primero pasa por un conjunto de cuatro calentadores de baja presión, entra al tanque desgasificador para eliminar gases disueltos y finalmente, entra a dos calentadores de alta presión para salir a ~277 °C hacia el MFWS, [24].

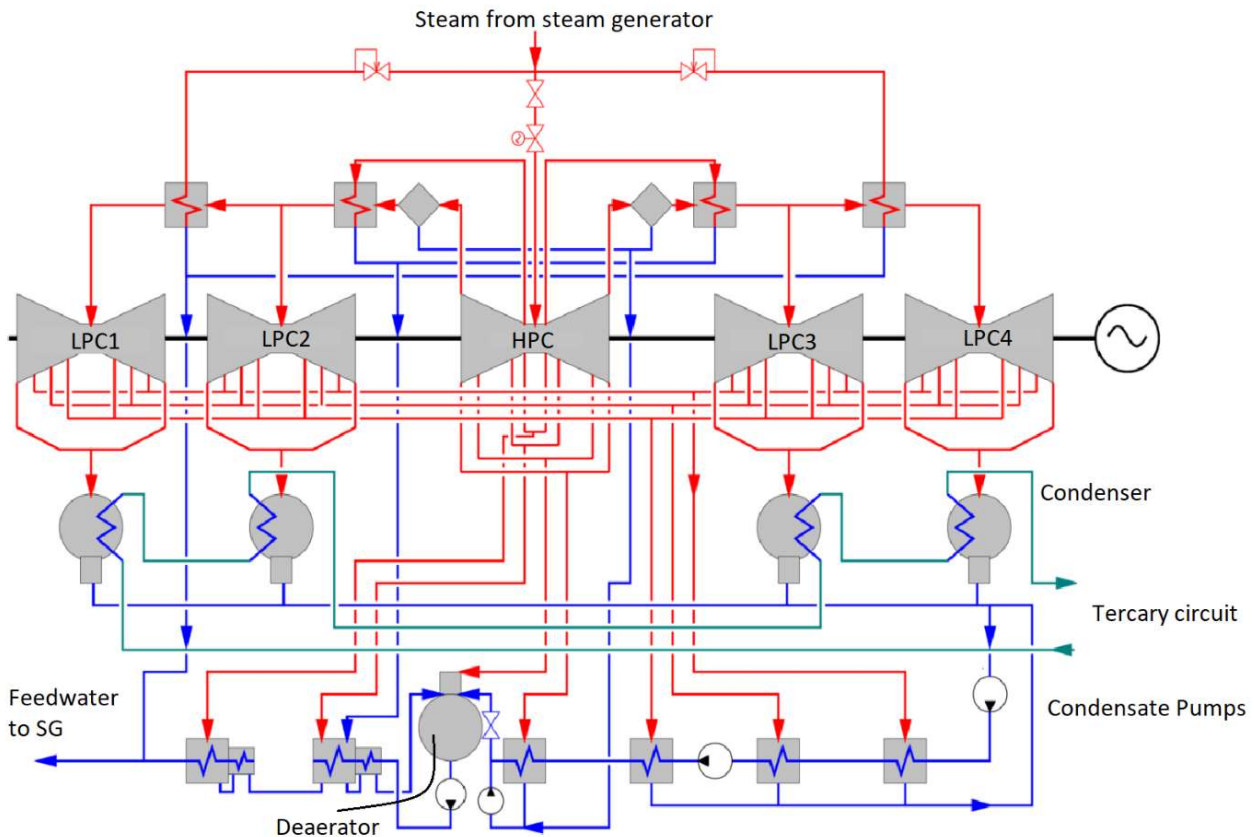


Ilustración 29. Edificio de turbinas, modificado de [19]

La estructura formada por las turbinas, con una longitud de 52 metros, presenta estructura simétrica, asegurando la carga uniforme de vapor, siendo más eficiente y segura. Los rotores de las turbinas quedan unidos al mismo eje que es conectado al generador, extrayendo corriente alterna de 50 Hz y un voltaje de 24 kV, y el conjunto turbina-generator pasa a tener una longitud de aproximadamente 75 metros [19], [24].

Una vez explicados los principales componentes del reactor, sistemas de seguridad y sala de turbinas, se ilustra una imagen esquematizada y sencilla del conjunto del reactor VVER-1200/V392M con el fin de facilitar el entendimiento.

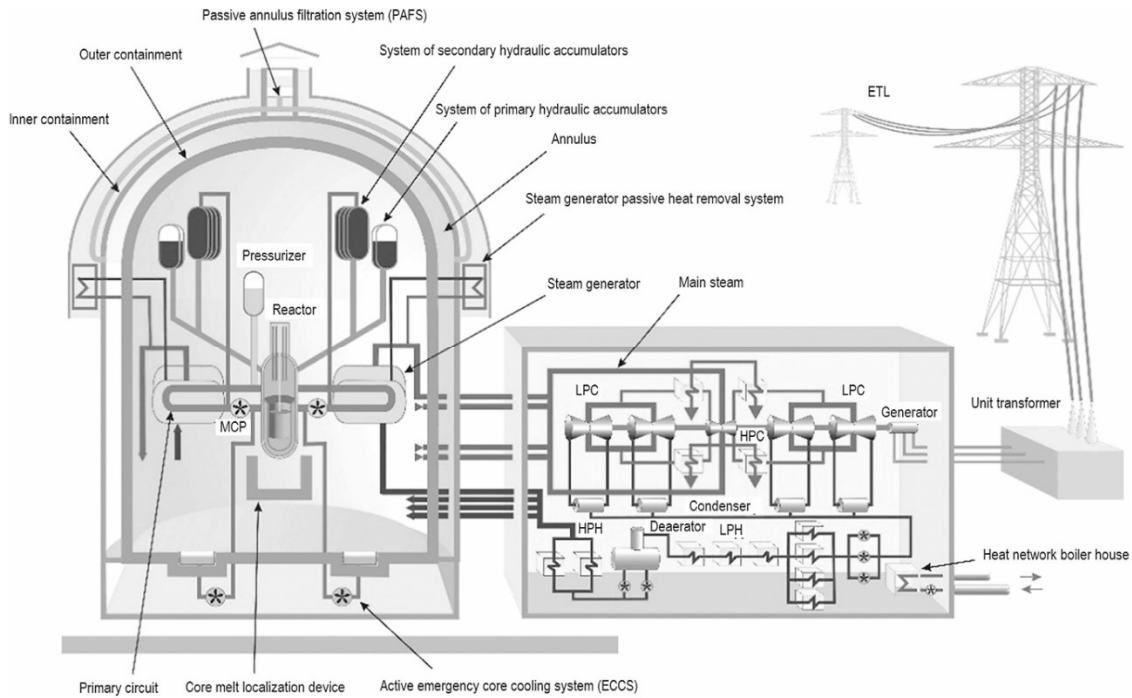


Ilustración 30. Componentes básicos central nuclear VVER-1200/V392M [44]

2.13. Economía básica del reactor

El desarrollo del VVER-1200 ha sido impulsado con el objetivo de optimizar el diseño de la anterior versión para ser más eficiente en cuanto a energía obtenida, reducción de costes y reducción del tiempo de construcción del reactor.

Los diseños fueron mejorados consiguiendo reducir los costes operativos y haciendo más competitivo este modelo de reactor, especialmente por la optimización del ciclo de combustible. Se mejoraron características del combustible, como problemas de enriquecimiento, eficiencia de quemado, mejor distribución en el núcleo, menores fugas de neutrones hacia el exterior o el ciclo de carga del reactor, permitiendo extender cada ciclo aún más. Estas mejoras permitieron aumentar la vida útil a 60 años, reducir el número de reparaciones necesarias, se redujeron costes asociados al tratamiento de combustible y se redujeron consumos de equipos auxiliares, así como, se abogó por el máximo uso de recursos locales, [24].

Los costes de la primera central VVER-1200/V392M (Novovoronezh II) fueron de 3267,4 millones de dólares, con una estimación aproximada de los costes de inversión específicos de \$ 2933/kW, sin embargo, versiones más actualizadas como el V491 incrementan entre un 5 y 7% estos costes. A su vez, la localización de la central nuclear es algo esencial para el coste de fabricación. En Europa se lleva a cabo un proceso de licitación que impide a Rosatom la realización completa del proyecto, por lo que, hay mayor fragmentación, tiempos más largos debido a tramitaciones y otros factores que incrementan el precio de una central VVER-1200, como es el ejemplo de la central Hanhikivi en Finlandia, un proyecto cancelado debido a la política exterior de los países involucrados que planteaba construir un reactor VVER-1200 con unos costes esperados cercanos a los 6500 millones de dólares, [19], [56].

3. SIMULACIÓN DE ACCIDENTES MEDIANTE PCTTRAN

La simulación de accidentes se llevará a cabo mediante el software PCTTRAN (Personal Computer Transient Analyzer) desarrollado por Micro-Simulation Technology, que llevo a cabo un prototipo del reactor VVER-1200, basado en el modelo V392M.

Permite el estudio de posibles transitorios y accidentes como LOCA, SBO o SGTR, ilustrando de una forma muy completa y exacta la evolución de todos los parámetros del reactor. Hay que remarcar que algunos de estos valores pueden presentar alguna desviación de su valor exacto ya que se trata de un simple prototipo desarrollado en 2012. Además, al tratarse de una versión gratuita solo será posible analizar los primeros 300 segundos de los accidentes que se llevarán a cabo.

Dicha simulación se ha decidido centrar en la evaluación de accidentes en los que se produce una rotura que desemboca en la pérdida de material refrigerante primario o secundario, estudiando dos posibles situaciones independientes. Un primer caso en el que se produce una gran pérdida de material refrigerante en el circuito primario (LBLOCA), y un segundo caso en el que se produce una pérdida de menor tamaño, esta vez en el circuito secundario, concretamente en la línea de vapor de uno de los generadores de vapor (SLB), combinando este último caso con la pérdida de alimentación eléctrica exterior (LOOP), con el objetivo de demostrar la segura y rápida reacción del reactor ante la situación de un apagón eléctrico exterior.

Ambos accidentes representan algunos de los escenarios más exigentes, en cuanto a seguridad nuclear, por ser esencial la refrigeración del núcleo para evitar peores catástrofes. Su estudio permite comprobar la robustez de la contención, el funcionamiento de los sistemas de inyección y la respuesta automática del apagado del reactor entre otros. Por tanto, de no existir dichos sistemas avanzados de seguridad, este tipo de accidentes podría escalar a graves daños en la integridad del reactor que podrían suponer la liberación de productos radioactivos y no sería posible su mitigación sin daños, por lo que, los resultados serán un fiel reflejo de años de evolución y mejora en el sector nuclear.

3.1. Componentes principales del programa

Tras el inicio del programa aparece la interfaz principal donde se simplifican los principales componentes del reactor, así como un conjunto de parámetros que permiten la evaluación instantánea.

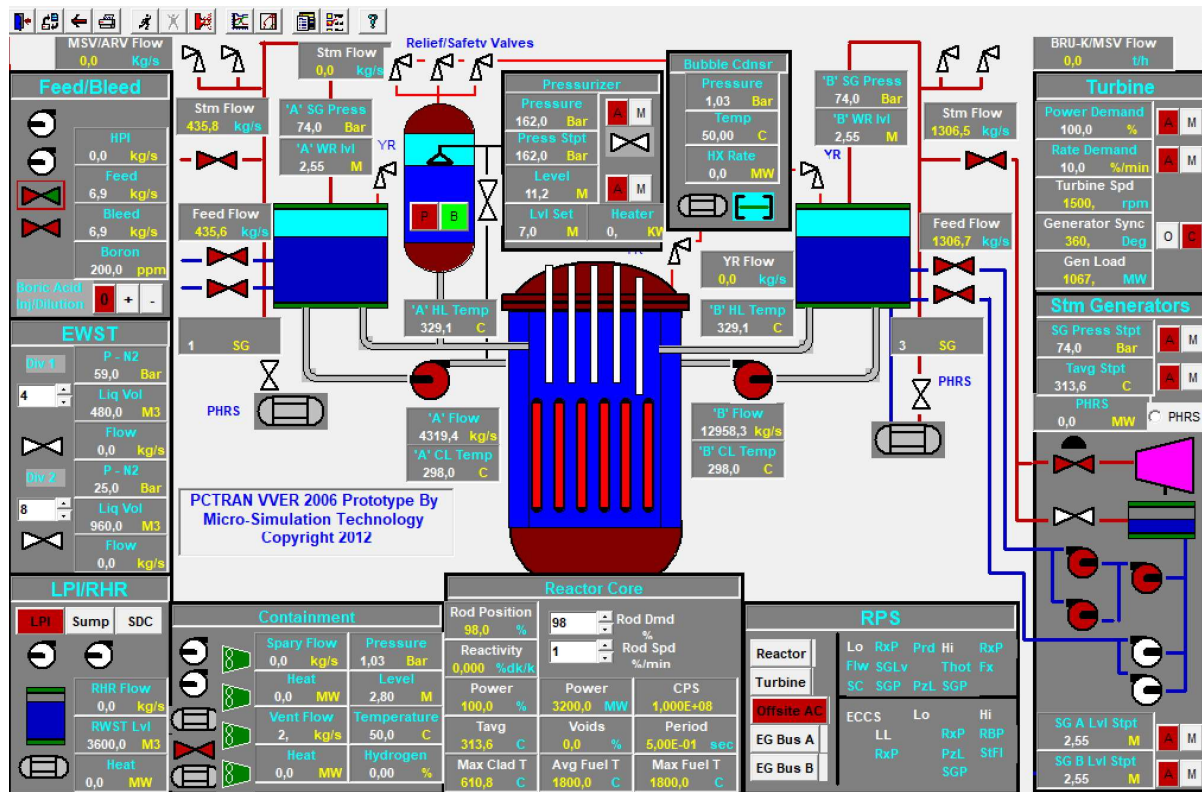


Ilustración 31. Interfaz inicial del simulador

En el centro de la imagen aparece la vasija del reactor con los elementos combustibles en rojo, completamente inundados de agua de refrigeración y las barras de control sin insertar. Debajo de la vasija se puede controlar la posición de las barras de control, además de mostrar la reactividad del núcleo, potencia térmica o la temperatura media del refrigerante entre otros.

Reactor Core		
Rod Position	98,0 %	Rod Dmd %
Reactivity	0,000 %dk/k	Rod Spd %/min
Power	100,0 %	Power
		3200,0 MW
		CPS
		1,000E+08
Tavg	313,6 C	Voids
		0,0 %
		Period
		5,00E-01 sec
Max Clad T	610,8 C	Avg Fuel T
		1800,0 C
		Max Fuel T
		1800,0 C

Ilustración 32. Parámetros del reactor

A izquierda y derecha de la vasija aparecen ilustrados dos generadores de vapor, pero cabe notar que los cuatro lazos de refrigeración están representados implícitamente en el programa. A su lado aparece la presión en cada generador y el nivel de agua.

En la parte superior se encuentra el presionador, con sus respectivos calentadores, su sistema de rociado y válvulas de seguridad que descargan al tanque de alivio del presionador, y todo el circuito primario queda unido por las tuberías principales de refrigerante (MCP). El programa facilita la presión dentro del presionador y su nivel de agua entre otros, así como la presión, temperatura y calor intercambiado del tanque de alivio.

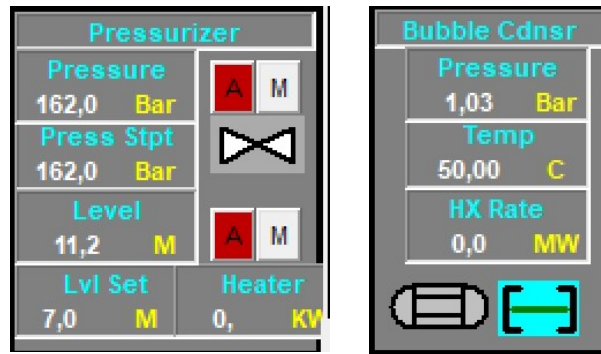


Ilustración 33. Parámetros del presionador y tanque de alivio

En cuanto a los componentes visibles del circuito secundario se distinguen dos conjuntos de tuberías, las rojas transportan el vapor procedente de los generadores hacia las turbinas donde se expande, pasa por el condensador impulsado mediante las bombas de condensado, saliendo por las tuberías azules que transportan el agua del sistema de alimentación principal (MFWS). A su lado, se muestra el camino alternativo que sigue el flujo de vapor cuando se produce el disparo de la turbina, junto con bombas auxiliares de apoyo. También aparece ilustrado el sistema pasivo de disipación de calor de los generadores de vapor (PHRS-SG).

El panel “Feed/Bleed” permite conocer información sobre los sistemas de alimentación de agua del circuito primario, como el HPI, y sobre la purga de vapor, además, de incluir el sistema automático de monitoreo químico. La ilustración 34 también muestra información sobre el sistema de inyección de baja presión (LPI), el sumidero de la contención y el sistema de disipación de calor residual (RHR).

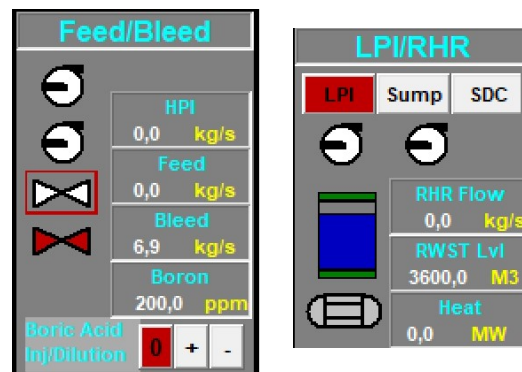


Ilustración 34. "Feed/Bleed" y "LPI/RHR"

El panel “EWST” (Emergency Water Storage Tank) hace referencia a los hidroacumuladores de primera y segunda etapa. La primera etapa muestra un total de cuatro unidades que se activan a 59 bar, proporcionando 480 m³ de agua borada, mientras que la segunda cuenta con ocho unidades que inundan con 960 m³ de agua borada cuando la presión desciende a 25 bar. Como se reflejaba al inicio, algunos de estos valores no coinciden exactamente con los proporcionados por Rosatom al ser un prototipo de 2012.

EWST	
Div 1	P - N2 59,0 Bar
4	Liq Vol 480,0 M3
	Flow 0,0 kg/s
Div 2	P - N2 25,0 Bar
8	Liq Vol 960,0 M3
	Flow 0,0 kg/s

Ilustración 35. Parámetros de los hidroacumuladores

Por último, el programa facilita en la interfaz principal los parámetros más importantes sobre la contención como la presión, el porcentaje de hidrógeno o si el sistema de rociado está actuando.

Containment	
	Spary Flow 0,0 kg/s
	Pressure 1,03 Bar
	Heat 0,0 MW
	Level 2,80 M
	Vent Flow 2, kg/s
	Temperature 50,0 C
	Heat 0,0 MW
	Hydrogen 0,00 %

Ilustración 36. Parámetros de la contención

El programa, también, facilita un visionado más detallado de variables dentro de la contención, permitiendo el monitoreo de la radiación tanto en el edificio del reactor, como en el auxiliar o fuera, y también, en elementos como las líneas de vapor, generadores, turbinas o condensadores.

Permite evaluar la actividad del yodo-131 o el kriptón-87, monitorean el porcentaje de hidrógeno o posibles problemas en el revestimiento del combustible, y en caso de fusión del núcleo permite conocer el porcentaje de fusión, el corio formado o el calor desprendido entre otros.

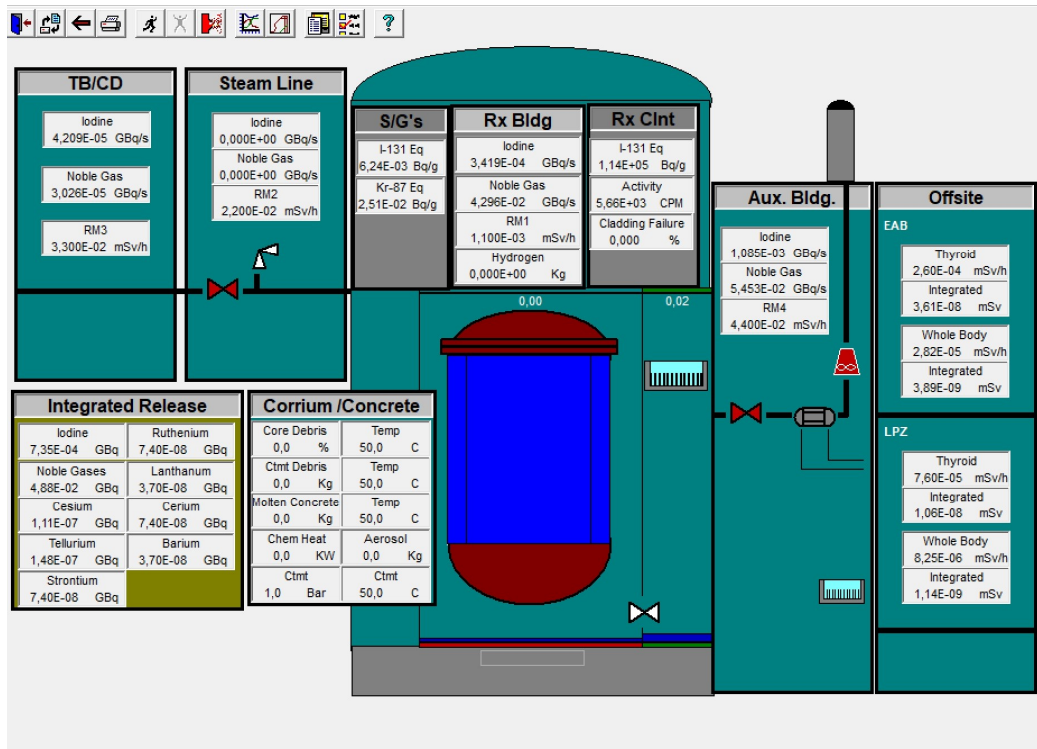


Ilustración 37. Interfaz inicial de la contención del simulador

3.2. Condiciones iniciales

Para poder establecer las condiciones iniciales se selecciona la opción “Restart” y posteriormente “Initial Conditions”. A continuación, deberá aparecer una ventana con una lista de condiciones iniciales posibles que se podrán escoger para distintas simulaciones. Se ha escogido simular dichos accidentes estando el reactor al 100% de potencia a mitad de ciclo (MOC), por tanto, se selecciona la segunda opción y se presiona el botón “Ok”, tal y como se muestra en la siguiente ilustración.

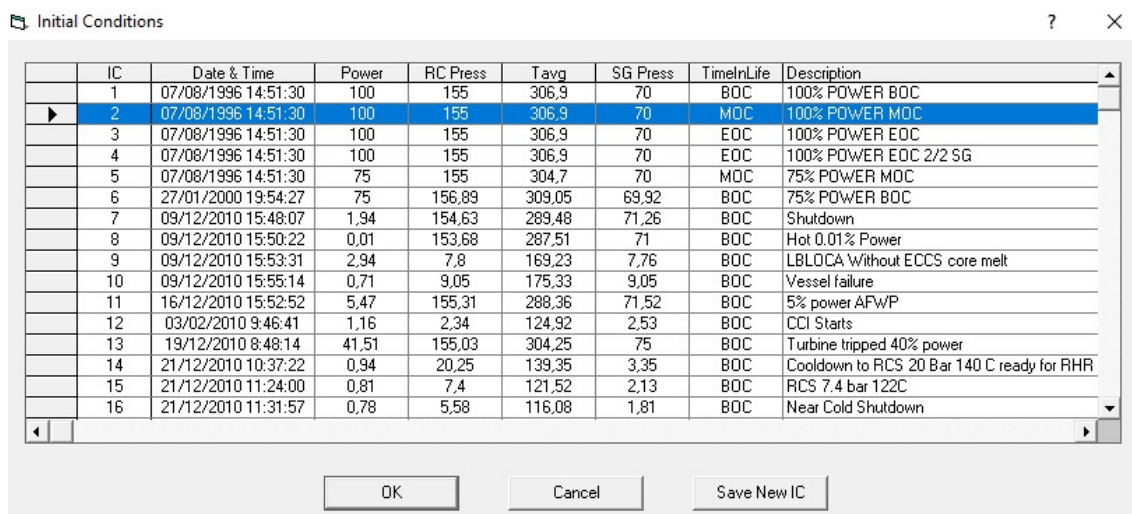


Ilustración 38. Interfaz "Initial Conditions"

3.3. Accidente LBLOCA

El accidente por pérdida de refrigerante (Loss Of Coolant Accident, LOCA) es uno de los transitorios por excelencia a los que toda central nuclear debe responder de manera satisfactoria sin poner en peligro el reactor ni al exterior.

Se va a realizar el estudio de cómo reacciona un reactor avanzado VVER-1200 ante un escenario de pérdida masiva de refrigerante (Large Break Loss Of Coolant Accident, LBLOCA) cuando se produce una rotura de $0,3 \text{ m}^2$ en una de las tuberías pertenecientes a la rama fría del circuito primario, encontrándose el reactor a mitad de ciclo (MOC), mediante la versión gratuita del programa PCTTRAN.

Un LOCA en la rama caliente es menos severo, debido a que el refrigerante perdido, en este caso, ha podido refrigerar antes el núcleo. En cambio, si se produce en la rama fría ese refrigerante no ha pasado por el núcleo, haciendo que el calentamiento de este sea aún más rápido, por esta razón, se simula el accidente en la rama fría ya que tiene peores consecuencias en el reactor.

3.3.1. Configuración del accidente

Una vez establecidas las condiciones iniciales, MOC, se debe acceder a la pestaña “Code Control” y seleccionar entre las distintas opciones, “Malfunctions”, accediendo entonces a la siguiente pestaña, la cual permite elegir que transitorio se simulará, en este caso, la opción 2.

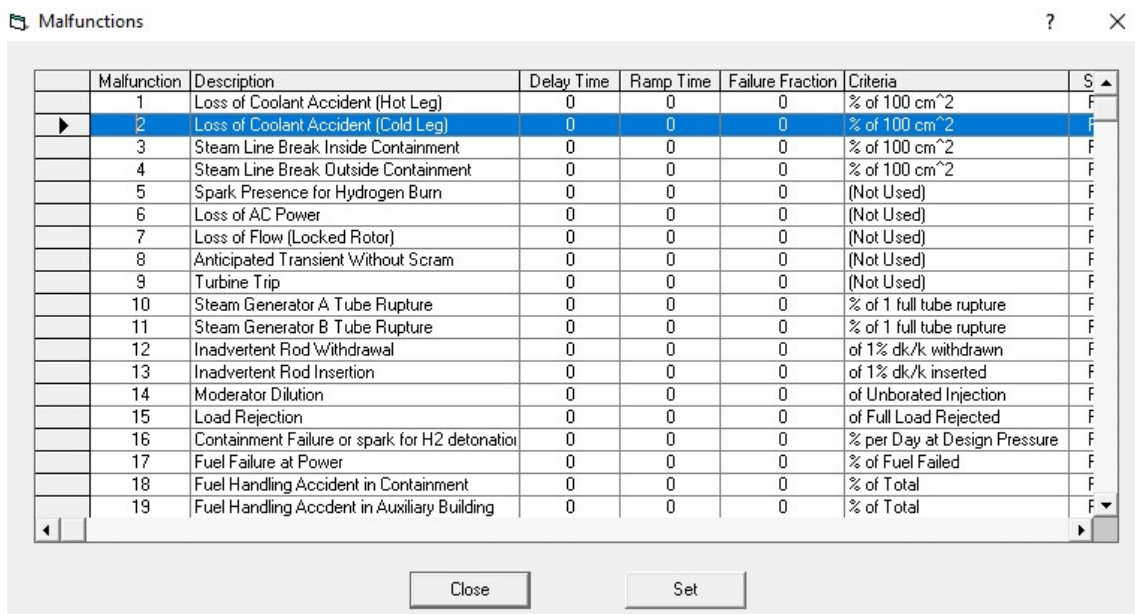


Ilustración 39. Interfaz "Malfunctions"

Se selecciona la opción correspondiente a un LOCA en la rama fría, que corresponde al número 2, y posteriormente se selecciona “Set”, que permite editar el accidente. Se ha decidido especificar un tiempo de retraso del accidente de 2 segundos desde el inicio de la simulación y una fracción de rotura de 3000 % de 100 cm^2 tal y como se muestra en la siguiente ilustración.

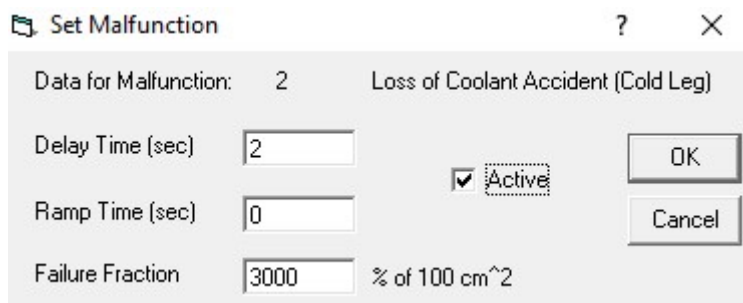


Ilustración 40. Interfaz "Set Malfunction" Loss of Coolant Accident

La casilla “Active” debe estar activa y posteriormente, se confirma el accidente en “OK”. Finalmente, se cierran las pestañas “Set Malfunction” y “Malfunctions”, para luego proceder a ejecutar la simulación seleccionando de nuevo “Code Control” y luego “Run”.

3.3.2. Secuencia de operaciones

A continuación, se procede a explicar las distintas fases de un LBLOCA empleando el reporte de secuencias que genera el programa PCTTRAN junto a la representación de un conjunto de parámetros que facilita su entendimiento.

Cuando comienza la simulación, el reactor se encuentra en operación normal al 100% de potencia, es decir, 3200 MWth y una presión en el primario y secundario de 162 bar y 74 bar respectivamente, entonces, se produce una rotura en la rama fría del lazo “A”, iniciando la primera etapa conocida como descarga o “blowdown”.

- **Blowdown**

En esta primera etapa, el refrigerante se descarga rápidamente por la rotura produciendo la despresurización del circuito primario. Se llega a valores de 20 bar en un tiempo de 40 segundos para después empezar a descender más paulatinamente. La ilustración 41, mostrada a continuación, refleja dicha caída de presión en el primario que se estabiliza una vez se iguala a la presión de la contención.

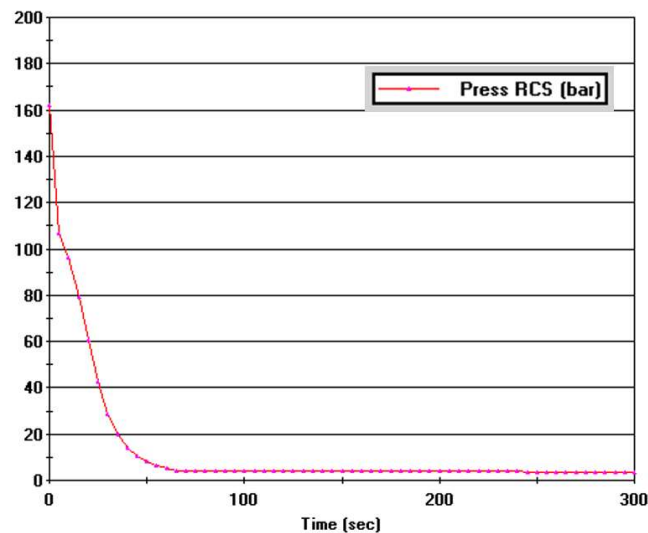


Ilustración 41. Presión RCS (bar)

Una vez producida la rotura se produce un pico máximo en el flujo de refrigerante primario expulsado debido a la enorme diferencia de presiones. A medida que la presión del primario desciende, también lo hace el flujo fugado, prácticamente con la misma pendiente hasta que estabilizada la presión del circuito primario se estabiliza idénticamente el flujo fugado, en torno a 1800 kg/s. Esto queda graficado en la siguiente ilustración 42, que muestra como varía el flujo de refrigerante que se expulsa por la rotura.

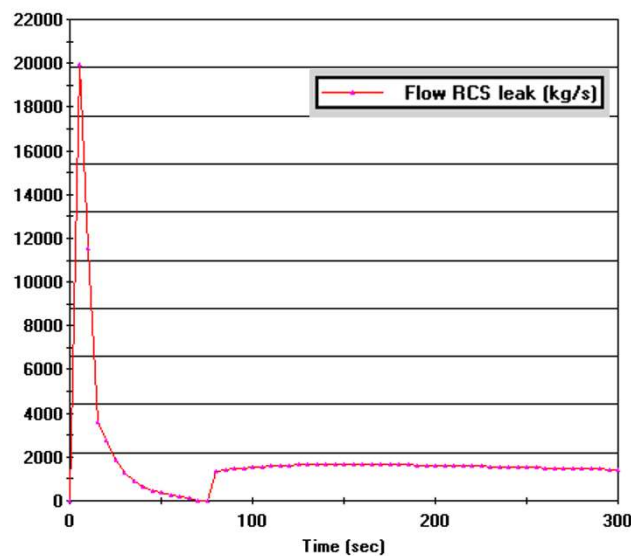


Ilustración 42. Flujo de fuga en RCS (kg/s)

Durante el descenso de la presión hasta la de saturación se genera una enorme cantidad de vapor, formando una mezcla vapor-líquido, que también es expulsada por la rotura, pero con menor caudal, [57]. Además, se crea un flujo en contracorriente que dificulta la refrigeración del núcleo. La vaporización parcial del refrigerante se refleja en un aumento en la fracción de huecos, como queda mostrado, y que provoca el empeoramiento de la moderación, alcanzando su máximo durante el blowdown con casi un 60% de huecos.

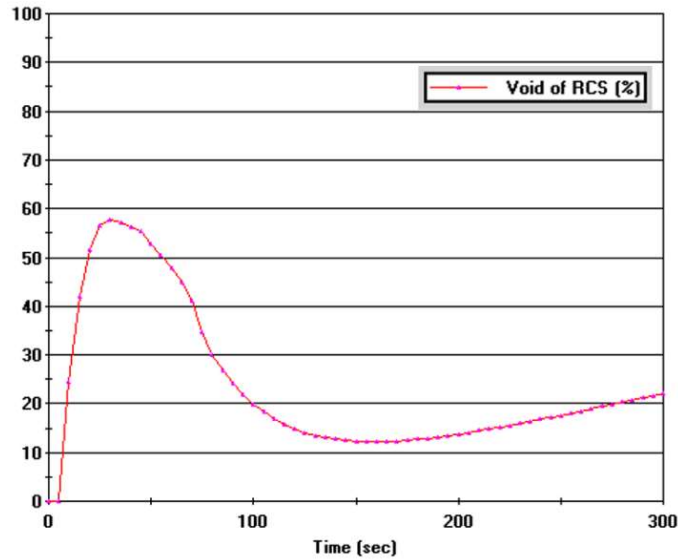


Ilustración 43. Huecos en RCS (%)

A los 4 segundos de simulación, el reactor es capaz de detectar una bajada de presión que intenta solventar activando los calentadores de apoyo del presionador. Sin embargo, no es capaz de revertir la situación y medio segundo después, detecta el descenso de la presión por debajo de 147 bar y un nivel bajo de agua en el presionador de 4,6 metros. Los sistemas de instrumentación recogen un leve ascenso de la temperatura por encima de 330 °C y posteriormente, un aumento del flujo neutrónico del 7% que provocan, finalmente, el disparo del reactor (Safety Control Rod Axe Man, SCRAM) y por consiguiente el disparo de la turbina, todo ello a los 10,5 segundos del inicio. El reactor, que operaba al 100% de potencia, pasa a operar a un 5% tras el disparo habiendo insertado todas las barras de control y parada.

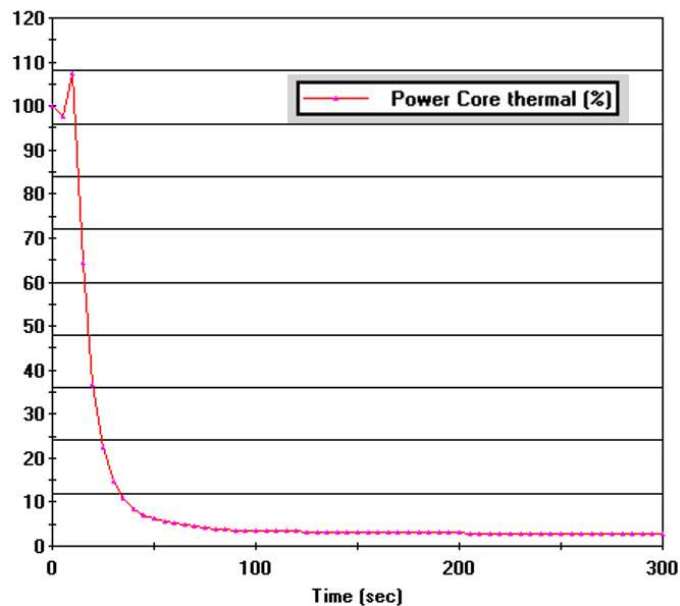


Ilustración 44. Potencia térmica del núcleo (%)

El aumento de la presión en el edificio de la contención sirve también como detector en caso de fuga, ya que, el vapor fugado hace incrementar la presión. A los 4 segundos de simulación, la presión alcanza 1,3 bar y se procede al cierre de las válvulas de venteo de la contención, impidiendo la liberación de cualquier material radiactivo al exterior, y simultáneamente, se activa el sistema de rociado, condensando el vapor liberado, que será recogido en el sumidero para su posterior uso si fuese necesario. Este sistema de rociado proporcionará un flujo constante igual a 522 kg/s.

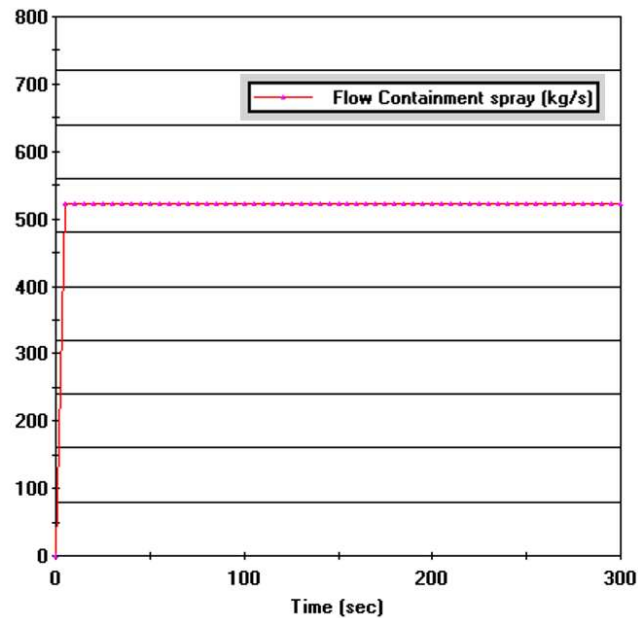


Ilustración 45. Flujo expulsado por el spray de la contención (kg/s)

A pesar de la rápida actuación del rociado, la presión dentro de la contención llega rápidamente a 4 bar, en torno a los 50 segundos, para luego estancarse en valores cercanos debido al equilibrio de la presión entre la contención y el circuito primario.

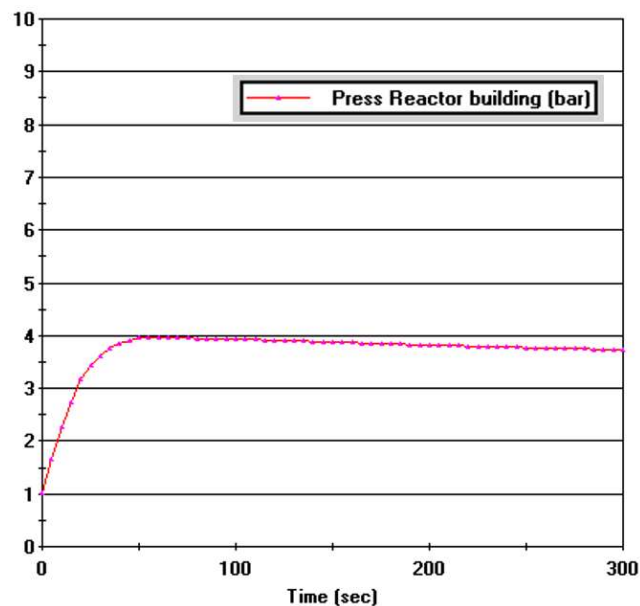


Ilustración 46. Presión en la contención (bar)

Ante un LBLOCA, el reactor tiene como objetivo principal restituir el material de refrigerante perdido, impidiendo así que el núcleo quede descubierto, ni se dé lugar a un calentamiento excesivo que pueda causar graves problemas en su integridad, como cuando se da la oxidación del Zircaloy. Es por ello, que pocos segundos después de la rotura se inicia el procedimiento para poner en marcha los sistemas de inyección de alta presión (HPSI/HPI), que se activarán entorno a los 20 segundos de simulación cuando se alcanzan 80 bar en el primario. Sin embargo, el HPSI no será suficiente para detener la caída de presión y una vez se alcanzan los 59 bar se activa la primera etapa de hidroacumuladores. Posteriormente, a los 50 segundos de simulación se activa la segunda etapa de acumuladores. Ambos hidroacumuladores cuentan con un gran volumen de agua borada almacenada pudiendo activarse incluso en un SBO al ser sistemas pasivos.

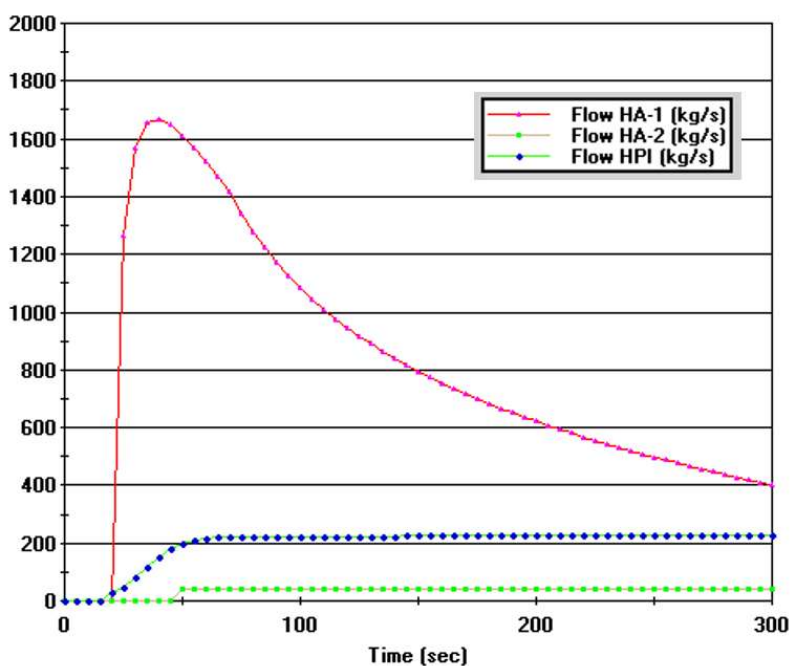


Ilustración 47. Flujo de los sistemas de inyección (kg/s)

Una vez se han activado los sistemas de inyección de seguridad se da un fenómeno conocido como “bypass” del núcleo.

- **Bypass**

Este fenómeno se produce cuando la inyección de refrigerante a alta presión entra en la vasija, pero no es capaz de bajar por el downcomer debido a elevada generación de vapor que se está dando en el núcleo, la cual fluye en sentido contrario al refrigerante en operación normal. Por tanto, ese vapor generado impide la inyección del agua procedente de los hidroacumuladores y simplemente, el agua entrante se conduce directamente hacia la rotura por la parte superior, sin haber refrigerado la parte inferior del núcleo.

Este fenómeno suele tener una duración de apenas 10 segundos hasta que el fluido refrigerante inyectado por los sistemas de seguridad vence la pérdida de carga generada por el vapor ascendente.

Las imágenes ilustran de forma simplificada el camino que sigue el flujo de refrigerante a presión cuando se produce el bypass del núcleo en un PWR convencional, muy similar al caso del VVER [57].

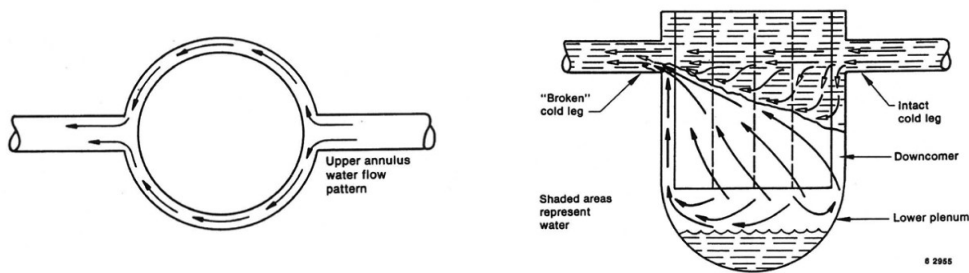


Ilustración 48. Bypass del núcleo [57]

Este fenómeno suele superponerse con el final de la fase descarga tras la inyección de seguridad, dificultando la reposición de material fugado, y en este caso, coincide con el momento donde se alcanza el mínimo nivel de agua en el núcleo. Una vez se vence la pérdida de carga generada por el vapor, vuelve a ascender el nivel del agua, en lo que se considera la etapa de reinundación de la vasija recuperando el nivel normal de agua y se vacían al completo los hidroacumuladores.

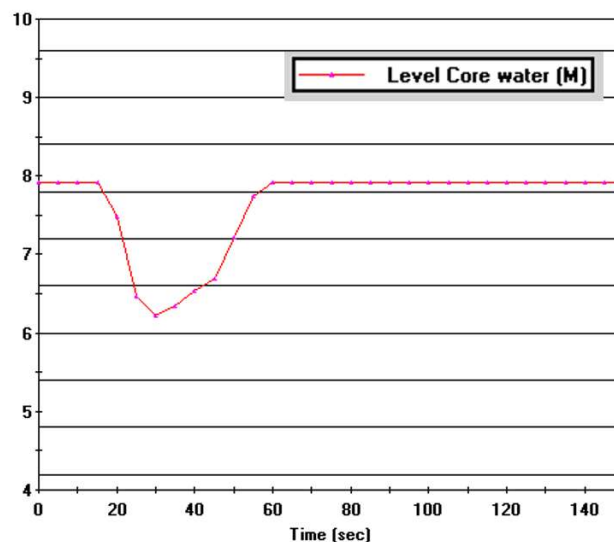


Ilustración 49. Nivel de agua en el núcleo (m)

Debido a la limitación del programa respecto al tiempo simulado, no se permite visualizar el vaciado al completo de los hidroacumuladores que da paso a la última etapa, conocida como refrigeración a largo plazo, en la que la temperatura del núcleo sigue disminuyendo. Sin embargo, se va agotando el material refrigerante, por lo que se procede a la recirculación de agua procedente del sumidero de la contención.

Esta situación se mantiene hasta que se logra una refrigeración estable, segura y continua del núcleo, pudiendo estar horas e incluso varios días hasta conseguir las condiciones necesarias como para entrar en condiciones de parada fría (Cold Zero Power, CZP), $T < 93^{\circ}\text{C}$ y $p < 20$ bar, y posteriormente, condiciones de recarga, con temperatura y presión próximas al ambiente, [58].

Por otra parte, en el circuito secundario ocurre otro tipo de secuencias. Durante el LBLOCA se produce, en torno a los 10 segundos, una ligera subida de presión en el circuito secundario, que puede deberse a la acumulación de una pequeña porción de vapor tras el disparo de la turbina, que se soluciona abriendo el bypass de la turbina y que no requiere la apertura de válvulas de seguridad, ya que se recuperan rápidamente los 74 bar.

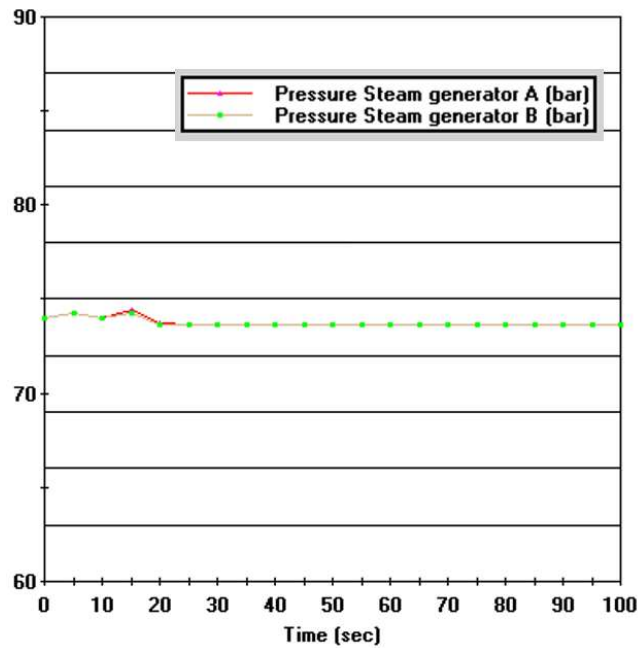


Ilustración 50. Presión en los generadores de vapor (bar)

Tras el disparo del reactor, la potencia se vuelve inferior al 5%, generando menos calor. Entonces, los generadores de vapor dejan de ser la principal vía de disipación de calor y cuando el simulador detecta una temperatura inferior a 281 °C cesa la inyección de agua de alimentación a los generadores de vapor cerrando las válvulas de aislamiento, cayendo el flujo de alimentación y de vapor generado a 0 kg/s. Desde ese momento la principal vía de evacuación de calor pasa a ser mediante los sistemas de inyección de seguridad.

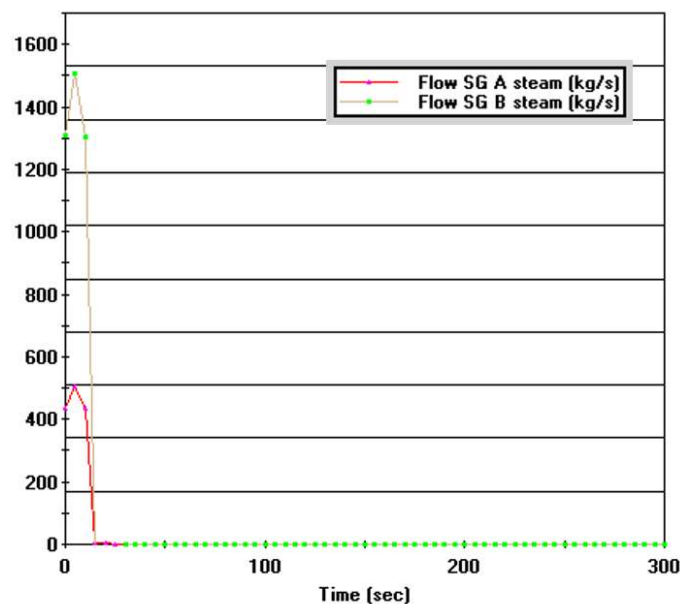


Ilustración 51. Flujo de vapor en los generadores de vapor (kg/s)

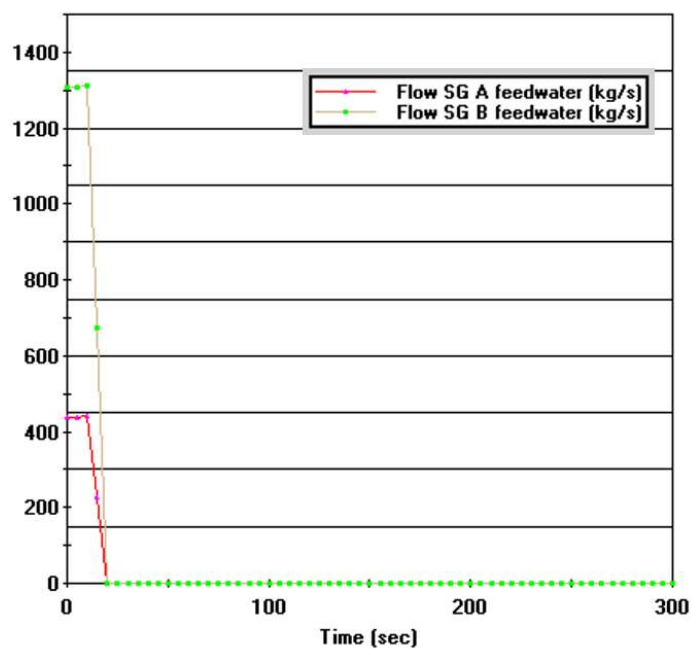


Ilustración 52. Flujo de alimentación a los generadores de vapor

Cabe notar que, al principio, la causa de que en el lazo “A” los flujos de alimentación y vapor, sean notablemente más pequeños, es debido a que este lazo ilustra un lazo real del reactor, mientras que, el lazo “B” es el que representa los tres lazos restantes reales del reactor, y, por eso, los flujos del lazo “B” son aproximadamente tres veces superiores al del lazo “A”.

3.3.3. Resultados del LBLOCA

La agencia internacional de energía atómica, IAEA, establece unos criterios básicos de aceptación en caso de producirse un accidente base de diseño, como el caso del LBLOCA, [59].

- **Integridad del revestimiento del combustible**

La temperatura del revestimiento no debe superar valores límite cercanos a 1480 °C con el objetivo de evitar su fusión o fragilización. Tal y como se ilustra, estando el reactor en operación normal, el revestimiento tiene una temperatura cercana a 600 °C, la cual sufre un pequeño incremento para posteriormente descender bruscamente tras el disparo.

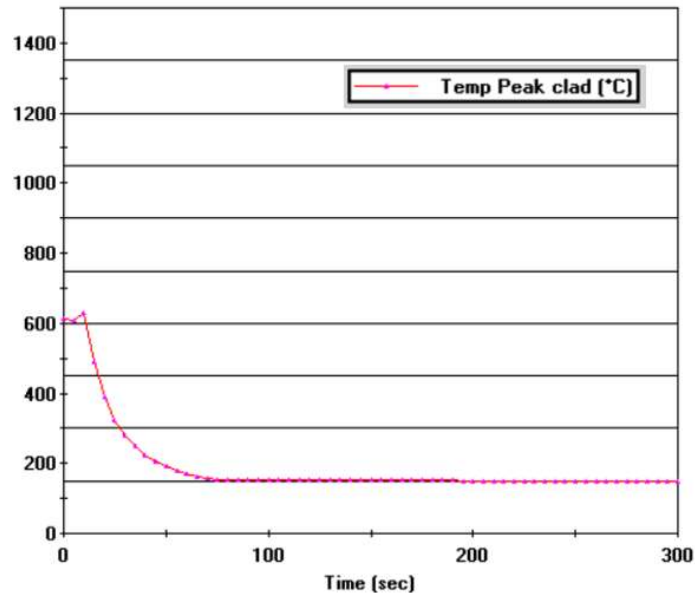


Ilustración 53. Temperatura máxima del revestimiento (°C)

Este límite de temperatura es importante también con el objetivo de que no se lleve a cabo la oxidación del revestimiento. La oxidación del revestimiento de las vainas no debe superar el 18% de su espesor inicial, para evitar su debilitamiento estructural, además de evitar la generación de hidrógeno molecular.

Estas temperaturas no alcanzan los valores límites, manteniéndose muy alejadas, por lo que como se muestra a continuación, no hay posibilidad de que se produzca la oxidación del Zr. Por tanto, la integridad de las vainas se mantiene intacta, controlando satisfactoriamente las consecuencias del LBLOCA.

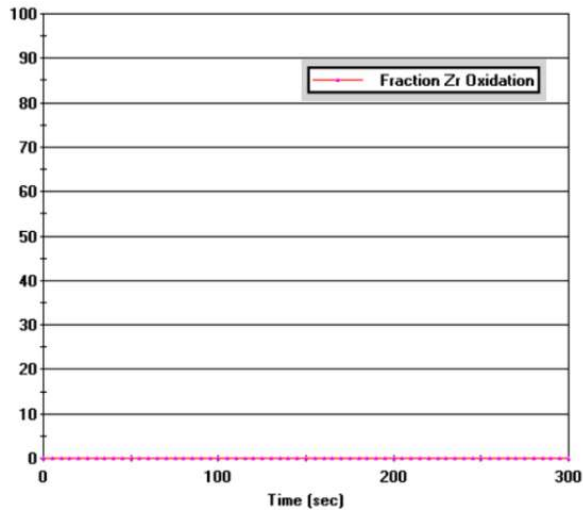


Ilustración 55. Fracción de Zr oxidado

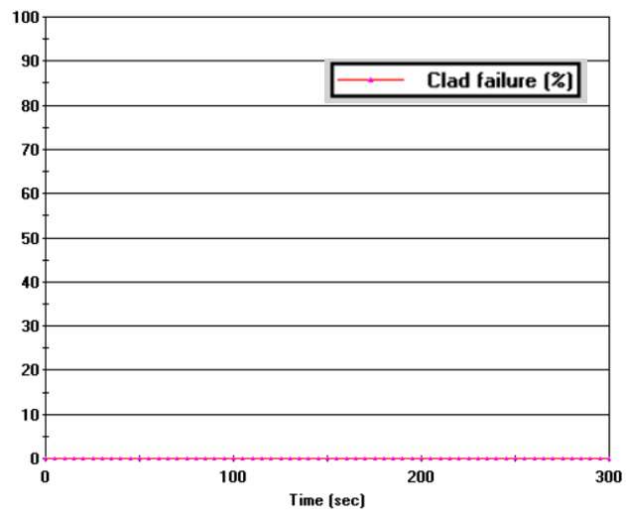


Ilustración 54. Fallo en el revestimiento (%)

- **Generación de hidrógeno**

El hidrógeno generado por la reacción química entre el revestimiento y el agua o vapor no debe superar el 1% si todo el revestimiento reaccionara. Se comprueba entonces, que, al no haber ningún tipo de oxidación de las vainas, no hay posibilidad de generación de H_2 por esta vía y no habrá riesgo de explosión de hidrógeno.

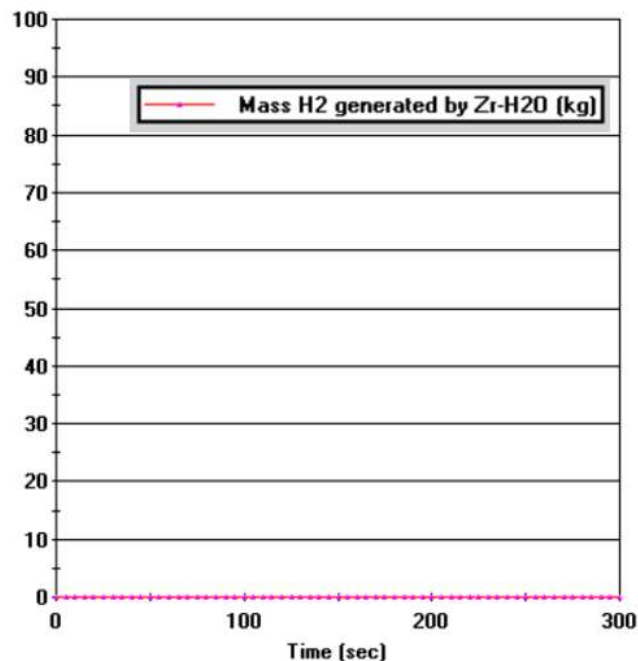


Ilustración 56. Masa de H2 generado por Zr-H2O

- **Fusión del combustible**

No debe producirse la fusión del combustible, y en caso de producirse no debe superar el 10% de la fusión total, puesto que podría llevar a la liberación significativa de productos radiactivos. Concretamente, el UO_2 no debe alcanzar temperaturas superiores a 2860 °C, [60].

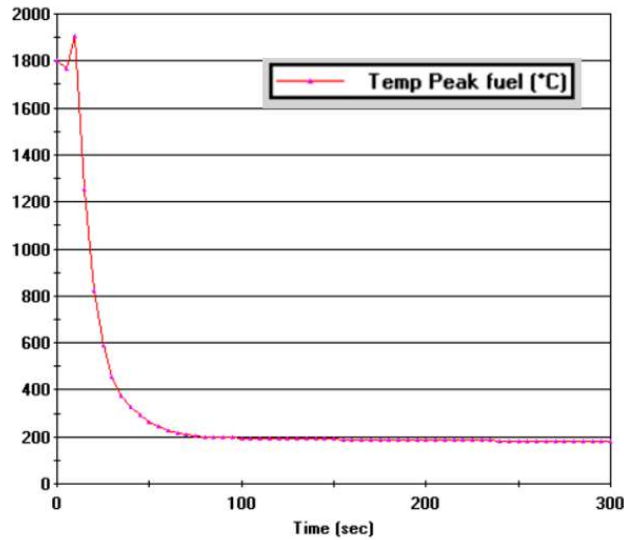


Ilustración 57. Temperatura máxima combustible (°C)

- **Integridad de la contención**

La presión alcanzada en la contención no debe superar en ningún caso la presión de diseño establecida, la cual en reactores VVER-1200/V392M es de 5 bar. Si se recurre al gráfico ya mostrado de la presión de la contención, ilustración 46, esta llega hasta 4 bar, por lo que no supondría un problema para la integridad de la contención.

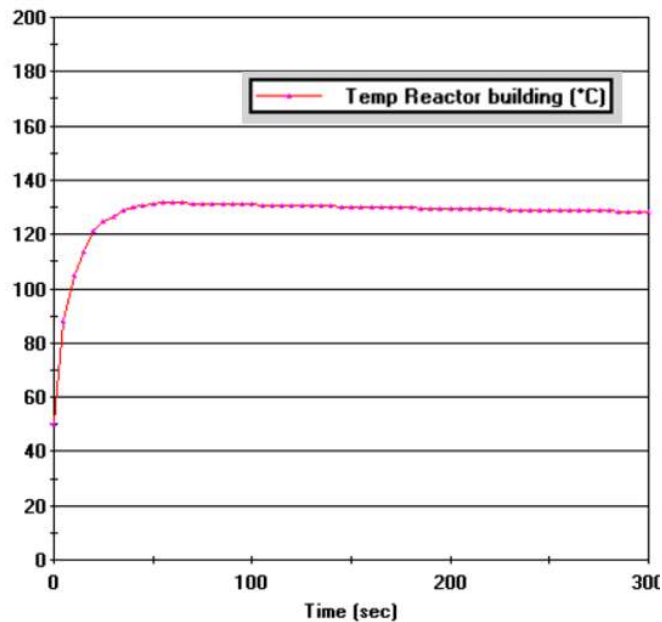


Ilustración 58. Temperatura en el edificio del reactor (°C)

Sin embargo, la temperatura alcanzada dentro de la contención, ilustración anterior, asciende de igual manera que la presión, estancándose en valores cercanos a 130 °C. Dichas condiciones de presión y temperatura no serían compatibles con la presencia de una persona si se hubiese quedado atrapada.

- **Dosis radiológicas**

Las dosis deben estar por debajo de los límites reglamentarios, considerando picos de yodo y concentración en condiciones de operación continua y límites reales del sistema.

Tras el LBLOCA hay un aumento significativo de los detectores de radiación del aire dentro de la contención, contabilizando a los 300 segundos 1,3 cuentas por minuto, este incremento en la radiación es lo esperado en accidentes del estilo. A pesar de la subida, la radiación permanece confinada en el edificio de la contención sin propagación a edificios contiguos, tal y como se muestra en la gráfica, puesto que se recuerda que los sistemas de venteo son rápidamente cerrados.

Por otro lado, se ilustra la radiación medida en los gases a la salida de los condensadores, la cual es nula. Esto permite demostrar que no ha habido arrastre de material radiactivo al circuito secundario y, por tanto, no se ha producido otro tipo de accidentes como el SGTR, [40].

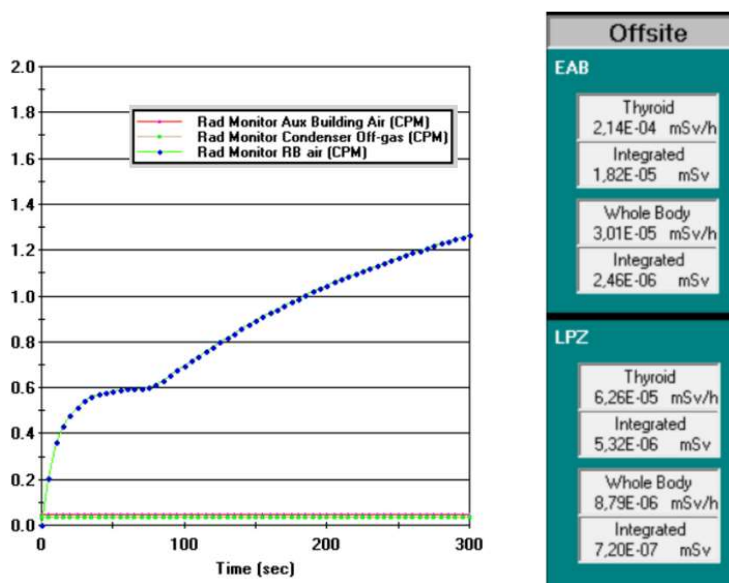


Ilustración 59. Monitoreo de la radiación (CPM) y dosis recibida (mSv/h)

Dentro del perímetro restringido de la central, donde un individuo ajeno a la central no podría entrar, se recibiría una dosis de radiación extremadamente baja. En zonas como la tiroides se llega a 2,14e-4 mSv/h, puesto que es altamente sensible a la presencia de yodo-131 en el ambiente, mientras que la dosis promediada en todo el cuerpo es de 3,01e-5 mSv/h. En una hora, la radiación recibida sería notablemente inferior a, por ejemplo, realizar un trayecto en avión desde España hasta Reino Unido donde la dosis recibida es de 1e-2 mSv, [40].

Por tanto, en poblaciones cercanas a la central donde se detecta una dosis de 6,26e-5 mSv/h y 8,79e-6 mSv/h en la glándula tiroidea y en todo el cuerpo respectivamente, no debería suponer un riesgo alarmante para la ciudadanía.

3.4. Accidente SLB con LOOP

El accidente por rotura en la línea de vapor principal dentro de la contención (SLB) está considerado como un accidente de diseño (DBA), en el que se produce una pérdida de refrigerante del circuito secundario. Se simulará una rotura de $0,05 \text{ m}^2$ que afectará de forma directa a la capacidad de evacuación de calor de los generadores de vapor y, por tanto, la respuesta de los sistemas de seguridad será clave para la mitigación del accidente sin graves consecuencias.

Con el objetivo de agravar la situación y demostrar la fiabilidad de los sistemas de seguridad de un reactor VVER-1200, se ha tomado la decisión de simular dicho accidente cuando simultáneamente se produce la pérdida de alimentación de corriente alterna exterior a la central (Loss Of Off-site Power, LOOP).

3.4.1. Configuración del accidente

Partiendo de las condiciones iniciales vistas anteriormente, MOC, se lleva a cabo la configuración de parámetros para la siguiente simulación. Se vuelve a acceder a la pestaña “Code Control” y se selecciona entre las distintas opciones, “Malfunctions”. Se escoge entre las opciones, primero la opción 3, que corresponde a la rotura en la línea de vapor dentro de la contención y se selecciona “Set” para establecer las especificaciones.

En este caso, se vuelve a especificar un tiempo de retraso del accidente de 2 segundos y, esta vez, una rotura de menor tamaño, con una fracción de rotura de 500 % de 100 cm^2 . Se activa la casilla “Active” y se confirma en “Ok”.

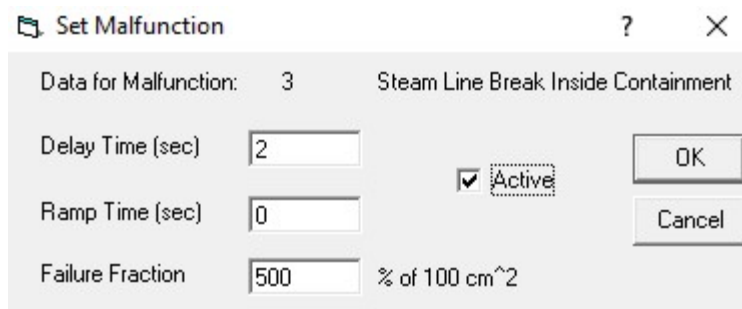


Ilustración 60. Interfaz "Set Malfunction" Steam Line Break Containment

Todavía dentro de la pestaña de “Malfunctions”, se procede a seleccionar la pérdida de corriente alterna, que corresponde a la opción 6. Ahora solo es necesario indicar el tiempo de retraso y proceder a la activación.

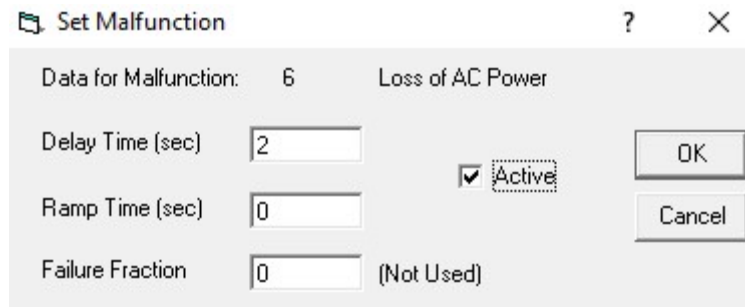


Ilustración 61. Interfaz "Set Malfunction" Loss of AC Power

Se remarca, a continuación, en la pestaña "Malfunctions" como ambos accidentes quedan activados y con las especificaciones correctas.

Description	Delay Time	Ramp Time	Failure Fraction	Criteria	Status
Loss of Coolant Accident (Hot Leg)	0	0	0	% of 100 cm ²	Falso
Loss of Coolant Accident (Cold Leg)	0	0	0	% of 100 cm ²	Falso
Steam Line Break Inside Containment	2	0	500	% of 100 cm ²	✓verdaderc
Steam Line Break Outside Containment	0	0	0	% of 100 cm ²	Falso
Spark Presence for Hydrogen Burn	0	0	0	(Not Used)	Falso
Loss of AC Power	2	0	0	(Not Used)	✓verdaderc
Loss of Flow (Locked Rotor)	0	0	0	(Not Used)	Falso
Anticipated Transient Without Scram	0	0	0	(Not Used)	Falso
Turbine Trip	0	0	0	(Not Used)	Falso
Steam Generator A Tube Rupture	0	0	0	% of 1 full tube rupture	Falso
Steam Generator B Tube Rupture	0	0	0	% of 1 full tube rupture	Falso
Inadvertent Rod Withdrawal	0	0	0	of 1% dk/k withdrawn	Falso
Inadvertent Rod Insertion	0	0	0	of 1% dk/k inserted	Falso
Moderator Dilution	0	0	0	of Unborated Injection	Falso
Load Rejection	0	0	0	of Full Load Rejected	Falso
Containment Failure or spark for H2 detonation	0	0	0	% per Day at Design Pressure	Falso
Fuel Failure at Power	0	0	0	% of Fuel Failed	Falso
Fuel Handling Accident in Containment	0	0	0	% of Total	Falso
Fuel Handling Accident in Auxiliary Building	0	0	0	% of Total	Falso

Ilustración 62. Interfaz "Malfunctions"

3.4.2. Secuencia de operaciones

A continuación, se procede a explicar las distintas operaciones que lleva a cabo el reactor automáticamente, empleando el reporte de secuencias que genera el programa PCSTRAN junto a la representación de un conjunto de parámetros que facilita su entendimiento.

Al igual que en la anterior simulación, cuando comienza la simulación, el reactor se encuentra en operación normal al 100% de potencia, es decir, 3200 MWth y una presión en el primario y secundario de 162 bar y 74 bar respectivamente, entonces, se produce una rotura en la línea de vapor correspondiente al generador de vapor "A" junto a la desconexión de sistemas alimentados por corriente alterna.

Una vez comienza la simulación, se producen ambos accidentes, entonces, en un intervalo de 2 segundos, debido a la pérdida de alimentación eléctrica comienzan a desconectarse todos los sistemas que necesitan de ella. Se pierden los calentadores proporcionales y de apoyo del presionador, mientras que, en el circuito secundario, las bombas de condensado y el conjunto de bombas principales de alimentación dejan de impulsar material refrigerante a los generadores de vapor.

Por otro lado, se produce el disparo de las bombas de refrigerante (RCP), perdiendo la circulación forzada de refrigerante, produciendo un primer SCRAM por bajo flujo de refrigerante en las bombas, siendo la primera alerta proporcionada por los sistemas de protección del reactor. En la ilustración 64, se muestra como es el paso de circulación forzada a circulación natural que se produce por el disparo de las bombas (RCP) y como cae el flujo impulsado.

El disparo de las bombas de alimentación del circuito secundario hace caer de manera casi instantánea a 0 kg/s el flujo de entrada a los generadores de vapor, como queda reflejado en la ilustración 63. A los 63,5 segundos de la simulación se comienza a inyectar un leve flujo de alimentación que es producido por la activación de las turbinas auxiliares (Turbine Driven Auxiliary Feedwater, TDAFW), capaces de impulsar ese caudal por la acción de la turbina movida por la escasa generación de vapor que aún queda.

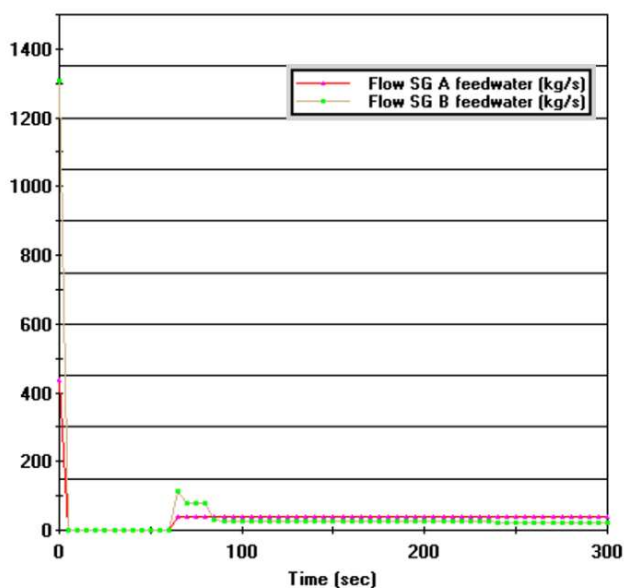
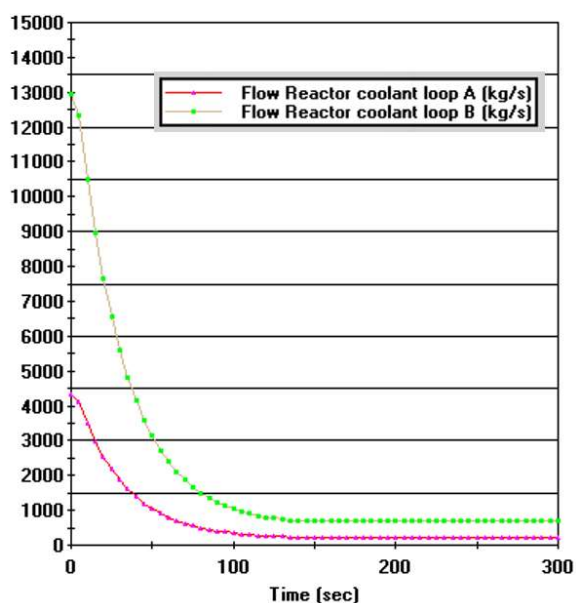


Ilustración 64. Flujo de refrigerante por los lazos (kg/s) Ilustración 63. Flujo de alimentación en los SG (kg/s)

El principal motivo por el que la desconexión de las RCP tiene una mayor progresión, en vez de ser instantáneas como las bombas del MFWS, es debido a la presencia del volante de inercia en las grandes RCP que no están presentes en las otras.

Cabe volver a notar que, el flujo en el lazo "A", lazo real, es tres veces inferior al del lazo "B", debido a que este último representa los tres lazos restantes reales del reactor. Esto mismo ocurre con el flujo de alimentación en los generadores de vapor.

Además de la pérdida de alimentación exterior, se recuerda que simultáneamente se está produciendo una fuga de refrigerante en la línea de vapor del generador de vapor “A”. En la ilustración 65, se muestra como el caudal de refrigerante secundario fugado alcanza un pico cercano a 550 kg/s, coincidiendo con el momento de mayor presión en el generador de vapor “A”, ilustración 66. Posteriormente, tras una rápida despresurización en dicho generador de vapor, el flujo que escapa por la rotura comienza a disminuir con igual rapidez.

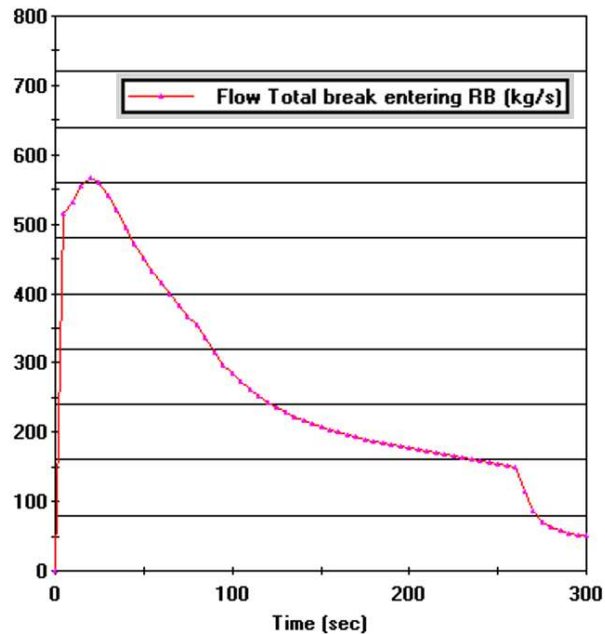


Ilustración 65. Flujo fugado hacia el edificio del reactor (kg/s)

La presión del generador de vapor “A” sufre una pequeña y rápida caída tras la rotura y el apagón eléctrico, para luego ascender a un valor máximo de 78 bar. La presión en el generador de vapor “B”, en cambio, asciende directamente hasta los 85 bar.

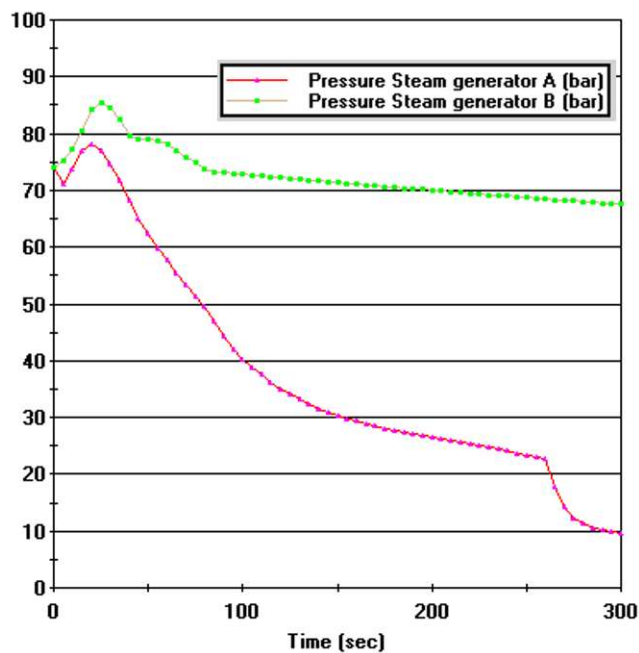


Ilustración 66. Presión en los generadores de vapor (bar)

Esta sobrepresión ha de controlarse de forma eficiente y rápida, primero, a los 12,5 segundos, se abren las válvulas de alivio (PORV) del generador de vapor “B”, mientras que, para el generador de vapor “A” se abren a los 18,5 segundos de simulación, ambas descargando vapor a la atmósfera.

Las válvulas de alivio tipo BRU-K no estarán disponibles debido a la pérdida de alimentación eléctrica, sin embargo, si lo estarán las válvulas BRU-A, que se abrirán al no ser suficiente con las PORV para disminuir la sobrepresión del circuito secundario. En la gráfica adjunta, se aprecia como se abren las BRU-A coincidiendo con los picos de sobrepresión en ambos generadores.

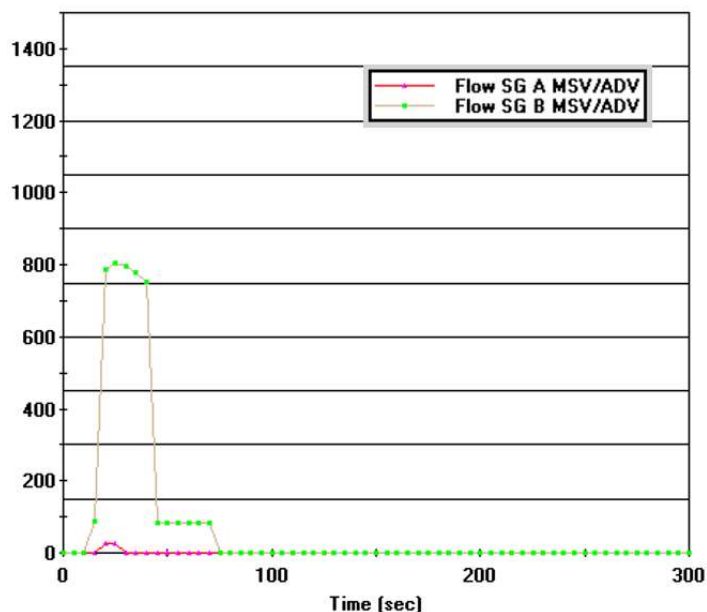


Ilustración 67. Flujo de vapor expulsado por las válvulas BRU-A (kg/s)

El flujo purgado al exterior por las BRU-A es notablemente más pequeño desde la línea del generador “A” que del “B”, puesto que la rotura facilita la despresurización del primero. Esto mismo ocurre con las PORV del primer generador que cierran a los 28 segundos, mientras que las PORV de las demás líneas de vapor se cierran a los 42 segundos de simulación.

Cabe remarcar que, a partir de los 4,5 segundos, se cierran las válvulas de control que dan acceso a la turbina para proceder a su disparo en el mismo instante.

Finalmente, se controla adecuadamente la sobrepresión en el generador de vapor “B” comenzando a disminuir poco a poco, siendo de 67,5 bar la presión al final de la simulación. Por otro lado, la presión en el generador de vapor “A”, a los 300 segundos, ha descendido hasta los 9,7 bar, en gran parte debido a la rotura.

Los transitorios de las variables mencionadas tienen impacto directo en el circuito primario. La presión del primario comienza a ascender en los primeros segundos, por tanto, sube el nivel de agua en el presionador, pero se recuerda que el sistema de rociado no está disponible por la pérdida de corriente. Se alcanza un máximo cerca de los 15 segundos de simulación debido al disparo de las RCP, de las bombas de alimentación principal y el disparo de la turbina. A pesar de esta sobrepresión, no se abre la válvula de alivio del presionador, sino que en el segundo 18 se produce el disparo del reactor (SCRAM). La potencia térmica del reactor cae de manera casi instantánea al 5% y con ello empieza a bajar la temperatura y presión del refrigerante primario. Al empezar a disminuir la presión, entonces, desciende el nivel de agua en el presionador.

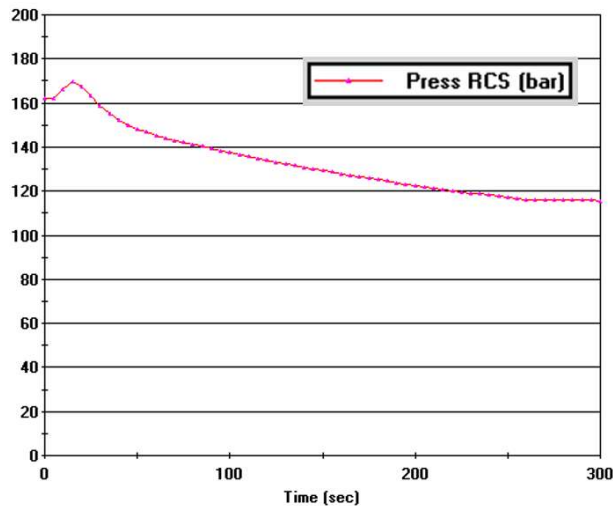


Ilustración 71. Presión del circuito primario (bar)

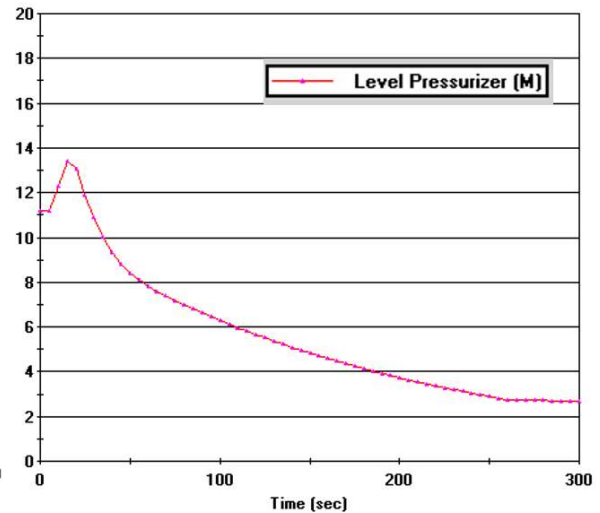


Ilustración 70. Nivel de agua en el presionador (m)

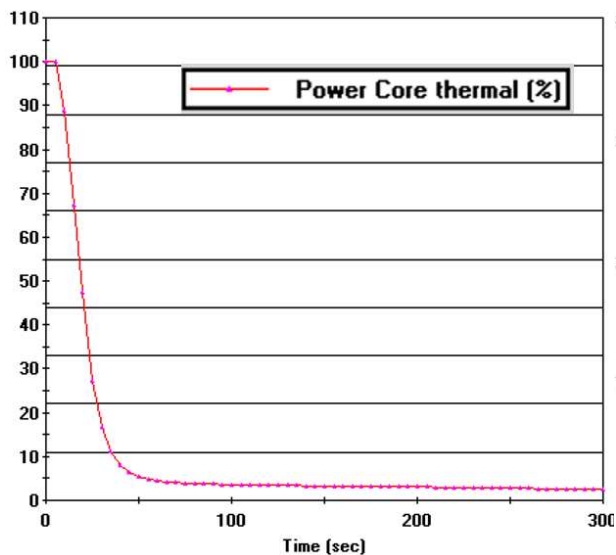


Ilustración 69. Potencia térmica en el núcleo (%)

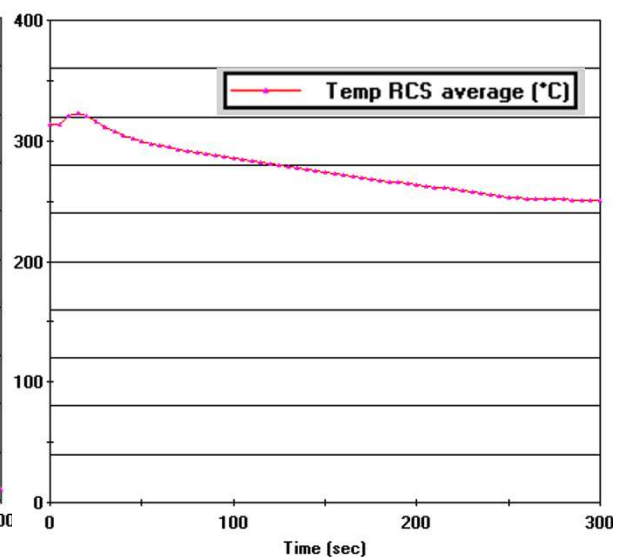


Ilustración 68. Temperatura media del refrigerante primario (°C)

Con la caída de la generación de calor, el generador de vapor “B” deja de producir vapor pasados los 75 segundos, mientras que en el generador de vapor “A”, debido a la baja presión sigue generando una pequeña cantidad que escapará por la rotura y las BRU-A, ya que, tal y como proporciona el programa, la válvula de aislamiento en su línea de vapor (MSIV) se cierra a los 82,5 segundos.

Si se desvía la atención sobre la contención, entonces, desde que ha empezado la rotura, el material refrigerante del circuito secundario comienza a expulsarse, quedando retenido en el edificio del reactor. Por tanto, la presión de la contención empieza a ascender hasta que en el segundo 28,5 el reactor detecta una presión superior a 1,3 bar y manda señal para iniciar el rociado de la contención, a la vez que se cierra la válvula de venteo de la contención para evitar la posible fuga de material radiactivo. Sin embargo, la pérdida de la alimentación eléctrica, simultánea a la rotura, provoca que este sistema de spray quede inhabilitado. La presión sigue ascendiendo, aunque no de manera muy acelerada al no tratarse de una rotura de excesivo tamaño, y llega a los 2,8 bar al final de la simulación.

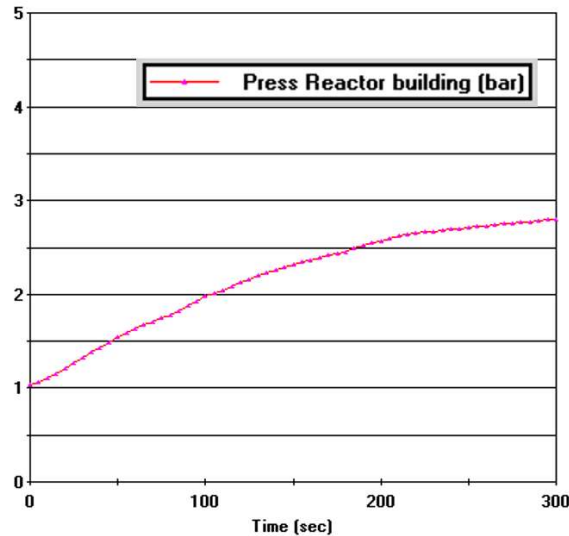


Ilustración 72. Presión en el edificio del reactor (bar)

Una vez se detecta la pérdida de alimentación de corriente alterna se comienza la puesta en marcha para poner en operación los generadores diesel de emergencia. Tardará un tiempo de 60 segundos en conectarse el primer bus, y comenzará conectando los principales sistemas, por lo que, durante los 300 segundos de simulación el flujo del sistema de rociado de la contención sigue siendo nulo.

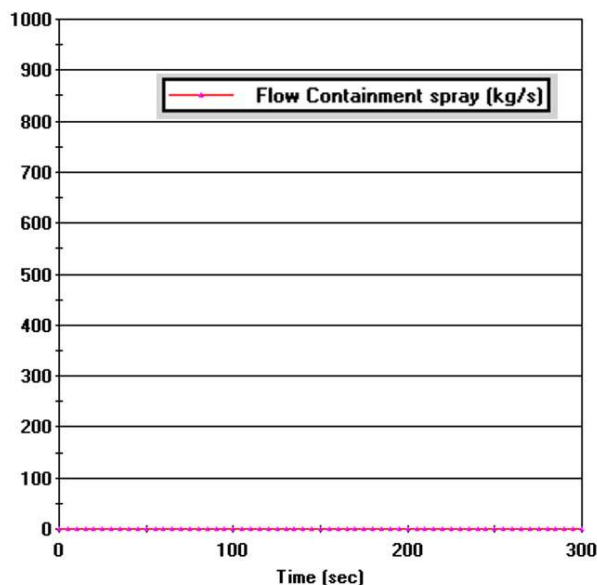


Ilustración 73. Flujo proporcionado por el spray de la contención (kg/s)

A falta del estudio de criterios básicos de aceptación ante accidentes base de diseño, se puede observar que los principales parámetros se consiguen estabilizar tras una respuesta segura y eficiente.

El nivel de refrigerante primario no se ve alterado al ser la rotura en el circuito secundario, manteniéndose en los 8 metros dentro de la vasija, ilustración 75. Además, al no sufrir una rápida despresurización como en el LBLOCA, no se produce la vaporización del agua, que mantiene durante todo el transitorio un 0% de huecos.

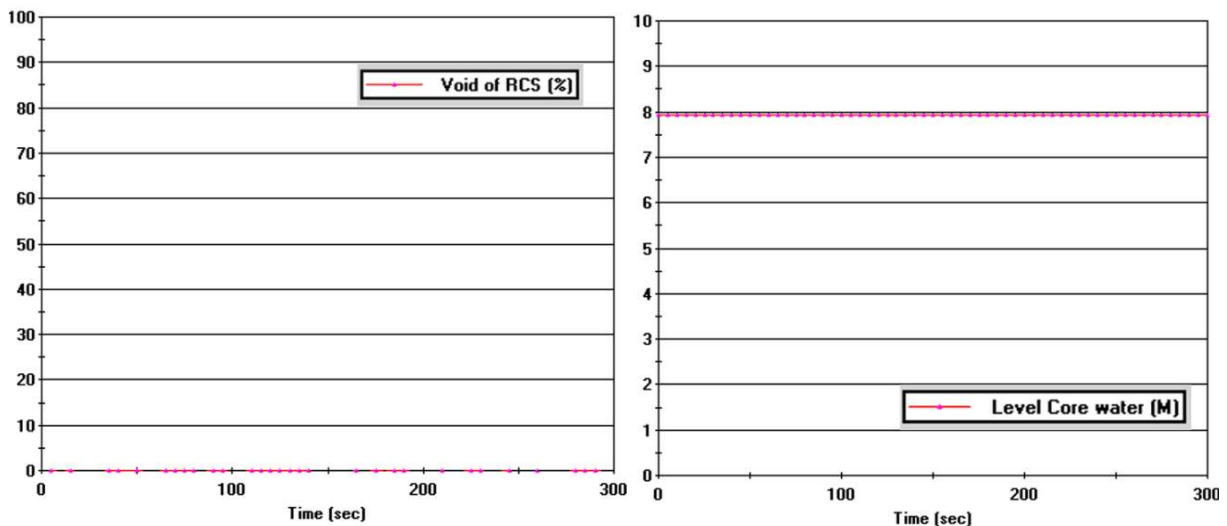


Ilustración 74. Huecos en el refrigerante primario (%)

Ilustración 75. Nivel de agua en la vasija (m)

De nuevo, debido a la limitación del programa respecto al tiempo simulado, no se permite visualizar como es el proceso hasta conseguir condiciones de parada fría (CZP) y condiciones de recarga. A modo de resumen, al no contar con suministro eléctrico, el RHR no es capaz de estar activo y entraría en acción su correspondiente sistema pasivo, el sistema pasivo de evacuación de calor residual PHRS-SG, que permite la extracción del calor sin bombeo de refrigerante, únicamente por circulación natural, durante un tiempo indefinido.

3.4.3. Resultados del accidente SLB con LOOP

Basándose en los criterios básicos proporcionados por la agencia internacional de energía atómica (IAEA) en el LBLOCA visto anteriormente, se presenta el estudio de conclusiones en el caso de este nuevo accidente, [59].

- **Integridad del revestimiento del combustible y generación de hidrógeno**

Se recuerda que, para evitar la fusión o fragilización del revestimiento de las vainas, su temperatura no debe alcanzar valores límite cercanos a 1480 °C. Tal y como se ilustra, estando el reactor en operación normal, el revestimiento tiene una temperatura cercana a 600 °C, que se mantiene durante unos pocos segundos para luego caer a 300 °C motivado por la caída de las barras de control. Por tanto, no se da opción a que esta temperatura alcance valores cercanos a los límites impuestos.

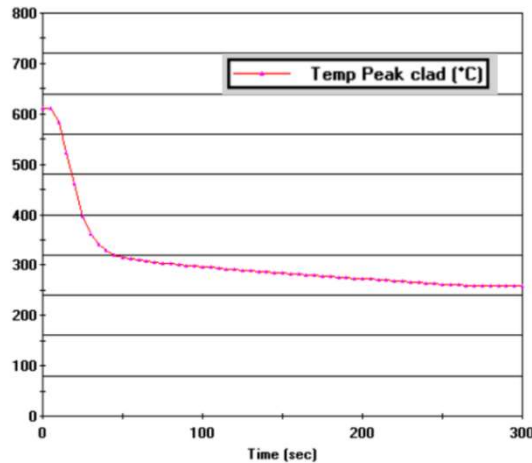


Ilustración 76. Temperatura máxima del revestimiento (°C)

Como se muestra en la figura posterior, no hay generación de hidrógeno derivado de la oxidación producida en los revestimientos debido a que esta oxidación es nula. Por tanto, no hay peligro de que se produzca su debilitamiento estructural y no hay riesgo por fallo en los revestimientos de las vainas, manteniendo intacta su integridad.

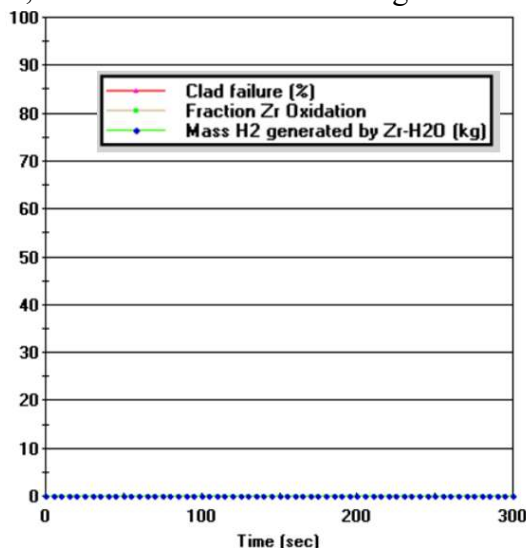


Ilustración 77. Fallo en el revestimiento (%), Fracción de Zr oxidado y Masa de H2 generado por Zr-H2O (kg)

- **Fusión del combustible**

El UO_2 no debe alcanzar temperaturas superiores a $2860\text{ }^{\circ}\text{C}$ [60] para que no se alcanzase la posibilidad de fusión del combustible nuclear. Como queda ilustrado, no hay ningún ascenso de temperaturas desde el inicio del accidente, logrando no poner en riesgo el reactor y evitando una posible fuga radiactiva.

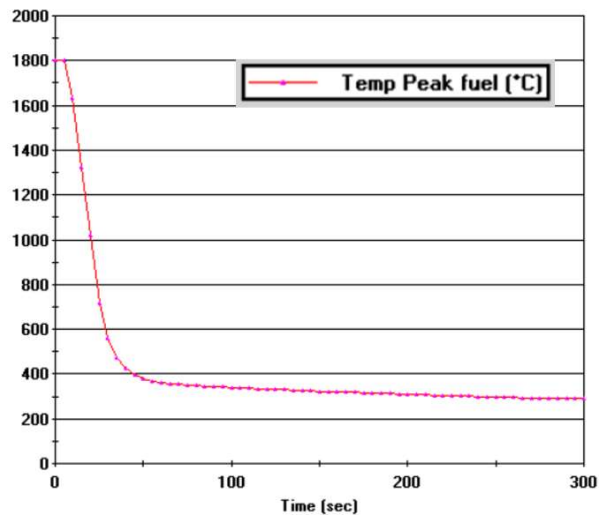


Ilustración 78. Temperatura máxima del combustible ($^{\circ}\text{C}$)

- **Integridad de la contención**

Para reactores VVER-1200/V392M la presión de la contención no debía alcanzar bajo ningún motivo su presión de diseño de 5 bar, y como ya se ha observado, la presión solo alcanza los 2,8 bar al no ser un excesivo tamaño de la rotura, manteniéndose intacta la integridad de la contención.

Por otro lado, si se pone la atención en la temperatura alcanzada dentro de la contención, esta sufre un ascenso rápido para quedar estancada en $114,7\text{ }^{\circ}\text{C}$, por lo que, dichas condiciones extremas son incompatibles con la presencia humana.

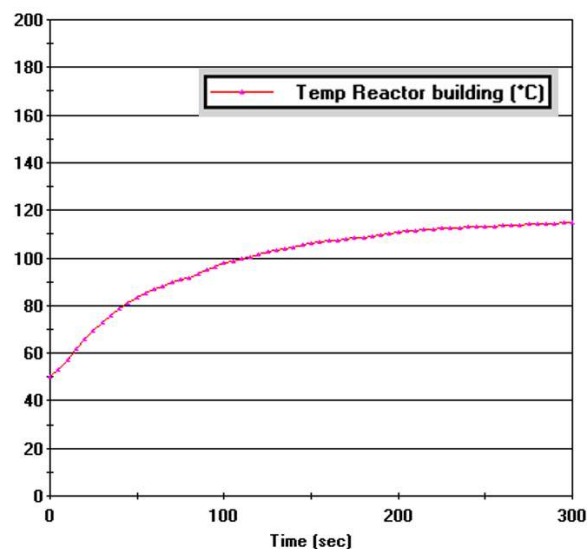


Ilustración 79. Temperatura del edificio del reactor ($^{\circ}\text{C}$)

• **Dosis radiológicas**

En cuanto a las dosis radiológicas, se vuelve a estudiar las radiaciones leídas por los monitores dentro de la contención, en el edificio auxiliar y en este caso, dentro de la línea de vapor.

Se concluye que tras la combinación de ambos accidentes no se produce ningún aumento en el conteo de radiación en ninguno de los espacios. Esto es previsible puesto que el refrigerante secundario nunca queda en contacto con el refrigerante primario, y se puede descartar otro tipo de accidente como el SGTR, [59].

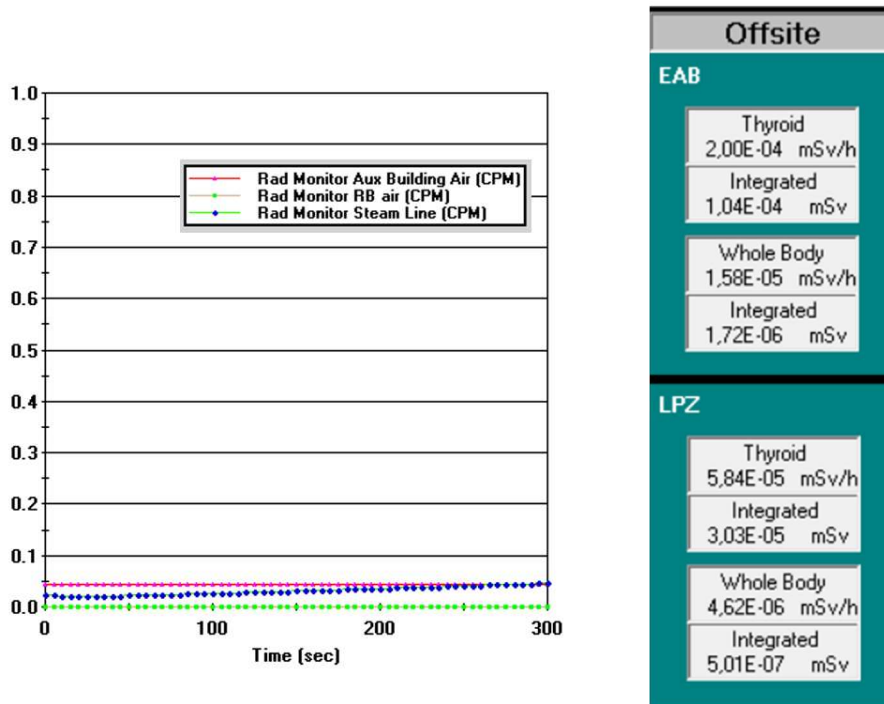


Ilustración 80. Monitoreo de la radiación (CPM) y dosis recibida (mSv/h)

Las radiaciones son notablemente inferiores al caso del LBLOCA. Dentro del perímetro restringido de la central, donde un individuo ajeno a la central no podría entrar, se recibiría una dosis de radiación en zonas como la tiroides de $2,0e-4$ mSv/h, mientras que la dosis promediada en todo el cuerpo es de $1,58e-5$ mSv/h. Si se vuelve a hacer la comparativa con un trayecto en avión España-Reino Unido ($1e-2$ mSv), la radiación recibida en una hora durante el accidente sería aún menor [40].

Por tanto, en las poblaciones cercanas a la central donde se detecta una dosis de $5,84e-5$ mSv/h y $5,01e-7$ mSv/h en la glándula tiroidea y en todo el cuerpo respectivamente, no implicaría un riesgo radiológico para la ciudadanía.

4. CONCLUSIONES

El VVER-1200 constituye la evolución tecnológica en los reactores nucleares, asentando las bases de la generación de reactores III+, fruto de décadas de desarrollo continuo. Basado en el modelo VVER-1000, el modelo V392M integra mejoras en eficiencia, fiabilidad y seguridad, entre las que destacan modalidades únicas en reactores PWR como los generadores de vapor en disposición horizontal o los elementos de combustible con forma hexagonal.

En el plano de la seguridad, se aborda al completo el concepto “Defence in Depth” garantizando la **redundancia de sistemas** y **diversidad funcional** en todos los niveles. La incorporación de novedades en seguridad, como los sistemas de inyección pasivos, sistemas pasivos de disipación de calor residual o la autonomía operativa, permiten mantener durante tiempos prolongados una correcta refrigeración del núcleo. Estas mejoras quedan reflejadas en valores relacionados con la seguridad nuclear como una frecuencia de daño del núcleo de $7e-7$ /año de operación o la posibilidad de liberación de radionucleidos inferior a $1e-7$ /año de operación, y confirman el alto nivel de fiabilidad alcanzado.

La simulación de accidentes por pérdida de refrigerante, tanto en primario como secundario, mediante PCTRAN permite demostrar la funcionalidad de todos los conceptos de seguridad mencionados, y refleja el **éxito de la mitigación de dichos accidentes**. La utilización de estos simuladores en el entorno profesional sirve de plataforma de entrenamiento para el personal operativo, para mejorar la capacidad de toma de decisiones en momentos límites y consolidar la preparación ante situaciones anómalas. De esta manera, se contribuye directamente a reforzar la cultura de la seguridad.

El reactor VVER-1200 es capaz de mantener el control de la reactividad y la refrigeración del núcleo ante un accidente por excelencia, como es el LOCA o SLB, al que todo reactor debe reaccionar con efectividad y precisión. Además, permite evaluar la redundancia de sistemas y seguridad pasiva del reactor con la simulación de la pérdida de alimentación eléctrica exterior junto a la rotura en la línea de vapor dentro de la contención. Dos simulaciones relacionadas con roturas en las líneas, pero muy distintas a nivel operativo, en las que queda demostrada la perfecta reacción del reactor, concluyendo ambos accidentes con un 0% de fallo en la integridad del reactor, sin producirse la fusión del núcleo o la oxidación del revestimiento, además de mantener intacta la integridad de la contención, evitando una posible fuga radiactiva.

Cabe destacar el **cambio de cultura** en cuanto a seguridad en lo que fue la Unión Soviética tras el accidente de Chernobyl, y lo que actualmente es la Federación Rusa. Tras décadas de aislamiento tecnológico, el esfuerzo por mantener la presencia rusa en el mercado global impulsó la adopción de los más exigentes estándares de seguridad equivalentes a los exigidos por otras potencias nucleares como EE. UU. o la Unión Europea. La necesidad de ofrecer un producto viable y exportable llevó a una profunda concienciación de la industria nuclear rusa sobre la importancia de la seguridad nuclear como elemento de reputación y aceptación internacional.

Aplicación y utilidad del programa PCTTRAN

El uso del simulador PCTTRAN ha supuesto una herramienta clave para la comprensión práctica de los fenómenos que gobiernan el comportamiento de un reactor PWR como es el caso del VVER-1200. A pesar de ser una versión con ciertos sistemas simplificados, permite reproducir con gran exactitud la evolución de los principales parámetros como presión y temperatura del refrigerante, estado del núcleo ...

La utilización de dicho programa ha demostrado ser una **herramienta didáctica de alto valor**, al permitir aplicar los conocimientos teóricos de reactores aprendidos en asignaturas como “**Centrales Nucleares**”. Es por ello, que se recomienda el uso de dicho programa en este tipo de asignaturas, presentes en grados como Ingeniería en Tecnologías Industriales o Ingeniería de la Energía, ya que, a través de simulaciones visuales, el estudiante puede comprender de manera intuitiva como interactúan los distintos sistemas de un reactor nuclear.

Integrar este tipo de programas prácticos en la docencia universitaria acerca a la realidad al alumnado, reforzando la comprensión de principios termodinámicos o de seguridad nuclear, y tiene por resultado una mejora en la calidad de la enseñanza.

5. EVALUACIÓN DE IMPACTOS Y OBJETIVOS DE DESARROLLO SOSTENIBLE

El desarrollo y operación de centrales nucleares de generación III+, como el reactor VVER-1200, conllevan una serie de impactos sociales, económicos y medioambientales que quedan reflejados implícita y explícitamente en el contenido de este Trabajo de Fin de Grado. La adopción de tecnologías nucleares modernas no debe solo enmarcarse en la búsqueda de mayor eficiencia energética, sino también, en el cumplimiento de compromisos internacionales como la sostenibilidad o la descarbonización, aspectos que se alinean con los Objetivos de Desarrollo Sostenible (ODS) proporcionados por las Naciones Unidas “para proteger el planeta y asegurar la prosperidad para todos”, [61].

En lo que al **impacto social** se refiere, la energía nuclear constituye una fuente estable de generación eléctrica que contribuye al bienestar social. La construcción de plantas como el VVER-1200 generan la necesidad de un gran número de empleados cualificados de diversas áreas, fortaleciendo la industria de los países, **ODS-8**. Además, las mejoras en seguridad como los sistemas pasivos reflejados incrementan la confianza pública en esta tecnología.

Respecto al **impacto económico**, la ya mencionada generación de empleo induce a un impulso en la economía local y global. Además, se favorece la reducción de dependencia exterior y estimula la innovación industrial, **ODS-9**.

A pesar de necesitar de una inversión inicial grande, la elevada potencia, disponibilidad y vida útil de las nuevas generaciones de reactores permiten la generación eléctrica competitiva y estable a largo plazo.

En cuanto al **impacto medioambiental**, la energía nuclear se caracteriza por la alta generación eléctrica sin emisiones directas de dióxido de carbono, lo que se convierte en un aliado frente al cambio climático y un complemento idóneo a las energías renovables, **ODS-7, ODS-13**. Además, las mejoras en términos de seguridad como la contención minimizan la posibilidad de fugas radiactivas, y la mejora continua, respecto a los ciclos de combustible, permite el control seguro de los residuos radioactivos.

Por último, este TFG aborda 2 ODS adicionales. El uso de simuladores prácticos enriquece la educación, favoreciendo y reforzando los conceptos teóricos, **ODS-4**. Además, aborda la alianza internacional, ya que, en la industria nuclear se favorece la cooperación entre países en materia de seguridad, regulación y transferencia de conocimiento, **ODS-17**.



Ilustración 81. Objetivos de Desarrollo Sostenible, [61]

6. PLANIFICACIÓN TEMPORAL

A continuación, se presenta la planificación temporal del presente TFG con la distribución de tareas y tiempos correspondientes.

6.1. Estructura de descomposición del proyecto (EDP)

Con el objetivo de mostrar el proceso durante la realización del trabajo de forma sintetizada y organizada se lleva a cabo una EDP, la cual proporcionará la información básica y necesaria para un estudio de tiempos más desarrollado en el diagrama de Gantt.

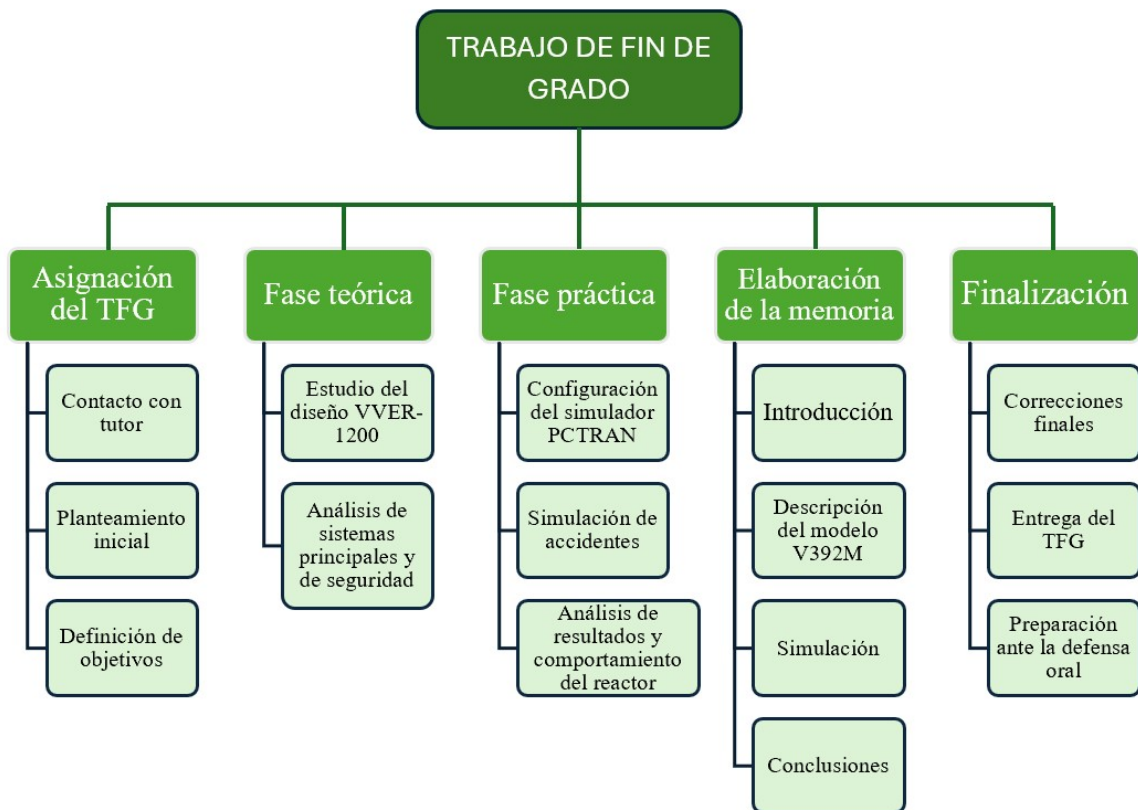


Ilustración 82. Estructura de descomposición del proyecto

6.2. Diagrama de Gantt

Las fases principales de la EDP son las empleadas para la realización del diagrama de Gantt donde se podrá ver la cronología seguida durante la realización del trabajo. Previamente se define el conjunto de actividades que quedarán ilustradas en el diagrama.

Nº Actividades	Nombre Actividades
Asignación TFG	
Actividad 1	Contacto con tutor
Actividad 2	Estudios previos del TFG
Fase Teórica	
Actividad 3	Investigación y búsqueda de información
Actividad 4	Clasificación de información
Fase Práctica	
Actividad 5	Aprendizaje del programa
Actividad 6	Determinación de accidentes a simular
Actividad 7	Simulación
Actividad 8	Análisis de resultados
Elaboración de la memoria y finalización	
Actividad 9	Redacción sobre teórica del reactor
Actividad 10	Revisión y correcciones parte teórica
Actividad 11	Redacción parte práctica
Actividad 12	Revisión y correcciones parte práctica
Actividad 13	Maquetación

Tabla 8. Actividades

Se han calculado de forma aproximada los tiempos de cada fase, especificando en que día comenzaron y terminaron dichas fases.

Actividades	Inicio	Días	Fin
Actividad 1	11/03/2025	1	12/03/2025
Actividad 2	12/03/2025	18	30/03/2025
Actividad 3	09/04/2025	13	22/04/2025
Actividad 4	16/06/2025	26	12/07/2025
Actividad 5	13/07/2025	7	20/07/2025
Actividad 6	15/07/2025	26	10/08/2025
Actividad 7	25/08/2025	31	25/09/2025
Actividad 8	10/09/2025	22	02/10/2025
Actividad 9	16/06/2025	30	16/07/2025
Actividad 10	12/07/2025	8	20/07/2025
Actividad 11	20/07/2025	74	02/10/2025
Actividad 12	02/10/2025	13	15/10/2025
Actividad 13	15/10/2025	17	01/11/2025

Tabla 9. Tiempos de las actividades

Mediante este conjunto de datos se puede ilustrar el diagrama de Gantt del TFG.

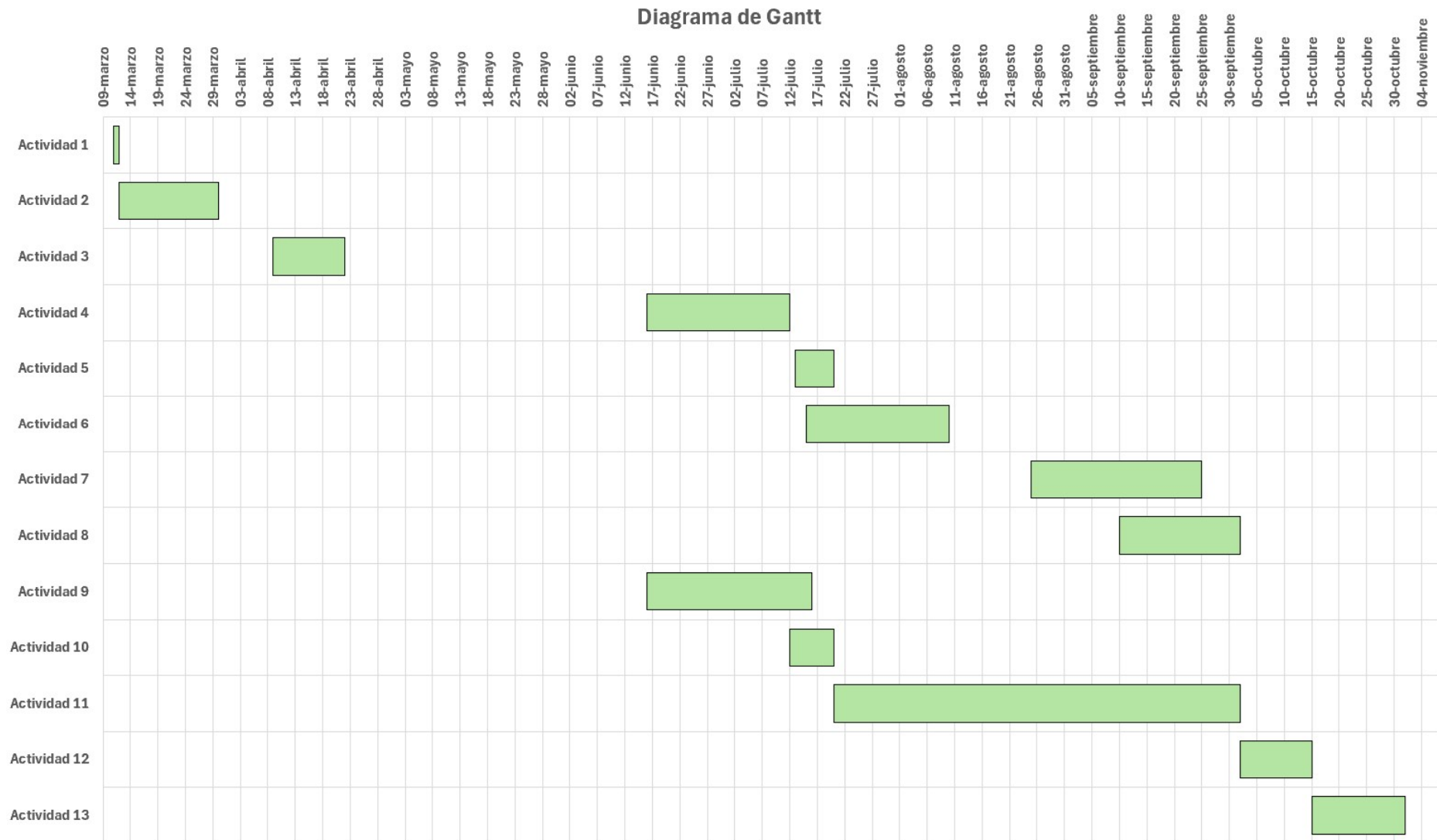


Ilustración 83. Diagrama de Gantt

7. ESTUDIO ECONÓMICO

El estudio económico del Trabajo de Fin de Grado permite presentar la evaluación presupuestaria, que refleja la inversión necesaria para la realización del trabajo. Se abordarán los costes asociados al alumnado y al tutor respecto a horas trabajadas, costes del material y licencias empleadas.

Se ha tomado un valor estimado de horas trabajadas por parte del alumno y tutor de 470 horas y 25 horas respectivamente. Si se toma para el caso del alumno, el sueldo medio de un ingeniero técnico recién titulado, se asigna un coste de 20 €/h, mientras que para el tutor se considera una remuneración de 50 €/h.

	Tiempo empleado (h)	Salario (€/h)	Coste
Alumno	470	20	9.400,00 €
Tutor	25	50	1.250,00 €
TOTAL	-	-	10.650,00 €

Tabla 10. Coste del personal

Tal y como se refleja en la tabla adjunta, el tiempo invertido supone un coste de 10.650,00 €.

Por otro lado, se engloban primero el coste de las licencias necesarias para la ejecución del TFG. La licencia Office 365 tiene un precio anual de 99 €. En cambio, el software PCTTRAN, en este caso proporcionado por la ETSII, tiene un coste de 0 € para el alumnado.

El único coste material sería el correspondiente al ordenador empleado, en este caso, se considera que tendrá un valor inicial de 600 € y una vida útil de 5 años. Si se tiene en cuenta la amortización del bien de forma lineal, entonces, el cargo asociado al periodo de trabajo de 8 meses es de 80 €.

	Coste
Ordenador	80,00 €
Licencia Office 365	99,00 €
Software PCTTRAN	0,00 €
TOTAL	179,00 €

Tabla 11. Costes materiales y digitales

En resumen, la evaluación presupuestaria llevada a cabo establece un coste por el trabajo realizado de **10.829,00 €**.

8. BIBLIOGRAFÍA

- [1] N. Nuclearespaña, C. Queral, H. Sánchez-Espinoza, F. Cosials and E. Redondo Valero, "SISTEMAS DE SEGURIDAD DE LOS REACTORES VVER GEN-III/GEN-III+," .
- [2] H. K. Louis, "Neutronic Analysis of the VVER-1200 under Normal Operating Conditions," . DOI: 10.5923/j.jnpp.20211103.01.
- [3] Anonymous . *WVER – Nucleopedia*. Available: <https://de.nucleopedia.org/wiki/WVER>.
- [4] Anonymous (-11-19). *WVER*. Available: <https://de.wikipedia.org/w/index.php?title=WVER&oldid=250488843>.
- [5] Anonymous . *WVER-1000 – Nucleopedia*. Available: <https://de.nucleopedia.org/wiki/WVER-1000>.
- [6] OKB Hidropress. *Development of reactor plants*. Available: http://web.archive.org/web/20070928003843/http://www.gidropress.podolsk.ru/English/rasrab_e.html.
- [7] State Atomic Energy Corporation ROSATOM and Rusatom Overseas JSC, "The VVER today: Evolution, design, safety," 2015.
- [8] Anonymous "Advanced Nuclear Power Reactors - World Nuclear Association," 1, APRIL, 2021. Available: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/advanced-nuclear-power-reactors>.
- [9] Dr. Mir F. Ali, "CHAPTER 06: GENERATION III ADVANCED NUCLEAR POWER REACTORS – PART 1 | A Book: Nuclear Energy – Peaceful Ways to Serve Humanity." February, 2020. Available: <https://mirfali.com/book/chapter06/>.
- [10] World Nuclear News, "Arranca el APR-1400 de Corea del Sur," 24, May, 2022. Available: https://en.cnn.com.cn/es/2022-05/24/c_1026076.htm.
- [11] A. Niwemuhwezi and S. Lee, "A Comparative Study of Safety Systems from Selected Advanced Nuclear Reactors," .
- [12] Anonymous "APR-1400," -07-21, 2025. Available: <https://en.wikipedia.org/w/index.php?title=APR-1400&oldid=1301655793>.
- [13] Anonymous "5. KIM Yun Ho_ APR1400 safety design features and the influence of MDEP interaction," .
- [14] V. García, "Entra en operación el primer reactor nuclear desarrollado por China," -02-02, 2021. Available: <https://www.foronuclear.org/actualidad/noticias/entra-en-operacion-el-primer-reactor-nuclear-desarrollado-por-china/>.

- [15] Anonymous . *Nuclear Power in China*. Available: <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-power>.
- [16] J. Conca. *China Will Lead The World In Nuclear Energy, Along With All Other Energy Sources, Sooner Than You Think*. Available: <https://www.forbes.com/sites/jamesconca/2021/04/23/china-will-lead-the-world-in-nuclear-energy-along-with-all-other-energy-sources-sooner-than-you-think/>.
- [17] R. Pixels 2, "Un AP1000 alcanza por primera vez la operación a plena potencia," -08-17, 2018. Available: <https://www.foronuclear.org/actualidad/noticias/un-ap1000-alcanza-por-primera-vez-la-operacion-a-plena-potencia/>.
- [18] R. Leverenz, L. Gerhard and A. Göbel, "Nuclear Energy for New Europe 2004: The European Pressurized Water Reactor: A Safe and Competitive Solution for Future Energy Needs," .
- [19] Anonymous . *WWER-1200 – Nucleopedia*. Available: <https://de.nucleopedia.org/wiki/WWER-1200>.
- [20] Atomenergomasch. *AEM-Technologies*. Available: <https://aemtech.ru/en/>.
- [21] Atomenergomasch. *VVER-1200*. Available: <https://aemtech.ru/en/production/reactors/wnr-1200/>.
- [22] Atomenergomasch. *Nuclear reactors*. Available: https://aemtech.ru/en/production/atomic_industry/nuclear_reactors/.
- [23] Atomenergomasch. *Safety systems of manufactured reactors*. Available: <https://aemtech.ru/en/production/reactors/safety/>.
- [24] International Atomic Energy Agency, "Status report 107 - VVER-1200(V-392M)," Available: <https://es.scribd.com/document/329231591/PDF-VVER-1200-V-392M>.
- [25] Rosatom, "VVER-1200: Evolution of Safety," 2018. Available: <https://www.youtube.com/watch?v=91yVhrSZ5jQ>.
- [26] Atomenergomasch. *How nuclear reactors are made*. Available: <https://aemtech.ru/en/factories/atom mash/production/>.
- [27] Anonymous . *Core Baffle*. Available: <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power-plant/nuclear-reactor/neutron-reflector/core-baffle/>.
- [28] Anonymous . *Core Barrel*. Available: <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power-plant/nuclear-reactor/core-barrel/>.
- [29] Atomenergomasch. *Steam Generators*. Available: https://aemtech.ru/en/production/atomic_industry/steam_gen/.
- [30] Atomenergomasch, "Steam generators for Kudankulam NPP," Available: <https://www.youtube.com/watch?v=vMTWfzvesjY>.

- [31] Atomenergomash. *Pressurizers*. Available: https://aemtech.ru/en/production/atomic_industry/kompensatory-davleniya/.
- [32] Atomenergomash. *Relief Tanks*. Available: https://aemtech.ru/en/production/atomic_industry/bubbler_tanks/.
- [33] Atomenergomash. *Reactor Coolant Pump Set (RCPS)*. Available: https://aemtech.ru/en/production/atomic_industry/glavnye-tsirkulyatsionnye-nasosy/.
- [34] Anonymous (-12-03). *Reactor Coolant Pump - RCP | Characteristics | nuclear-power.com*. Available: <https://www.nuclear-power.com/reactor-coolant-pump/>.
- [35] Savree. *Bomba de Enfriamiento del Reactor (RCP) Explicada*. Available: <https://savree.com/es/enciclopedia/bomba-de-refrigerante-del-reactor-rcp>.
- [36] L. D. Dien and D. N. Diep, "Verification of VVER-1200 NPP Simulator in Normal Operation and Reactor Coolant Pump Coast-Down Transient," *WJET*, vol. 05, (03), pp. 507, -08-21, 2017. . DOI: 10.4236/wjet.2017.53043.
- [37] Atomenergomash. *Main Coolant Pipelines*. Available: https://aemtech.ru/en/production/atomic_industry/pipe_knots/.
- [38] J. Laaksonen, "ADVANCED SAFETY FEATURES OF 3 RD GENERATION VVER PLANTS," -02-12, 2015. .
- [39] Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA). (-08-10). *La protección radiológica del personal médico en los procedimientos intervencionistas*. Available: <https://www.iaea.org/es/recursos/proteccion-radiologica-de-los-pacientes/profesionales-de-la-salud/procedimientos-intervencionistas/personal>.
- [40] Consejo de Seguridad Nuclear CSN, "Dosis de radiación," 2010. Available: <https://chrome-extension://efaidnbmnnnibpcajpcgclefindmkaj/https://www.csn.es/documents/10182/914805/Dosis%20de%20radiaci%C3%B3n>.
- [41] C. Nucleares, ► Tema, 1. Introducción, L. S. Nuclear, G. Jiménez, N. García-Herranz and E. Castro, "Tema-4-1-Intro Seguridad Nuclear," 2024. .
- [42] Atomenergomash. *Emergency Core Cooling System Hydroaccumulators*. Available: https://aemtech.ru/en/production/atomic_industry/gidroemkosti-sistemy-avariynogo-okhlazhdeniya-aktivnoy-zony/.
- [43] Atomenergomash. *Passive Core Flooding System Hydroaccumulators*. Available: https://aemtech.ru/en/production/atomic_industry/gidroemkosti-sistemy-passivnogo-zaliva-aktivnoy-zony/.
- [44] V. G. Asmolov, I. N. Gusev, V. R. Kazanskiy, V. P. Povarov and D. B. Statsura, "New generation first-of-the kind unit – VVER-1200 design features," *Nuclear Energy and Technology*, vol. 3, (4), pp. 260, -11-11, 2017. . DOI: 10.1016/j.nucet.2017.10.003.

- [45] Anonymous "NATIONAL REPORT OF THE REPUBLIC OF BELARUS ON THE BELARUSIAN NPP OBJECTIVE SAFETY REASSESSMENT (STRESS TESTS," .
- [46] M. Maltsev, "ADDITIONAL INFORMATION ON MODERN VVER GEN III TECHNOLOGY," -02-12, 2015. .
- [47] E. Redondo-Valero, C. Qeral, K. Fernandez-Cosials and V. H. Sanchez-Espinoza, "Safety margins improvement by means of the passive heat removal system and the HA-2 in VVER-1000/V320 reactors," *Progress in Nuclear Energy*, vol. 187, -09, 2025. . DOI: 10.1016/j.pnucene.2025.105825.
- [48] K. F. Galiev, S. V. Yaurov, Y. V. Goncharov and A. S. Volnov, "Experience of commissioning of the V-392M reactor plant passive heat removal system," *Nuclear Energy and Technology*, vol. 3, (4), pp. 291, -11-15, 2017. . DOI: 10.1016/j.nucet.2017.11.003.
- [49] JSC Leading Institute VNIPIET, "Project AES-2006," 2014. .
- [50] A. Renev, "Safety of the VVER key design features in compliance with regulatory requirements of Russian Federation," .
- [51] Internacional Atomic Energy Agency, "Protection against Internal Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants," Available: <https://www.iaea.org/publications/6968/protection-against-internal-fires-and-explosions-in-the-design-of-nuclear-power-plants>.
- [52] S. Şahin and M. S. Sarwar, "Hydrogen hazard and mitigation analysis in PWR containment," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 58, pp. 132, -08, 2013. . DOI: 10.1016/j.anucene.2013.03.001.
- [53] International Atomic Energy Agency, "Hydrogen Phenomena during Severe Accidents in Water Cooled Reactors," Available: <https://www.iaea.org/publications/14804/hydrogen-phenomena-during-severe-accidents-in-water-cooled-reactors>.
- [54] Atomenergomash. *Core catchers*. Available: https://aemtech.ru/en/production/atomic_industry/_ore_melt_traps/.
- [55] F. Salari, A. Rabiee and F. Faghihi, "Assessment of the core-catcher in the VVER-1000 reactor containment under various severe accidents," *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 55, (1), pp. 144, -09-09, 2022. . DOI: 10.1016/j.net.2022.09.001.
- [56] Anonymous (-04-21). *Hanhikivi Nuclear Power Plant*. Available: https://en.wikipedia.org/w/index.php?title=Hanhikivi_Nuclear_Power_Plant&oldid=1286722731.
- [57] César Qeral y Gonzalo Giménez, "Tema 7.1. LBLOCA (Large Break Loss of Coolant Accident)," Septiembre, 2025. .

[58] Cristina Villalba Domínguez, "Secuencia de operaciones y actividades de recarga en las centrales nucleare - Alfa 38 - CSN," *Revista Alfa*, Available: <https://www.csn.es/-/gestion-del-conocimien-1>.

[59] International Atomic Energy Agency (IAEA), "Accident analysis for nuclear power plants with pressurized water reactors," 2003 Available: <https://www.iaea.org/publications/6714/accident-analysis-for-nuclear-power-plants-with-pressurized-water-reactors>.

[60] C. Muñoz-Reja, L. Fuentes, J. M.^a García de la Infanta y A. Muñoz Sicilia, "Selección de materiales en el combustible nuclear: presente y futuro," Noviembre, 2013. Available: <https://www.revistanuclear.es/>.

[61] M. J. Gamez. *Objetivos y metas de desarrollo sostenible*. Available: <https://www.un.org/sustainabledevelopment/es/objetivos-de-desarrollo-sostenible/>

