



UNIVERSITAT
POLITÈCNICA
DE VALÈNCIA



UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Escuela Técnica Superior de Ingeniería Industrial

ESTUDIO MEDIANTE SIMULACIÓN DEL
COMPORTAMIENTO TERMOHIDRÁULICO DE UNA
CENTRAL NUCLEAR ANTE EL ESCENARIO
ACCIDENTAL DE UNA PÉRDIDA DE INVENTARIO EN EL
SECUNDARIO DE LOS GENERADORES DE VAPOR
MEDIANTE EL CÓDIGO TRACE

Trabajo Fin de Máster

Máster Universitario en Ingeniería Industrial

AUTOR/A: Andreu Tello, Carlos

Tutor/a: Villanueva López, José Felipe

Cotutor/a: Martorell Alsina, Sebastián Salvador

CURSO ACADÉMICO: 2021/2022

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

AGRADECIMIENTOS

Quiero agradecer a José Felipe y a Sebastián por la ayuda a la hora de realizar este TFM y los conocimientos aportados. Por otra parte, quiero agradecer a Adeline y a mi familia por el apoyo y en general a cada compañero y a cada profesor que ha aportado su grano de arena para que esto haya sido posible.

RESUMEN

La seguridad dentro de una instalación nuclear es un apartado muy importante ya que se debe implantar, operar y desmantelar de manera que no suponga un peligro ni para los trabajadores, ni para la población, ni para el medioambiente ni para el patrimonio. A pesar de tener un nivel de seguridad muy elevado hay cierto rechazo por parte de la población debido a que consideran que el riesgo es muy alto debido al daño potencial que podría provocar. Tras analizar la fenomenología por la que se han producido los distintos accidentes, ya sean por errores humanos, diseños erróneos de las instalaciones, fallos en los procedimientos o fenómenos externos, se han estudiado como evitar que se vuelvan a reproducir y se ha modificado la configuración de distintos elementos en las instalaciones para evitar que se reproduzcan nuevamente estos accidentes. No obstante, con los accidentes producidos no se ha cubierto toda la casuística necesaria para considerar todos los posibles sucesos que se podría producir en una instalación nuclear. Es por esto por lo que, se recurre a simulaciones mediante códigos termohidráulicos de los distintos accidentes validando los resultados de las simulaciones con instalaciones experimentales que permiten reproducir los sucesos sin ningún tipo de riesgo. Realizando un ejercicio de transparencia total esta información es compartida manteniendo una colaboración internacional con el fin de utilizar la energía nuclear de manera segura.

El estudio de la seguridad dentro de las distintas instalaciones nucleares se basa en el criterio de defensa en profundidad de manera que evite el surgimiento de accidentes y en el caso de producirse no produzca un daño elevado. En general, este estudio se realiza basándose en dos aproximaciones, una que se encarga de estudiar el daño que puede producir cada accidente y otro que estudia la probabilidad de que se pueda producir. Estas aproximaciones son la determinista y la probabilista respectivamente. La aproximación determinista analiza el comportamiento de las variables al producirse un accidente utilizando códigos termohidráulicos y se valida mediante los datos obtenidos en instalaciones experimentales donde se reproduce el accidente de manera experimental sin riesgo para la población. Mientras que, en la aproximación probabilista, se analiza la probabilidad de producirse el accidente teniendo en cuenta la probabilidad de fallo de los distintos componentes y los distintos caminos que puede recorrer el accidente con su probabilidad asociada y las posibles consecuencias.

En este Trabajo de Fin de Máster, mediante el código termohidráulico, se va a realizar un análisis determinista simulando una secuencia accidental, específicamente una rotura en una línea principal de vapor en la instalación experimental PKL. Se ha analizado la validez de los sistemas de seguridad para mitigar el accidente y posteriormente se ha comprobado la validez del código termohidráulico TRACE utilizado comparando el comportamiento de las variables entre los casos simulados y el accidente reproducido en la instalación PKL. Por último, se han analizado distintas configuraciones del modelo simulado para ver si se puede mejorar la diferencia de valores entre los casos simulados y el experimento del accidente. Este análisis de seguridad es importante realizarlo ya que un accidente de este tipo podría provocar un riesgo de fusión del núcleo. Al perder refrigerante en el circuito secundario, se produce un enfriamiento en el circuito primario. Este enfriamiento conlleva una despresurización que favorecerá un cambio de fase del agua en fase líquida en agua en fase vapor perdiendo eficacia en la refrigeración del núcleo y de esta manera se podría producir una fusión del núcleo.

RESUM

La seguretat dins d'una instal·lació nuclear és un apartat molt important ja que s'ha d'implantar, operar i desmantellar de manera que no supose un perill ni per als treballadors, ni per a la població que visca en llocs adjacents o pròxims, ni per al medi ambient o el patrimoni. Malgrat tindre un nivell de seguretat molt elevat hi ha cert rebuig per part de la població pel fet que consideren que el risc és molt gran a causa del dany potencial que pot provocar. Tras analitzar les causes que han produït els diferents accidents ja siguen per mitjà de errors humans, dissenys erronis en les instal·lacions, procediments mal aplicats o fenòmens externs, s'ha estudiat com evitar que es tornen a reproduir i s'ha modificat la configuració de distints sistemes i procediments en les instal·lacions a fi que siguen més segures. No obstant això, amb els accidents produïts no s'ha cobert tota la casuística necessària per a considerar tots els possibles sucesos que es podria produir en una instal·lació nuclear. És per açò pel que, es recorre a simulacions per mitjà de codis termohidràulics dels distints accidents validant els resultats de les simulacions amb instal·lacions experimentals que permeten reproduir els successos sense cap tipus de risc. Realitzant un exercici de transparència total esta informació es compartida mantenint una col·laboració internacional a fi d'utilitzar l'energia nuclear de manera segura.

L'estudi de la seguretat dins de les distintes instal·lacions nuclears es basa en el criteri de defensa en profunditat de manera que s'evite la producció d'accidents i en el cas de produir-se no genere dany. En general, este estudi es realitza aplicant dos aproximacions, una que s'encarrega d'estudiar el dany que pot produir cada accident i un altre que estudia la probabilitat que es pugui produir. Estes aproximacions són la determinista i la probabilista respectivament. L'aproximació determinista analitza el comportament de les variables al produir-se un accident utilitzant codis termohidràulics i es vàlida per mitjà de les dades obtingudes en instal·lacions experimentals on es reproduïx l'accident de manera experimental. Mentres que, en l'aproximació probabilista, s'analitza la probabilitat general de produir-se l'accident tenint en compte la probabilitat de fallada dels distints components.

En este Treball de Fi de Màster, per mitjà del codi termohidràulic, es va a realitzar una anàlisi determinista simulant una seqüència accidental, específicament una ruptura en una línia principal de vapor en la instal·lació experimental PKL. Al perdre refrigerant en el circuit secundari, es dispara el reactor al perdre el principal sumider de calor, produint una baixada de potencia i refredant el primari. Este refredament comporta una despressurització que afavorirà un canvi de fase de l'aigua líquida en aigua en fase vapor perdent eficàcia en la refrigeració del nucli i d'esta manera es podria produir una fusió del nucli. S'ha analitzat la validesa dels sistemes de seguretat per a mitigar l'accident i posteriorment s'ha comprovat la validesa del codi termohidràulic TRACE utilitzat comparant el comportament de les variables entre els casos simulats i l'accident reproduït en la instal·lació PKL. Finalment, s'analitzaran distintes configuracions del model simulat per a veure si es pot millorar la diferència de valors entre els casos simulats i l'experiment de l'accident.

ABSTRACT

Safety within a nuclear facility is a very important aspect, since it must be implemented, operated and dismantled in such a way that it does not pose a danger to the workers, the locals living in adjacent or nearby areas, nor to the environment or heritage. In spite of having a very high level of safety, the locals are hesitant as they consider the risk to be very elevated due to the potential damage it can cause. After analyzing the phenomenology of the different accidents that have occurred to date, whether due to human error, erroneous designs of facilities, failures in procedures or external phenomena, a study has been made of how to prevent their recurrence and the configuration of different systems and procedures in facilities has been modified to prevent the recurrence of these accidents. However, the accidents that have occurred have not covered all the casuistry necessary to consider all the possible events that could occur at a nuclear facility. For this reason, simulations of the different accidents are carried out using thermal-hydraulic codes, validating the results of the simulations with experimental facilities that allow to reproduce accidents without any kind of risk. In an exercise of total transparency information is shared in a spirit of international collaboration for the safe use of nuclear energy.

The study of safety within the different nuclear facilities is based on the in-depth defense criteria in order to avoid the occurrence of accidents and, in the event that they do occur, that they don't cause damage. This study is carried out based on two approaches; Firstly, it examines the damage that each accident can produce and secondly, it looks into the probability of its occurrence. These approaches are deterministic and probabilistic, respectively. The deterministic approach analyzes the behavior of the variables when an accident occurs using thermal-hydraulic codes and is validated by means of data obtained in experimental facilities where the accident is carried out experimentally. Meanwhile, in the probabilistic approach, the general probability of the accident occurring is analyzed taking into account the probability of failure in relation to the different components.

In this Master's Thesis, using a thermohydraulic code, a deterministic analysis will be carried out simulating an accidental sequence. With specific reference to a break in a main steam line with the configuration of the PKL experimental facility. To lose coolant in secondary circuit, steam generator is produced due to losing the main heat sink, producing a drop in power and cooling the primary. This cooling leads to a depressurization that will favor a phase change from liquid phase water to vapor phase water, losing efficiency in core cooling and thus could lead to a core meltdown. The validity of the safety systems to mitigate the accident that has been analyzed and then the validity of the thermohydraulic TRACE code used, which has been checked by comparing the behavior of the variables between the simulated cases and by the accident reproduced in the PKL installation. Finally, the different configurations of the simulated model will be analyzed to see if it is possible to have a smaller difference of values between the simulated cases and the accident experiment.

ÍNDICE

CAPÍTULO 1. INTRODUCCIÓN.....	1
1.1 USO DE LA ENERGÍA NUCLEAR EN EL MUNDO.....	2
1.2 HISTORIA DE LA ENERGÍA NUCLEAR.....	4
1.3 ACCIDENTES NUCLEARES.....	6
1.3.1 ACCIDENTES NUCLEARES MÁS IMPORTANTES.....	6
1.3.2 ESCALA INES.....	8
CAPÍTULO 2. OBJETIVOS.....	12
CAPÍTULO 3. ANÁLISIS DE SEGURIDAD EN REACTORES NUCLEARES.....	13
3.1 SEGURIDAD NUCLEAR.....	13
3.2 ANÁLISIS DETERMINISTAS.....	15
3.3 ANÁLISIS PROBABILISTA.....	17
CAPÍTULO 4. APROXIMACIÓN AL ESTUDIO DE LA SEGURIDAD NUCLEAR MEDIANTE INSTALACIONES EXPERIMENTALES.....	19
4.1 CÓDIGOS TERMOHIDRÁULICOS.....	19
4.2 FUNCIONAMIENTO Y TIPOS DE CENTRALES NUCLEARES.....	20
4.3 DESCRIPCIÓN DE LA INSTALACIÓN EXPERIMENTAL PKL.....	23
CAPÍTULO 5. DESCRIPCIÓN EXPERIMENTO G3.1: PÉRDIDA EN LINEA DE VAPOR PRINCIPAL.....	25
5.1 FASES DEL TEST G3.1.....	25
CAPÍTULO 6. ROTURA EN LINEA DE VAPOR PRINCIPAL EN UN REACTOR PWR.....	31
CAPÍTULO 7. MODELO DE TRACE PARA PKL.....	34
7.1 MODELOS PROPUESTOS.....	39
7.1.1 MODELO DE LA ROTURA.....	40
7.1.2 MODIFICACIÓN CHOKEFLOW OPTIONS.....	40
7.1.3 MODIFICACIÓN PÉRDIDAS EN EL MODELO SEPARADOR Y EN EL MODELO ROTURA DEL SECUNDARIO.....	41
7.1.4 CONTROL VÁLVULA PORVS.....	44
7.1.5 CONFIGURACIÓN GENERADOR DE VAPOR.....	47
7.2 OTRAS MODIFICACIONES.....	53
CAPÍTULO 8. RESULTADOS.....	56
8.1 ANÁLISIS DEL CASO BASE Y LA INFLUENCIA DE LAS PÉRDIDAS EN EL SEPARADOR Y LA ROTURA.....	56
8.2 ANÁLISIS DE LAS MÉTRICAS DEFINIDAS PARA VALORAR LA VALIDEZ DEL MODELO.....	57
8.3 ANÁLISIS DE RESULTADOS.....	63
CAPÍTULO 9. CONCLUSIONES Y TRABAJOS FUTUROS.....	72

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

CAPÍTULO 10. REFERENCIAS.....	74
CAPÍTULO 11. PRESUPUESTO.....	77
11.1 COSTE DE MANO DE OBRA.....	77
11.2 COSTE DE HARDWARE.....	81
11.3 COSTE DE SOFTWARE.....	81
11.4 PRESUPUESTO FINAL.....	82

ÍNCIDE DE FIGURAS.

Ilustración 1. Producción de energía nuclear por países. (IAEA,2020)	2
Ilustración 2. Comparación origen energía entre España y Francia. ElectricityMap	3
Ilustración 3. Ejemplos accidentes nucleares, CSN.....	6
Ilustración 4. Escala INES, CSN	9
Ilustración 5. Criterios de reducción de daño y frecuencia.....	15
Ilustración 6. Diferencias entre el ADS y el APS.....	18
Ilustración 7. Distribución tipo de reactores nucleares, IAEA	21
Ilustración 8. Esquema PWR	22
Ilustración 9. Esquema BWR	22
Ilustración 10. Esquema PKL e imagen generadores de vapor, AREVA	24
Ilustración 11. Comportamiento de la presión en el generador de vapor afectado durante el experimento.....	25
Ilustración 12. Árbol de sucesos de rotura de línea principal de vapor en contención	29
Ilustración 13. Camino a seguir por el experimento.....	32
Ilustración 14. Circuito primario TRACE.....	36
Ilustración 15. Circuito secundario en TRACE	37
Ilustración 16. Modelo de la rotura en el generador de vapor 1 en el circuito secundario	40
Ilustración 17. Pérdidas por fricción en el elemento Tee.....	43
Ilustración 18. Pérdidas por fricción en la rotura.	44
Ilustración 19. Control válvula PORV mediante Check Valve	45
Ilustración 20. Control válvula PORV por tabla.	46
Ilustración 21. Esquema funcionamiento del trip	47
Ilustración 22. Generador de vapor original.	48
Ilustración 23. Generador de vapor con vasija de dos anillos.....	48
Ilustración 24. Configuración Vessel con 3 radios	49
Ilustración 25. Esquema configuraciones GV.....	52
Ilustración 26. Configuraciones de válvulas PORV's	54
Ilustración 27. Influencia pérdidas en el separador.....	56
Ilustración 28. Influencia pérdidas en rotura.	57
Ilustración 29. Comportamiento presiones	64
Ilustración 30. Comportamiento presiones	64
Ilustración 31. Comportamiento presiones	65
Ilustración 32. Comportamiento presiones	66
Ilustración 33. Comportamiento presiones	67
Ilustración 34. Comportamiento caudal másico en la rotura.	68
Ilustración 35. Comportamiento de nivel.	69
Ilustración 36. Temperatura CET.....	70
Ilustración 37. Nivel presionador y vasija.	70

ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 1. Centrales nucleares en España.....	3
Tabla 2. Eventos G3.1	26
Tabla 3. Condiciones iniciales circuito secundario	33
Tabla 4. Elementos en TRACE.....	38
Tabla 5. Modificación Chokeflow	41
Tabla 6. Valores pérdidas por fricción en el separador.	42
Tabla 7. Pérdidas por fricción en la rotura.	43
Tabla 8. Presión y área de apertura.....	45
Tabla 9. Trip.....	46
Tabla 10. Configuraciones del generador de vapor.....	50
Tabla 11. Configuración caída de presión en el circuito secundario	53
Tabla 12. Variación parámetro Chokeflow	54
Tabla 13. Apertura área válvula 773.....	55
Tabla 14. Configuración de simulaciones.....	58
Tabla 15. Variables para evaluar las métricas	59
Tabla 16. Resultados de las métricas.....	60
Tabla 17. Distribución temporal de eventos del proyecto.....	78
Tabla 18. Cuadro de mando de mano de obra	79
Tabla 19. Desglose mano de obra por eventos	79
Tabla 20. Costes de hardware	81
Tabla 21. Coste de software.....	81
Tabla 22. Presupuesto de ejecución por contrata.....	82

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

ACRÓNIMOS.

- ADS : Análisis Determinista de Seguridad.
- AEC : Atomic Energy Commission.
- APS : Análisis Probabilista de Seguridad.
- BWR: Boiling Water Reactor.
- CET : Core Exit Temperature.
- CSN : Consejo de Seguridad Nuclear.
- ECCS : Emergency Core Cooling Systems.
- GV : Generador de Vapor.
- HPIS : High Pressure Injection Systems.
- IAEA : Organismo Internacional de Energía Atómica.
- INES: Escala Internacional de Eventos Nucleares.
- LBLOCA : Large Break Loss Of Coolant Accident.
- LOCA: Loss Of Coolant Accident.
- LPIS : Low Pressure Injection Systems.
- NRC : Nuclear Regulatory Commission.
- ODS : Objetivos de Desarrollo Sostenible.
- OIEA: Organismo Internacional de Energía Atómica.
- PKL: Primärkreislauf.
- PORV : Pressure Operated Relief Valves.
- PWR: Pressurized Water Reactor.
- PRZ : Presionador.
- RCP : Reactor Coolant Pumps.
- RIA : Reactivity Induced Accident.
- RPV : Reactor Pressure Vessel.
- RV : Relief Valve.
- SBLOCA : Small Break Loss Of Coolant Accident.
- SBO : Station Blackout.
- SISC : Sistema Integrado de Supervisión de Centrales Nucleares.
- TRACE: TRAC/RELAP Advanced Computational Engine.

CAPÍTULO 1. INTRODUCCIÓN

La energía nuclear es la energía contenida en el núcleo de un átomo, siendo los átomos las partículas más pequeñas en que se puede dividir un elemento químico manteniendo sus propiedades. En el núcleo de cada átomo hay dos tipos de partículas, protones y neutrones, que se mantienen unidas. Por lo tanto, la energía nuclear es la energía que mantiene unidos neutrones y protones. Esta energía puede ser utilizada para producir electricidad liberando la energía que los mantiene unidos. La liberación de energía se puede realizar mediante dos formas (fusión y fisión nuclear). En la fusión nuclear, la energía se libera cuando los núcleos de los átomos se combinan para formar un núcleo más grande. Así es como el sol produce energía. En la fisión nuclear, la energía se libera al separarse los núcleos formándose núcleos más pequeños. Esta liberación de energía es aprovechada por medio de un refrigerante (fluido transmisor del calor) gracias al cual por medio de generadores de vapor y turbinas entre otros elementos se generará energía eléctrica. Actualmente, las centrales nucleares producen energía utilizando la fisión nuclear.

Esta generación de energía también tiene sus inconvenientes, a pesar de tener una probabilidad muy baja de producirse un accidente, sus efectos pueden tener consecuencias muy graves para la población y el medioambiente. Es por lo que hoy en día la industria nuclear es una de las industrias que más invierte en la seguridad de sus instalaciones. En una instalación nuclear, el daño último que se trata de evitar es la dosis radiológica a las personas, al medio ambiente o al patrimonio. Por tanto, el objetivo básico de la seguridad nuclear es proteger a los individuos y al medio ambiente mediante el establecimiento y mantenimiento de una defensa o protección efectiva contra los riesgos radiológicos existentes en las centrales nucleares. Este objetivo básico se divide en un objetivo de protección radiológica que asegure que en la operación normal la exposición a la radiación dentro de la instalación debida a cualquier vía de escape de material radiactivo sea tan pequeña como sea posible teniendo en cuenta factores económicos, sociales y dentro de los límites establecidos. En caso de accidente se deben establecer medidas mitigadoras de la radiación y un objetivo de seguridad técnica que adopten todas las medidas que sean razonablemente posibles para prevenir los accidentes en centrales nucleares y mitigar sus consecuencias en caso de que ocurran.

La actividad nuclear puede utilizarse en diversos ámbitos, tanto para la obtención de energía como para usos médicos o en diferentes procesos de otras industrias. Para obtener el producto de una actividad nuclear ya sea energía en una central nuclear, un diagnóstico o tratamiento médico hay que asumir un riesgo. El objetivo de la seguridad nuclear es asegurar que este riesgo sea lo mínimo posible teniendo en cuenta que en un accidente nuclear pueden producirse consecuencias importantes como muertes por síndrome de radiación aguda o aumentos de tumores y cánceres en la población cercana al lugar del accidente. Debido a estas posibles consecuencias en caso de accidente la seguridad nuclear adquiere una importancia muy elevada en la industria nuclear.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

1.1 USO DE LA ENERGÍA NUCLEAR EN EL MUNDO

Según el Organismo Internacional de Energía Atómica (Organismo Internacional de Energía Atómica [IAEA], s.f.) en 2019 el número de reactores operando en el mundo fue de 456 con una potencia eléctrica instalada de 402GW. En la ilustración 1 se observa como los países que más producen energía nuclear son Estados Unidos de América, Francia y China. Francia con 58 reactores operativos es el país con más unidades nucleares de la Unión Europea siendo el país más dependiente de la energía nuclear ya que más del 70% de la energía eléctrica proviene de centrales nucleares mientras que en España 7 reactores nucleares en cinco emplazamientos suministran sobre el 20% de la electricidad consumida en el país. Las centrales nucleares garantizan el suministro eléctrico siendo una fuente estable que no depende de factores meteorológicos externos.

Gracias a la herramienta electricityMap (ElectricityMap, s.f.) se puede comparar en la ilustración 2 la distribución de la producción de electricidad entre Francia y España observándose las diferencias mencionadas anteriormente. Mientras la tendencia en muchos países europeos es reducir el uso de la energía nuclear en los próximos años como Francia antes de las elecciones presidenciales de 2017, cuya previsión para 2035 era reducir del 70% al 50 % la cantidad de energía eléctrica que proviene de sus centrales nucleares. Es decir, el origen de la energía que se iba a instalar en un futuro iba a provenir de tecnologías renovables. Aunque la idea del presidente Emmanuel Macron era reducir la cantidad de energía proveniente de las centrales nucleares, en 2022 ha consolidado su apuesta por las centrales nucleares construyendo seis reactores nucleares de nueva generación (EPR2) (Ayuso, 2022). Países como China o India están apostando en el uso de la energía nuclear. China con 48 reactores en pleno funcionamiento se ha convertido en el país productor de energía nucleoelectrónica que más rápido está creciendo en el mundo habiendo multiplicado por diez el número de reactores en funcionamiento

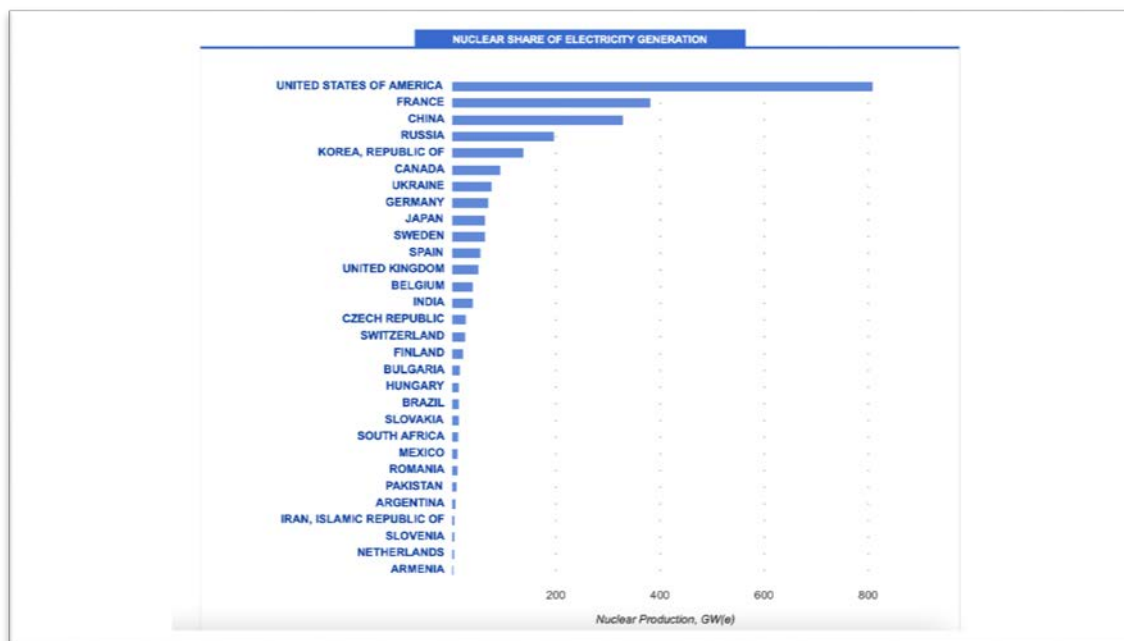


Ilustración 1. Producción de energía nuclear por países. (IAEA,2020)

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

desde el año 2000. Siendo un país que a pesar de producir energía nuclear también está investigando en la obtención de energía nuclear utilizando la fusión en vez de la tradicional fisión poniendo en marcha un reactor llamado HL-2M Tokamak ubicado en la ciudad de Chengdu, capital de la provincia de Sichuan. Este reactor es capaz de generar temperaturas de 150.000.000°C. (Serrano, 2020)

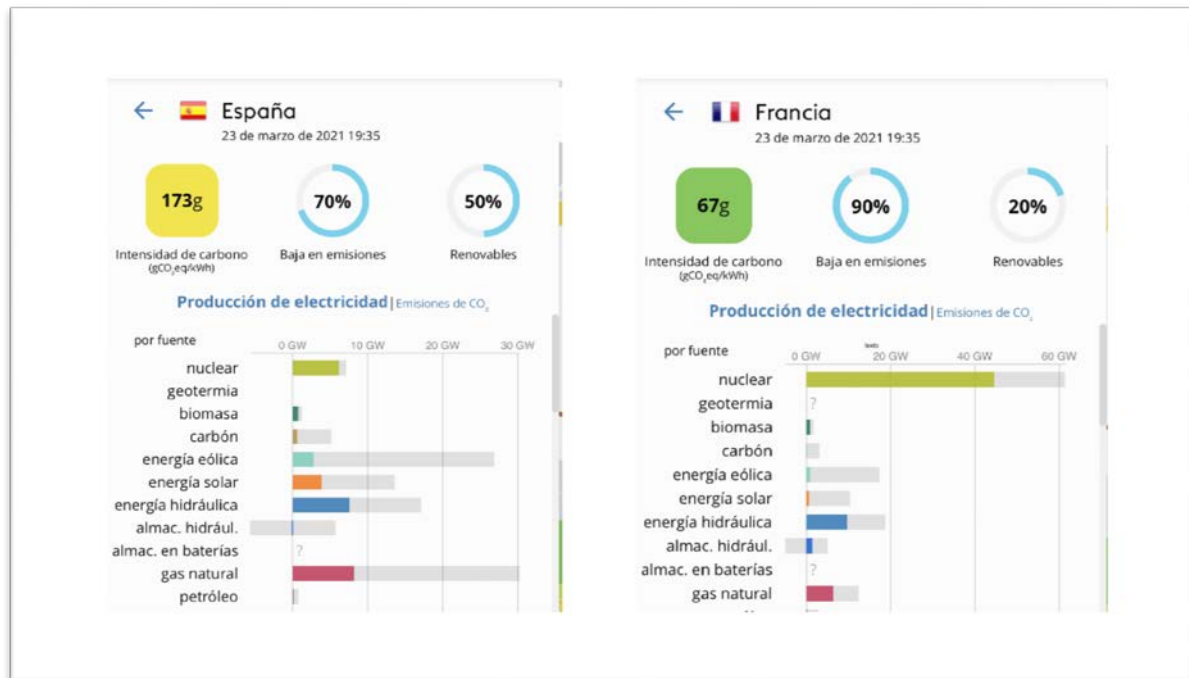


Ilustración 2. Comparación origen energía entre España y Francia. ElectricityMap.

En España como se ha comentado anteriormente se encuentran en funcionamiento 5 centrales nucleares, situadas en 5 emplazamientos (Cáceres, Tarragona, Valencia y Guadalajara) con una potencia eléctrica de 7.398,77MW, 2 de las centrales tienen 2 reactores cada una (Almaraz y Ascó). Con lo que en total suman 7 reactores. Salvo el reactor nuclear de Cofrentes que es un reactor del tipo BWR el resto son reactores nucleares PWR, posteriormente en el capítulo 4 se desarrollará las diferencias entre estos dos tipos de reactores, en la siguiente tabla se pueden ver en los distintos tipos de reactores el emplazamiento, potencia eléctrica, tipo de reactor y año de inicio de explotación comercial.

Tabla 1. Centrales nucleares en España.

REACTOR	EMPLAZAMIENTO	POTENCIA ELÉCTRICA(MW)	TIPO	AÑO INICIO EXPLOTACIÓN COMERCIAL
Almaraz I	Almaraz Cáceres	1.049,40	PWR	1983
Almaraz II	Almaraz Cáceres	1.044,50	PWR	1984
Ascó I	Ascó Tarragona	1.032,50	PWR	1984
Ascó II	Ascó Tarragona	1.027,21	PWR	1986

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

REACTOR	EMPLAZAMIENTO	POTENCIA ELÉCTRICA(MW)	TIPO	AÑO INICIO EXPLOTACIÓN COMERCIAL
Cofrentes	Cofrentes Valencia	1.092,02	BWR	1985
Vandellós II	Vandellós i L'Hospitalet del Infant Tarragona	1.087,14	PWR	1988
Trillo	Trillo Guadalajara	1.066,00	PWR	1988

1.2 HISTORIA DE LA ENERGÍA NUCLEAR

Para explicar la historia de la energía nuclear habría que distinguir tres grandes etapas. La primera, la de estudios científicos físicos y químicos de los elementos. La segunda, el desarrollo de la bomba nuclear durante la Segunda Guerra Mundial y la tercera, la utilización de la energía nuclear en el ámbito civil (Planas, 2011).

El primer periodo engloba el periodo desde que los primeros filósofos griegos empezaron a definir los átomos hasta el desarrollo de la primera bomba nuclear. En este tiempo se descubre la presencia de los electrones, neutrones y protones. También se establecen las primeras teorías atómicas y se descubre la radiactividad. Entre los descubrimientos más importantes se destacan los siguientes:

- Demócrito de Abdera, filósofo griego, fue el primero de la historia en dar una definición de átomo como la parte más pequeña constituyente de materia.
- Antoine-Henri Becquerel descubre la radioactividad natural de forma casual en 1896.
- Max Plank expuso en diciembre de 1900 el descubrimiento de una constante fundamental, constante de Planck, usada para calcular la energía de un fotón.
- Albert Einstein propone en 1905 la teoría de la relatividad con su famosa ecuación $E = mc^2$, donde m corresponde a la masa y c a la velocidad de la luz.
- Rutherford propone su modelo atómico en 1912. Según este modelo el núcleo de un átomo se encuentra cargado positivamente mientras unas partículas con cargas negativas orbitan a su alrededor.
- El modelo atómico Böh es propuesto por el físico danés Niels Bhör en 1913 donde se descubre que el átomo es divisible abriendo las puertas a ciertas manifestaciones energéticas y a la energía nuclear.
- En 1932 James Chadwick descubre el neutrón, partícula con características ideales para provocar reacciones nucleares.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

- Frédéric Joliot e Irene Curie descubren la radiactividad artificial. Fueron galardonados con el Premio Nobel de Química en 1935 por sus trabajos en la síntesis de nuevos elementos radiactivos.

El segundo periodo está marcado por el uso de la energía nuclear como arma. En 1938 se descubre la fisión nuclear gracias a un equipo de investigadores alemanes formado por Otto Hahn, Fritz Straßman, Otto Frisch y Lisa Meitner. Este descubrimiento se produce un año antes de la Segunda Guerra Mundial. Tras encontrar un elemento atómico intermedio en una muestra de uranio bombardeado con neutrones pudieron deducir que, al bombardear uranio con neutrones, el uranio capturaba un neutrón y se dividía en dos fragmentos. Además, la reacción emitía una gran cantidad de energía. Esta reacción se utiliza actualmente en todas las centrales nucleares para producir electricidad.

Tras estos descubrimientos el presidente de Estados Unidos de América alertado por Albert Einstein inició El Proyecto Manhattan con la colaboración de Canadá y Reino Unido. Este proyecto concluyó con el desarrollo de la bomba atómica. En 1945 se llevó a cabo la primera prueba de la bomba atómica de plutonio en el desierto de Alamogordo, Nuevo México, siendo un éxito. Las bombas atómicas de plutonio y uranio llamadas Little Boy y Fat Man respectivamente se utilizaron en Hiroshima y Nagasaki provocando la rendición de Japón y el fin de la Segunda Guerra Mundial. El 6 de agosto de 1945 el bombardero B-29 Superfortress bautizado con el nombre de la madre del piloto Enola Gay lanzó sobre Hiroshima la bomba atómica de plutonio Little Boy, tres días después otro bombardero B-29 bautizado como Bockscar arrojó la bomba atómica de uranio Fat Man sobre la ciudad japonesa de Nagasaki. Los cálculos más conservadores indican que unas 110.000 personas habrían muerto en ambas ciudades, aunque otros estudios indican que podrían haber sido más de 210.000. Con el tiempo algunas personas desarrollaron cataratas y tumores malignos. Los casos de leucemia aumentaron drásticamente en los 5 años posteriores entre los habitantes de Hiroshima y Nagasaki. Diez años después del ataque atómico a las dos ciudades japonesas la tasa de cánceres de tiroides, seno y pulmón era muy superior a la normal (Martins, 2019).

Después de la Segunda Guerra Mundial, Norteamérica ostentaba la supremacía bélica debido a su potencial atómico. En 1946, Estados Unidos presentó un plan a las Naciones Unidas donde propuso ceder información acerca de su potencial atómico a cambio de un control e inspección internacional. La antigua Unión Soviética se opuso y desarrolló la bomba H cuya potencia era 700 veces mayor que las lanzadas en Hiroshima y Nagasaki. Este segundo periodo concluye con una serie de conferencias internacionales de carácter técnico sobre los usos pacíficos de la energía nuclear.

El tercer periodo marcado por el uso de la energía nuclear para producir electricidad comenzó con el programa "Atoms for Peace" expuesto por el presidente americano Eisenhower en las Naciones Unidas liberándose una serie de conocimientos científicos y tecnológicos que permitieron la posterior explotación comercial de la energía nuclear, Eisenhower quería especialmente dar a conocer los conocimientos, medios materiales y combustibles nucleares. Reino Unido y la antigua Unión Soviética había empezado ya sus investigaciones para utilizar la energía nuclear en la producción de energía eléctrica. En este periodo también se favoreció la creación de organismos reguladores. En 1972

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

entraría en vigor el Tratado de no Proliferación Nuclear por Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA) basado en tres principios que son el desarme, la no proliferación y el uso pacífico de la energía nuclear.

1.3 ACCIDENTES NUCLEARES

La energía eléctrica proveniente de la energía nuclear es una fuente de energía limpia y estable, a pesar de una baja incidencia probabilística de ocurrencia de accidentes conlleva un riesgo elevado ya que sus consecuencias pueden ser muy graves. En este apartado se van a describir los accidentes nucleares más importantes de la historia y la Escala Internacional de Eventos Nucleares propuesto por el OIEA en 1990 inicialmente propuesto para clasificar sucesos en centrales nucleares, aunque posteriormente se amplió y adaptó para todas las instalaciones asociadas a la industria nuclear civil (IAEA, s.f.).

1.3.1 ACCIDENTES NUCLEARES MÁS IMPORTANTES

A continuación, se va a desarrollar los motivos y consecuencias de los principales accidentes nucleares. En la historia de la energía nuclear ha habido numerosos incidentes, las causas han sido muy diversas, desde errores en los procedimientos hasta fenómenos meteorológicos pasando por un mal diseño de la central. Los sucesos totales en las instalaciones nucleares españolas han sido de 27 hasta la fecha en que se ha realizado este Trabajo de Fin de Máster, salvo los incidentes ocurridos en la de central nuclear de Vandellós en 1989 catalogado con un nivel 3 y el de la central de Trillo en 1992 catalogado

Ejemplos de sucesos en instalaciones nucleares

Nivel	Personas y medio ambiente	Barreras y controles radiológicos	Defensa en profundidad
7	Chernóbil, 1986 - Efectos generalizados en la salud y el medio ambiente. Liberación enorme de una fracción considerable del inventario del núcleo del reactor.		
6	Kyshtym (Rusia) 1957- Liberación considerable de materiales radiactivos en el medio ambiente provocada por la explosión de un tanque de residuos de alta actividad.		
5	Windscale Pile (Reino Unido) 1957- Liberación de materiales radiactivos al medio ambiente a raíz de un incendio en un núcleo de reactor.	Three Mile Island (EE.UU.) 1979- Daño grave en el núcleo del reactor.	
4	Tokaimura (Japón) 1999 - Sobreexposición letal de trabajadores como consecuencia de un suceso de criticidad en una instalación nuclear.	Saint Laurent des Eaux (Francia) 1980 - Fusión de un canal de combustible en el reactor, sin liberación fuera del emplazamiento.	
3	No se conocen ejemplos.	Sellafield (Reino Unido) 2006 - Liberación de grandes cantidades de materiales radiactivos contenidos dentro de la instalación.	Vandellós (España) 1989 - Cuasi accidente provocado por un incendio que destruyó los sistemas de seguridad en la central nucleoelectrónica.
2	Atucha (Argentina) 2005 - Sobreexposición de un trabajador en un reactor de potencia, por encima del límite anual.	Gadarache (Francia) 1993 - Dispersión de la contaminación en una zona no prevista en el diseño.	Forsmark (Suecia) 2006 - Deterioro de las funciones de seguridad por fallo debido a causa común en el sistema de suministro eléctrico de emergencia en una central nucleoelectrónica.
1			Violación de los límites operacionales en una instalación nuclear.

Ejemplos de sucesos relacionados con fuentes de radiación y su transporte

Nivel	Personas y medio ambiente	Defensa en profundidad
7		
6		
5	Goiania (Brasil) 1987 - Cuatro personas murieron y seis recibieron dosis de unos pocos Gy emitidas por una fuente de Cs-137 abandonada y rota de radiactividad alta.	
4	Fleurus (Bélgica) 2006 - Graves efectos en la salud de un trabajador en una instalación comercial de irradiación como resultado de la exposición a dosis altas de radiación.	
3	Yanango (Perú) 1999 - Incidente con una fuente de radiografía que provocó graves quemaduras por radiación.	Ikitelli (Turquía) 1999 - Pérdida de una fuente de Co-60 de radiación alta.
2	Estados Unidos, 2005 - Sobreexposición de radiógrafo al superar el límite anual establecido para los trabajadores expuestos a radiación.	Francia, 1995 - Fallo en los sistemas de control de acceso a la instalación de acelerador.
1		Robo de un calibrador de humedad/densidad.

Ilustración 3. Ejemplos accidentes nucleares, CSN.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

con un nivel 2, el resto ha sido clasificado con nivel 1. A continuación, se van a desarrollar cronológicamente los principales accidentes nucleares en el mundo.

- **Accidente de Kyshtym:** con una magnitud de nivel 6 en la escala INES en septiembre de 1957 en Rusia se produjo una contaminación radiológica desde el río Ob hasta el océano Ártico ocasionado en una planta de producción de plutonio para armas y combustible nuclear (Accidente de Kyshtym, s.f.).
- **Accidente de Windscale:** en octubre de 1957 en una instalación nuclear ubicada en el norte de Inglaterra destinada a fines militares se emitieron al exterior una gran cantidad de productos radiactivos. Este incidente se clasificó con un nivel 5 (Incendio de Windscale, s.f.).
- **Accidente de Three Mile Island:** un fallo en el circuito secundario de la central situada en la isla ubicada en el río Susquehanna en el estado de Pensilvania, Estados Unidos, durante el 28 de marzo de 1979 provocó una serie de fallos humanos y mecánicos que produjeron un aumento de la temperatura y la presión del núcleo como consecuencia causando una fusión parcial del núcleo. Como consecuencia se realizó una emisión de productos radiactivos a la atmósfera (entre 2.5 y 15 millones de Curios). Oficialmente no hubo ningún fallecido ni durante el accidente ni ha habido desde entonces un aumento significativo en las tasas de cánceres en las zonas próximas a la central nuclear. No obstante, asociaciones como Greenpeace defienden lo contrario. El accidente fue catalogado con un nivel 5 según la escala internacional INES (Accidente de Three Mile Island, s.f.).
- **Accidente de Chernobyl:** accidente producido en abril de 1986 en la central nuclear Vladimir Ilich Lenin, ubicado en el norte de Ucrania, perteneciendo a la Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas. Catalogado con el nivel más alto, el 7, según la escala INES. Tras una combinación de un mal diseño de la central, una falta de recinto de contención junto con los errores producidos por los operarios de la central, desactivando varios sistemas de seguridad para realizar un experimento, se produjo el peor accidente nuclear de la historia. Según las autoridades soviéticas el número oficial de fallecidos fue de 31 mientras que la ONU estima en un informe realizado en 2005 que fueron 50 muertes atribuidas directamente al accidente. Además, el mismo informe indica que la contaminación provocada por el accidente ha causado alrededor de 4000 casos de cáncer de tiroides en personas que eran niños o adolescentes en el momento del accidente (Accidente de Chernóbil, s.f.).
- **Accidente de Goiânia:** Tras el robo de una fuente radiactiva médica en desuso de un hospital abandonado en Goiânia, Brasil, se produjeron 5 muertes y 249 personas heridas a causa del envenenamiento por radiación, debido a la manipulación de la fuente radiactiva por varias personas. Este accidente obtuvo una magnitud de 5 en la escala INES (Accidente radiológico de Goiânia, s.f.).
- **Accidente de Fukushima:** en marzo de 2011 se produjo un accidente en Fukushima, Japón, catalogado con un nivel 7 según la escala INES. Tras la detección de un terremoto de magnitud 9.0 según la escala sismológica de momento se apagaron en los reactores activos automáticamente sus reacciones de fisión. Debido a problemas en la red eléctrica el suministro de electricidad falló provocando que tuvieran que funcionar los generadores diésel automáticamente. Posteriormente, un tsunami producido por el terremoto superó la barrera de contención destruyendo los generadores diésel. Tras sufrir

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

una pérdida accidental de refrigerante (LOCA: Loss Of Coolant Accident) la central nuclear sufrió tres fusiones de núcleo, tres explosiones de hidrógeno y la liberación de contaminación radiactiva. Se atribuye solo un muerto a este accidente (Accidente nuclear de Fukushima I, s.f.).

Tras estos accidentes se puede llegar a las siguientes conclusiones:

- la elevada importancia acerca de la transparencia en los fallos que han provocado los accidentes ya que se pueden implementar mejoras de seguridad que eviten que se produzca nuevos accidentes.
- De los accidentes de Chernobyl y Three Mile Island se entendió con que era necesario un entrenamiento y una mejor preparación de los operarios además de exigir un mayor nivel de estudios.
- Del accidente de Chernobyl también se mostró evidente la necesidad que los reactores nucleares se encontrasen dentro de un edificio de contención.
- Tras el accidente de Fukushima se han instalado los generadores diésel en las partes superiores de las centrales con el fin de evitar riesgos de inundación. Para reducir riesgos se han implementado sistemas de seguridad activos innovadores y sistemas de seguridad pasivos que permiten refrigerar el núcleo sin necesidad de un suministro eléctrico o que puedan ser afectados por errores humanos.

1.3.2 ESCALA INES

Para terminar, se va a describir la Escala Internacional de Eventos Nucleares (INES) que fue presentada por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) para permitir la comunicación sin falta de información de seguridad en caso de accidente y facilitar el conocimiento de los medios de comunicación y la población de su importancia en materia de seguridad. La escala INES indica la importancia de los sucesos que abarcan el uso industrial y médico de fuentes de radiación, la explotación de instalaciones nucleares y el transporte de materiales radiactivos. Esta escala se aplicó a partir de 1990 para clasificar los sucesos ocurridos en centrales nucleares y posteriormente se amplió y adaptó para aplicarse a toda industria nuclear civil, transporte, almacenamiento y uso de fuentes y materiales radiactivos.

Los sucesos se clasifican en 7 niveles, el nivel 0 denominado desviaciones, del nivel 1 al nivel 3 se denominan incidentes y del nivel 4 al nivel 7 accidentes. Cada ascenso de nivel en la escala indica que la gravedad de los sucesos es diez veces superior aproximándose a una escala logarítmica. Los accidentes e incidentes se clasifican por referencias a las siguientes tres áreas de impacto:

- **Las personas y el medio ambiente**, Refiriéndose a la dosis de radiación en personas situadas cerca del lugar donde ocurre un suceso y a la liberación no prevista, en un área amplia, de materiales radiactivos fuera de una instalación.
- **Barreras y controles radiológicos**, abarca sucesos que no tienen impacto directo en las personas y el medio ambiente y se refiere únicamente al interior de grandes instalaciones.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

Niveles altos de radiación no previstos y liberación de cantidades considerables de materiales radiactivos confinados en las instalaciones.

- **Defensa en profundidad**, abarca sucesos que no afectan a las personas ni al medio ambiente, pero en cuyo caso el conjunto de medidas establecidas para prevenir accidentes no funciona conforme lo previsto.

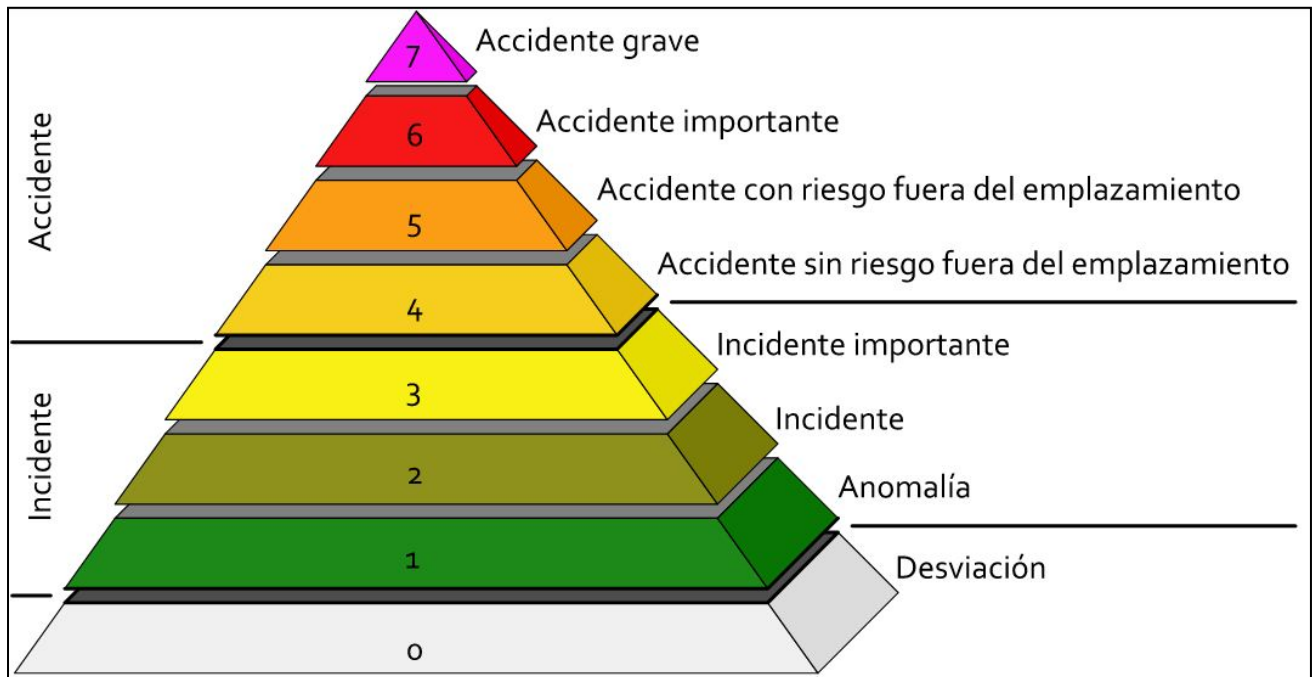


Ilustración 4. Escala INES, CSN.

Los niveles de la escala INES son los siguientes:

- Nivel 0. **Desviación**: la planta se mueve de su punto de funcionamiento debido a circunstancias ajenas a la seguridad del reactor.

- Nivel 1. **Anomalía**.

c) Sobreexposición de una persona del público por encima de los límites anuales reglamentarios, problemas menores en componentes de seguridad con importantes medidas de defensa en profundidad pendientes de aplicación o pérdida o robo de fuentes radiactivas de dispositivos o de embalaje para el transporte de actividad baja.

- **Nivel 2. Incidente.**
 - a) Exposición de una persona del público por encima de 10 mSv o exposición de un trabajador por encima de los límites anuales reglamentarios.
 - b) Niveles de radiación superiores a 50 mSv/h en una zona de operación o contaminación importante dentro de una instalación en una zona no prevista en el diseño.
 - c) Fallos importantes en las disposiciones de seguridad, aunque sin consecuencias reales, hallazgo de una fuente sellada huérfana, de un dispositivo o de un embalaje para el transporte de radiactividad alta, con indicación de las disposiciones de seguridad, sin que haya habido menoscabo o embalaje inadecuado de una fuente sellada de radiactividad alta.

- **Nivel 3. Incidente importante.**
 - a) Exposición diez veces superior al límite anual establecido para la exposición de los trabajadores o efecto no letal de la radiación en la salud (por ejemplo, quemaduras).
 - b) Tasas de exposición superiores a 1 Sv/h en una zona de operación o contaminación grave en una zona no prevista en el diseño, con escasa probabilidad de exposición importante del público.
 - c) Cuasi accidente en una central nucleoelectrica sin disposiciones de seguridad pendientes de aplicación, pérdida o robo de fuentes selladas de radiactividad alta o entrega equivocada de fuentes selladas de radiactividad alta sin que existan procedimientos adecuados para manipularlas.

- **Nivel 4. Accidente con consecuencias de alcance local.**
 - a) Liberación menor de materiales radiactivos, con escasa probabilidad de tener que aplicar las contramedidas previstas, salvo los controles locales de alimentos o al menos una defunción por radiación.
 - b) Fusión de combustible o daño al combustible, que provoca una liberación superior al 0,1% del inventario del núcleo o liberación de cantidades considerables de materiales radiactivos dentro de una instalación, con alta probabilidad de importante exposición del público.

- **Nivel 5. Accidente con consecuencias de mayor alcance.**
 - a) Liberación limitada de materiales radiactivos, que probablemente requiere la aplicación de algunas de las contramedidas previstas o varias defunciones por radiación.
 - b) Daños graves en el núcleo del reactor o liberación de grandes cantidades de materiales radiactivos dentro de una instalación, con alta probabilidad de exposición del público; provocada posiblemente por un incendio o un accidente de criticidad grave.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

- Nivel 6. **Accidente importante.**

- a) Liberación importante de materiales radiactivos, que probablemente requiere la aplicación de las contramedidas previstas.

- Nivel 7. **Accidente grave.**

- a) Liberación grave de materiales radiactivos con amplios efectos en la salud y el medio ambiente, que requiere la aplicación y prolongación de las contramedidas previstas.

Cabe destacar que en la definición anterior de cada nivel de accidentes los apartados “a” hacen referencia a accidentes que afectan a las personas y el medio ambiente, los apartados “b” hacen referencia a accidentes que afectan a barreras y controles radiológicos y los apartados “c” hacen referencia a accidentes que afectan a la defensa en profundidad. En la ilustración 5 se puede ver ejemplos de sucesos tanto en instalaciones reales como sucesos relacionados con fuentes de radiación y su transporte.

Hay que tener en cuenta que a partir del estudio de los accidentes se mejora la seguridad tanto de centrales nucleares como otras instalaciones industriales que hagan uso de la energía nuclear. Sin embargo, no se han producido accidentes suficientes para cubrir los diferentes casos a estudiar, es por esto por lo que es indispensable recurrir a simulaciones en instalaciones experimentales y simulaciones usando códigos termohidráulicos y este es el objetivo principal de este estudio.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

CAPÍTULO 2. OBJETIVOS.

A nivel específico los objetivos generales de este trabajo son los siguientes:

- Modelizar la instalación experimental PKL utilizando el código termohidráulico TRACE y la interfaz gráfica SNAP.
- Simular la secuencia accidental de rotura de vapor principal y analizar las medidas de seguridad propuestas para mitigar el accidente.
- Comprobar el comportamiento de las variables de seguridad marcadas por el experimento del accidente realizado en la instalación experimental PKL, de manera que se pueda predecir el comportamiento de estas mismas variables al realizar la simulación al trasladar en la aplicación a planta y simular si las medidas son válidas para el mismo accidente en una central nuclear convencional.
- Analizar las diferencias entre el experimento realizado en PKL y los casos simulados con los códigos termohidráulicos.

Además, En 2015, la ONU aprobó la Agenda 2030 sobre el Desarrollo Sostenible, una oportunidad para que los países emprendan un cambio con el fin de mejorar la vida de cada individuo. Esta agenda cuenta con 17 Objetivos de Desarrollo Sostenible (ODS) que van desde la eliminación de la pobreza hasta el diseño de nuestras ciudades incluyendo entre otros el combate contra el cambio climático. En este Trabajo de Fin de Máster se podría enmarcar dentro de los siguientes Objetivos de Desarrollo Sostenible:

- **Objetivo 4: educación de calidad**, donde se incluye la educación y formación de ingenieros y trabajadores altamente cualificados.
- **Objetivo 7: energía asequible y no contaminante**, la energía nuclear produce un suministro confiable, asequible y bajo en emisiones de carbono, a pesar de producir residuos radiactivos estos son tratados y almacenados en instalaciones seguras.
- **Objetivo 8: trabajo decente y crecimiento económico**, este TFM trata sobre la seguridad ante un accidente en una central nuclear contribuyendo a crear instalaciones seguras tanto para los trabajadores como para las poblaciones adyacentes.
- **Objetivo 9: industria, innovación e infraestructuras**, los estudios de seguridad como el realizado en este TFM pueden ser utilizados dentro de las centrales de nueva generación e introducidos dentro de centrales nucleares ya en funcionamiento.
- **Objetivo 13: acción por el clima**, el uso de centrales nucleares seguras para obtener el suministro necesario de electricidad ayuda a reducir la emisión de gases de efecto invernadero en la atmósfera (CO₂) ayudando a frenar el cambio climático.
- **Objetivo 17: alianzas para lograr objetivos**, favoreciendo una asociación mundial sólida, cooperación y compartiendo información con el fin de tener centrales o instalaciones nucleares más seguras entre otros aspectos.

CAPÍTULO 3. ANÁLISIS DE SEGURIDAD EN REACTORES NUCLEARES.

La energía nuclear puede provocar graves consecuencias como se ha podido comprobar cuando se ha utilizado en conflictos bélicos o cuando se han producido accidentes como en Chernobyl. Sin embargo, se puede considerar limpia durante su generación (la mayoría de las centrales nucleares emiten solo vapor de agua), la generación de energía nuclear es barata, gracias al gran poder de la energético una sola central puede generar una enorme cantidad de energía, casi inagotable pues muchos expertos consideran que se debería clasificar como renovables (con las reservas de uranio disponibles se podría producir la misma energía durante miles de años) y su producción es constante. Por lo tanto, es muy importante que para aprovechar todos los beneficios de la energía nuclear implantando una cantidad elevada de sistemas activos y pasivos de seguridad que minimicen la probabilidad de sufrir un accidente o el daño en caso de sufrir alguno. Ante todo, el daño último que se trata de evitar es la dosis radiológica a las personas, tanto trabajadores como público, al medio ambiente o al patrimonio. En este capítulo se va a tratar inicialmente los conceptos básicos acerca de la seguridad nuclear, se profundizará en los análisis deterministas y por último se explicarán los conceptos básicos de los análisis probabilistas.

3.1 SEGURIDAD NUCLEAR

La seguridad nuclear es la rama de la tecnología nuclear que tiene como objetivo emplazar, diseñar, construir, operar y desmantelar las instalaciones nucleares de forma que las mismas no constituyan un riesgo inasumible para el individuo y para el conjunto de la población. El concepto de seguridad en profundidad (defense in depth), tal y como se entiende y se aplica a los reactores nucleares tiene dos objetivos claros:

- Minimizar la probabilidad de que se produzca un accidente.
- Si se llega a producir un accidente minimizar las consecuencias de este.

El principio de defensa en profundidad consiste en la interposición de barreras de protección tanto físicas como organizativas para asegurar que, si ocurre un fallo, hay otro nivel posterior. Dentro de las barreras físicas, en la primera barrera se encuentran la propia matriz cerámica de las pastillas de combustible y las vainas de los elementos combustibles, la segunda barrera la constituye la envuelta a presión del circuito refrigerante primario y la tercera es el edificio de contención y sus sistemas de aislamiento. Mientras que, dentro de las barreras organizativas se encuentran la asignación y definición de funciones y responsabilidades en todas las actividades relacionadas con la seguridad, realización de las actividades siguiendo procedimientos aprobados, revisiones y verificaciones independientes, registros de calidad en todas las actividades de seguridad y la obligación de conservación de estos y, por último, cultura de seguridad en todo el personal.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

Para cumplir el objetivo de minimizar el riesgo en cualquier momento de operación de las centrales nucleares es importante adoptar las medidas adecuadas tanto en el emplazamiento, en la operación y en el diseño. Es importante diseñar las centrales nucleares aplicando principios de seguridad inherentes, estos principios evitan que se produzcan ciertos tipos de accidentes. Por ejemplo, diseñar el núcleo del reactor de manera que su coeficiente de potencia total sea negativo. De esta forma, si por alguna razón la potencia del reactor empieza a aumentar, se producirá una realimentación instantáneamente que se opondrá a este aumento favoreciendo una disminución de potencia. Para analizar la seguridad tanto en el diseño como en la operación de las centrales nucleares se realizarán análisis deterministas y probabilistas que indicarán el daño que se puede producir y la probabilidad con la que determinado accidente puede aparecer.

Un reactor nuclear está protegido por barreras administrativas múltiples, entre las que se encuentran la responsabilidad primordial del titular, las funciones del gobierno, la supervisión de un organismo regulador y la vigilancia internacional. El organismo regulador en España es el CSN, único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Para realizar su función de vigilancia ha implementado el SISC, Sistema Integrado de Supervisión de Centrales Nucleares, mediante el cual:

- Permite concentrar la vigilancia en las áreas de mayor riesgo potencial.
- Incrementar la transparencia del proceso de supervisión.
- Dar respuesta a los objetivos estratégicos del CSN.

Tanto el CSN como los titulares de las centrales nucleares utilizan el SISC como herramienta para supervisar el funcionamiento y establecer acciones correctoras en función de los resultados obtenidos en la vigilancia. La vigilancia se centra en tres áreas estratégicas que son el área de la seguridad nuclear, el área de protección radiológica y el área de seguridad física. Dentro del área de seguridad nuclear, se definen cuatro pilares que coinciden con la iniciación y el desarrollo de accidentes. Estos cuatro pilares son los siguientes:

- 1) Prevención de sucesos iniciadores.
- 2) Disponibilidad de los sistemas de protección y mitigación.
- 3) Mantenimiento de la integridad de las barreras de contención.
- 4) Preparación para emergencias radiológicas.

Para conseguir el objetivo de seguridad se ha optado por aplicar el concepto de defensa en profundidad (seguridad a ultranza, Defense in Depth). Este concepto se basa en una estrategia de protección en la que se introducen múltiples niveles de seguridad para reducir la probabilidad de producir daños en el exterior de la central y, en el peor de los casos, minimizar el impacto. Las estrategias de defensa se basan en:

- Mitigar el daño que pueda generar un accidente.
- Reducir la frecuencia de aparición de accidentes.

Los principios para mitigar el daño y la frecuencia se resumen en la ilustración 5.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

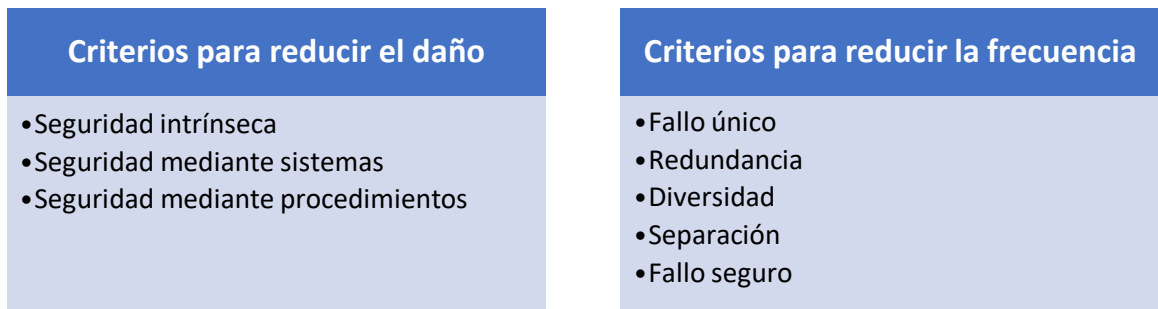


Ilustración 5. Criterios de reducción de daño y frecuencia.

Los métodos de evaluación y análisis de seguridad se basan en dos tipos de análisis. Estos son los análisis deterministas y los análisis probabilistas. Conservando el concepto de defensa en profundidad y la teoría de barreras físicas, se encontró preciso conocer la probabilidad de ocurrencia de los accidentes y estimar las consecuencias de estos. A continuación, en los dos siguientes apartados, se van a explicar los dos distintos tipos de análisis que existen y se han mencionado anteriormente. El análisis determinista y el probabilista.

3.2 ANÁLISIS DETERMINISTAS

El análisis determinista se basa aplicando una aproximación determinista. Este tipo de análisis nació en 1957, tras un encargo a un grupo de científicos y tecnólogos nucleares por la Atomic Energy Commission (AEC) de Estados Unidos para que estimasen si los riesgos de escapes radiactivos podían ser cuantificados. Tras realizar el estudio llegaron a la conclusión que podían cuantificar los daños, pero no la probabilidad.

La aproximación determinista está basada en la aceptación de un conjunto de accidentes hipotéticos, cuya ocurrencia constituye la base del diseño. Aplicando un conjunto de regulaciones, requisitos, códigos, normas, guías, límites y condiciones, que son concretados y definidos en los procesos de autorización de las distintas fases del proyecto (estudio del emplazamiento, diseño y construcción, operación y desmantelamiento). En esta aproximación se asume que puedan ocurrir un conjunto de situaciones, denominados accidentes base de diseño, que serán superados sin consecuencias gracias a los procedimientos previamente establecidos y teniendo en cuenta las salvaguardias tecnológicas. Para comprobar que las medidas de seguridad pueden tener éxito para cada caso, dado un suceso iniciador concreto y una central, se estudia el comportamiento termohidráulico y neutrónico. Tras esto se analizan las consecuencias del accidente y se evalúa el nivel de seguridad de la central. Los experimentos del análisis determinista incluyen cuatro tipos distintos de pruebas, pruebas básicas, pruebas de efectos separados, pruebas de efectos integrados y pruebas a nivel de la central nuclear y transitorios operacionales. Las pruebas básicas corresponden a casos sencillos, pueden estar o no relacionados con una central nuclear. Las pruebas de efectos separados se centran en fenómenos concretos que puedan producirse en una central nuclear pero no tiene en cuenta otros fenómenos que puedan presentarse simultáneamente. Las pruebas integrales mantienen una relación directa con

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

una central nuclear, todos los procesos físicos pertinentes están representados y las pruebas a nivel de la central y transitorios operacionales se llevan a cabo en una central nuclear real.

Para llevar a cabo la aproximación determinista hay que tener en cuenta un conjunto de accidentes hipotéticos, estos accidentes son los accidentes base de diseño (ABD). El accidente base de diseño es el suceso iniciador a partir del cual se va a analizar la seguridad de la central nuclear. Se puede definir como el primer eslabón de la cadena para que el peligro derive en consecuencia. Teniendo en cuenta que el peligro es la condición física o química que puede causar daños a las personas, al medioambiente y/o a la propiedad mientras que la consecuencia es el suceso no deseado capaz de producir daño. Los sucesos iniciadores se pueden dividir en los siguientes tres tipos:

- LOCAs, los sucesos iniciadores LOCA (Loss of Coolant Accident) son accidentes base de diseño formados por roturas o fugas que afectan sobre todo a los sistemas de refrigeración de emergencia del reactor y la contención.
- Transitorios; formados por fallos mecánicos de equipos tanto activos como pasivos, errores de funcionamiento en procesos de operación, procesos de controles y, por último, errores humanos. Un RIA (Reactivity Induced Accident) es un suceso postulado como accidente de tipo transitorio en el que se produce una rápida inserción de reactividad. Este suceso constituye un accidente base de diseño para los sistemas de parada del reactor. Otro ejemplo de accidente base de diseño de tipo transitorio son los transitorios con presión elevada del reactor, estos constituyen en accidentes base de diseño para los sistemas de despresurización.
- Sucesos externos; formados por fenómenos naturales, impactos tanto de industrias colindantes como medios de transporte (aviones, camiones) y sabotajes.

Como se ha tratado anteriormente dos de los accidentes más significativos para una central nuclear de tipo PWR (Pressurized Water Reactor) son los accidentes de inserción de reactividad (RIA) y los accidentes de pérdida de refrigerante (LOCA). En un accidente de inserción de reactividad los sistemas que controlan la reactividad son las barras de control o la inserción del veneno de neutrones (ácido bórico). Tanto las barras de control como la inserción de ácido bórico en el refrigerante se emplean para controlar la reactividad de los reactores. En accidentes de inserción de reactividad, existen diversos sucesos iniciadores que pueden inducir una variación o perturbación en el equilibrio neutrónico y su consiguiente aumento de potencia. Entre todos los sucesos iniciadores, se encuentran los siguientes:

- Extracción incontrolada o funcionamiento erróneo de alguno de los elementos de control de reactividad.
- Entrada de refrigerante frío o incremento de caudal de refrigerante (un enfriamiento del moderador provoca un incremento de reactividad).
- Disminución de la concentración de boro disuelto en el refrigerante.
- Expulsión de barras de control (PWR) o su caída (BWR).

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

Los accidentes de inserción de reactividad se pueden clasificar en función del efecto por el cual han sido producidos, se clasifican en dos grupos distintos estos son los efectos neutrónicos y los efectos térmicos.

En un accidente con pérdida accidental de refrigerante, la potencia generada en el núcleo del reactor no puede ser extraída debido a la reducción del refrigerante, como consecuencia se produce un incremento de temperatura del combustible pudiendo superar los límites de seguridad establecidos. Si se mantienen estas condiciones durante un tiempo prolongado se pueden alcanzar temperaturas que produzcan la fusión del núcleo. Las causas más comunes que producen la pérdida accidental de refrigerante suelen ser las siguientes:

- Apertura de válvulas de alivio y válvulas de seguridad.
- Roturas en tuberías del sistema de refrigeración o en tuberías no aislables unidas al sistema de refrigeración.
- Sobrecalentamiento local del combustible por falta de refrigeración debido a impurezas u objetos impidiendo un correcto flujo de refrigeración.

Una pérdida de refrigerante mal compensada lleva a una mala refrigeración del núcleo, es por esto por lo que un LBLOCA (Large Brake of Coolant Accident) se considera el peor accidente base de diseño. La severidad de un accidente por pérdida de refrigerante depende la posición donde se produce el accidente, el tamaño de la rotura y la disponibilidad de salvaguardias.

Hay que destacar que el estudio de seguridad de este trabajo se enmarcaría en un análisis determinista del tipo LOCA. El estudio que se va a realizar es la rotura en el circuito secundario en un generador de vapor, concretamente en el generador de vapor 1, de un tamaño del 10% del área de la tubería.

3.3 ANÁLISIS PROBABILISTA.

Tras la publicación del documento Reactor Safety Study (NRC,1975) en 1975 tuvo su origen el análisis determinista. Este estudio demostró que podría ocurrir distintos accidentes de los considerados en el diseño determinista, algunos con una probabilidad significativa y consecuencias pequeñas y otros de muy pequeña probabilidad, pero con un gran potencial de producir consecuencias graves. Con este tipo de análisis se amplía el espectro de escenario de accidentes y se estima su probabilidad de ocurrencia. Es importante definir la variable riesgo como el producto de la probabilidad de ocurrencia de un accidente por el daño que puede producir el accidente para concluir con una valoración del riesgo, concepto complementario de la seguridad, definido como la lejanía del daño.

Los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS), analizados a través de árboles de fallos y árboles de eventos se enfocan en determinar la probabilidad de un cierto daño, se definen y evalúan en los siguientes tres niveles:

- APS Nivel 1: daño al núcleo del reactor.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

- APS Nivel 2: daño al sistema de contención y retención de los productos radiactivos, suponiendo que se ha deteriorado el núcleo.
- APS Nivel 3: daño a la población y al medio ambiente a causa de la liberación de productos radiactivos, suponiendo el deterioro del núcleo y el daño al sistema de contención.

Para desarrollar los estudios del APS se realizan los siguientes tipos de análisis:

- Identificación de sucesos iniciadores.
- Definición de secuencias de accidente.
- Análisis de sistemas.
- Análisis de datos.
- Fiabilidad humana
- Cuantificación.

El Análisis Probabilista complementa al Análisis determinista. A continuación, en la ilustración 6 se han resumido las diferencias más significativas entre los dos tipos de análisis. Por último, hay que concluir con que el APS permite identificar las funciones más importantes y críticas para la seguridad, en las que disponer de mayores márgenes de diseño. Al mismo tiempo identifica en que funciones el margen de seguridad establecido es excesivo teniendo en cuenta la importancia del riesgo que evitan.

Diferencias	ADS	APS
Alcance	Considera solo el criterio de fallo simple para calcular el número de redundancias necesarias	Posibilidad de que pueda existir múltiples fallos y cuantifica su probabilidad
Actuación	Consideración de un camino principal de respuesta al accidente	Consideración de todos los métodos aceptables de mitigación, calculando la probabilidad de éxito de cada uno
Análisis	Funciones de seguridad que han de satisfacer los sistemas en conjunto	Análisis del comportamiento de cada uno de los componentes y sus relaciones, que forman parte de los sistemas de seguridad

Ilustración 6. Diferencias entre el ADS y el APS.

CAPÍTULO 4. APROXIMACIÓN AL ESTUDIO DE LA SEGURIDAD NUCLEAR MEDIANTE INSTALACIONES EXPERIMENTALES.

Teniendo en cuenta el peligro intrínseco que tiene la utilización de la energía nuclear, la seguridad ha sido uno de los principales campos de estudio en su desarrollo y aplicación. Inicialmente se han utilizado análisis deterministas para simular las consecuencias que podrían provocar los sucesos iniciadores. Debido a que en una central nuclear hay una gran cantidad de equipos y sistemas que podrían sufrir un fallo que den lugar a un iniciador, realizar un análisis determinista para cada componente es inviable. Debido a esto se estudian los accidentes más frecuentes y peligrosos. Para analizar la seguridad en una instalación nuclear se emplearían análisis deterministas para posteriormente incluir el análisis probabilista, que estudiando los modos de fallos de cada equipo individualmente calcula la probabilidad de obtener distintas consecuencias como puede ser el daño al núcleo. Para realizar las simulaciones y analizar la seguridad de una central nuclear se utilizan software informático que posteriormente se validarán los resultados en instalaciones experimentales ya que no se tiene tanta información de accidentes reales en instalaciones no experimentales porque afortunadamente se han producido pocos accidentes en la historia.

4.1 CÓDIGOS TERMOHIDRÁULICOS

El software informático que se utiliza para analizar la seguridad de las instalaciones nucleares está basado en códigos termohidráulicos. Un código termohidráulico contiene un complejo conjunto de modelos matemáticos con el fin de realizar el cálculo de los parámetros fundamentales implicados en instalaciones termohidráulicas y sobre todo en instalaciones nucleares. El conocimiento teórico y los datos experimentales aportan a estos códigos su alcance y exactitud. Estos códigos se pueden clasificar de distintas maneras. Según su dinámica, pueden simular tanto estados estacionarios como transitorios. Según los sistemas que simula, subcanales de núcleo, estructura de tuberías, componentes específicos y planta completa. Según los tipos de transitorios que analiza, se pueden simular trastornos operacionales y otros accidentes como LBLOCA, SBLOCA y accidentes de reactividad entre otros. En general, se clasifican en cuatro grandes grupos en función de su naturaleza, estos son los siguientes:

- Neutrónicos: enfocados al ciclo de recarga, gestión nuclear y diseño neutrónico.
- Termohidráulicos: orientado al análisis de accidentes sin daño al núcleo y transitorios.
- Accidentes severos: analiza accidentes fuera de la base de diseño.
- Termomecánicos: considera diseños del comportamiento del combustible.

Para considerar que el código termohidráulico consiga simular los distintos experimentos con un margen de seguridad aceptable, el código, debe sufrir un proceso de validación. Este proceso se puede descomponer en dos partes. La primera, la cualificación realizada por parte del grupo de desarrollo y la segunda, la verificación que es un proceso de validación independiente.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

Con el fin de realizar la cualificación se van a desarrollar en primer lugar experimentos de efectos separados para posteriormente simular estos experimentos en instalaciones integrales que son instalaciones a escala reducida como PKL (Primärkreislauf).

Entre otros, los códigos RELAP-5 y TRAC se han utilizado tradicionalmente para simular transitorios de Reactores de Agua a Presión (PWR) y Reactores de Agua en Ebullición (BWR), respectivamente. El código TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) se desarrolló con el objetivo de aprovechar las características más favorables de los códigos RELAP-5 y TRAC para simular tecnologías PWR y BWR. TRACE ha sido desarrollado para realizar simulaciones best estimate de accidentes de pérdida de refrigerante (LOCA), transitorios operacionales y otras secuencias accidentales que pueden ocurrir en reactores PWR y BWR. El código resuelve las ecuaciones de conservación de la masa, energía y momento para el agua en fase líquida y vapor, lo que resulta en un conjunto básico de seis ecuaciones. Estas ecuaciones se completan con modelos para la transferencia de calor, relaciones de cierre termodinámicas y las ecuaciones de la cinética del reactor. El código también considera el tratamiento de especies incondensables que pueden encontrarse en el reactor en algunas situaciones accidentales. Estas ecuaciones se discretizan utilizando el método de volúmenes finitos para la parte espacial y un esquema semi implícito en diferencias para la parte temporal.

Una de las características más interesantes del código TRACE es la posibilidad de realizar cálculos usando dinámica de fluidos multidimensional. Pueden realizarse cálculos en coordenadas cartesianas y cilíndricas para simular con más precisión los fenómenos que pueden ocurrir en distintos elementos reactor como dentro de la vasija del reactor, en el tanque de almacenamiento de agua de recarga o en las piscinas de combustible gastado. Esta capacidad está implementada en el componente VESSEL. Normalmente en los lazos es suficiente con la aproximación unidimensional para lo que se utiliza los componentes PIPE y TEE. Otros componentes importantes para la construcción del modelo de la instalación son los modelos VALVE y PUMP, que simulan el comportamiento de una válvula y una bomba respectivamente. Los componentes FILL y BREAK se utilizan para establecer condiciones de contorno y, para simular la generación y transferencia de calor, el TRACE dispone de los componentes POWER y HTSTR.

4.2 FUNCIONAMIENTO Y TIPOS DE CENTRALES NUCLEARES.

Una central nuclear es una instalación que genera energía eléctrica a partir de una reacción de fisión en cadena controlada dentro del núcleo del reactor nuclear. El componente principal de la central nuclear es el reactor nuclear, donde se aloja el combustible nuclear y los sistemas que permiten iniciar, mantener y detener la reacción nuclear de manera controlada. Las centrales nucleares se pueden clasificar en función de distintos criterios. Según el propósito de su uso se pueden dividir en civiles (generación de electricidad, medicina nuclear y otros usos industriales) militares (creación de armamento militar o como sistema de propulsión de vehículos de guerra como submarinos militares) o de investigación. Otros criterios de clasificación serían según el combustible utilizado (uranio natural, uranio enriquecido o óxidos mixtos de uranio y plutonio), según la velocidad de los neutrones pudiendo ser reactores rápidos o reactores térmicos, según el moderador utilizado pueden ser reactores nucleares de agua ligera, pesada o de grafito, según el material utilizado como refrigerante (los materiales más habituales son tanto de agua ligera como pesada, gas como helio o anhídrido

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

carbónico) cabe destacar que a veces el material utilizado como refrigerador y moderador puede ser el mismo, por último, otro tipo de clasificación que se podría hacer es según el tipo de reacción nuclear, estas pueden ser de fisión o de fusión aunque actualmente todas las centrales nucleares son de fisión, las de fusión se encuentran en fase de investigación y desarrollo. En la siguiente imagen se puede ver como se distribuyen las 442 centrales nucleares en los distintos tipos de centrales.

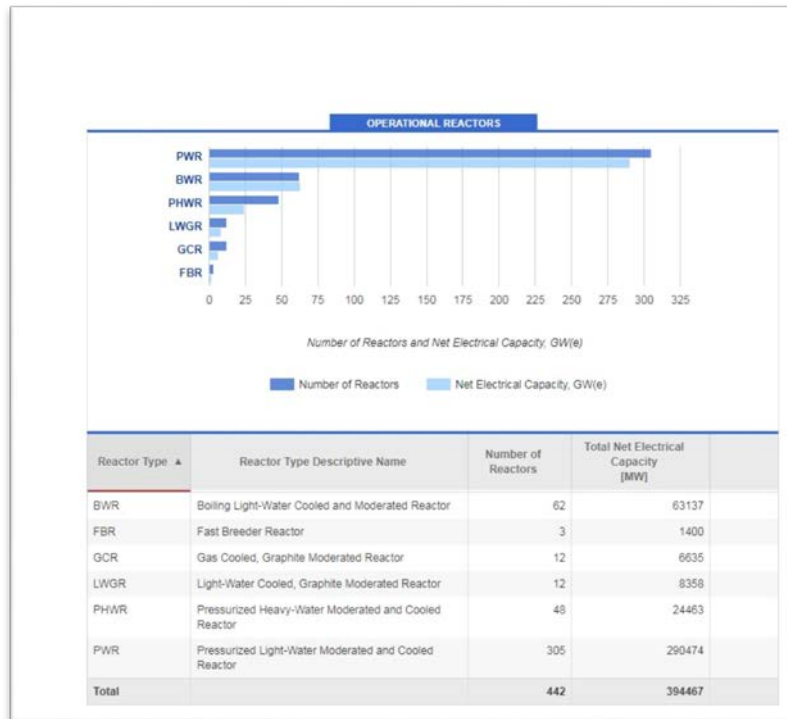


Ilustración 7. Distribución tipo de reactores nucleares, IAEA.

Aunque existen distintos tipos de centrales nucleares hay dos diseños que predominan en más del 80%, como se puede ver en la ilustración 7, de las casi 450 centrales nucleares en funcionamiento estas son:

- PWR (Pressurized Water Reactor): reactor de agua a presión.
- BWR (Boiling Water Reactor): reactor de agua en ebullición.

Por un lado, las centrales PWR tienen dos circuitos uno primario y otro secundario conectados por un generador de vapor. Por el circuito primario circula agua en estado líquido y a muy alta presión gracias al presionador cuyo objetivo es evitar que se forme vapor en este circuito primario. El agua es impulsada por medio de unas bombas a través del núcleo del reactor para calentarse y posteriormente dirigirse a los generadores de vapor. El agua caliente a alta presión circula por los generadores de vapor calentando el agua que circula por el circuito secundario hasta convertirla en vapor y este vapor se dirige hacia las turbinas para producir electricidad. El vapor que sale de la turbina aún se encuentra muy caliente por lo que se condensa para su retorno al ciclo de agua/vapor gracias a un tercer circuito de refrigeración exterior utilizando un gran caudal de agua fría que circula por el interior de los condensadores. En este tipo de instalación las barras de control se sitúan en la parte superior de la

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

vasija del reactor. En caso de necesitar una parada rápida del reactor la inserción de las barras de control se haría por gravedad. En la ilustración 8 se puede ver un esquema del funcionamiento de una central nuclear PWR.

Por otro lado, las centrales BWR no tienen el circuito secundario agua-vapor. El mismo fluido que se turbiniza es el que absorbe el calor por el núcleo del reactor y posteriormente es condensado e impulsado nuevamente hacia el núcleo del reactor. La regulación rápida del caudal refrigerante/moderador y la potencia se realiza mediante lazos de recirculación exteriores con el uso combinado de bombas centrífugas y de chorro. Las barras de control están ubicadas en la parte inferior de la vasija y se introducen en el interior del reactor nuclear usando un sistema hidráulico. En la ilustración 9 se puede ver un esquema del funcionamiento de una central nuclear BWR.

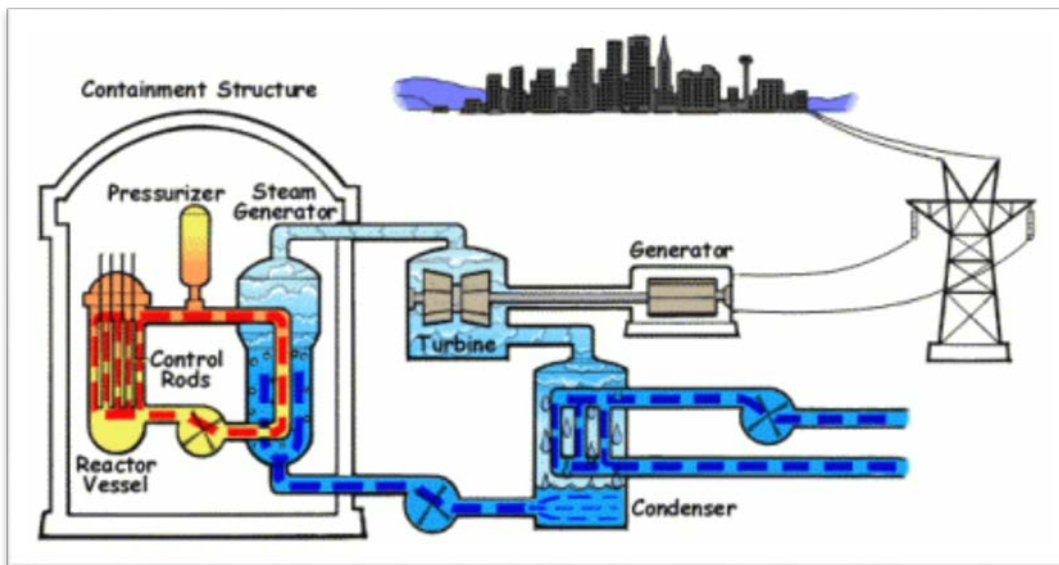


Ilustración 8. Esquema PWR, CSN.

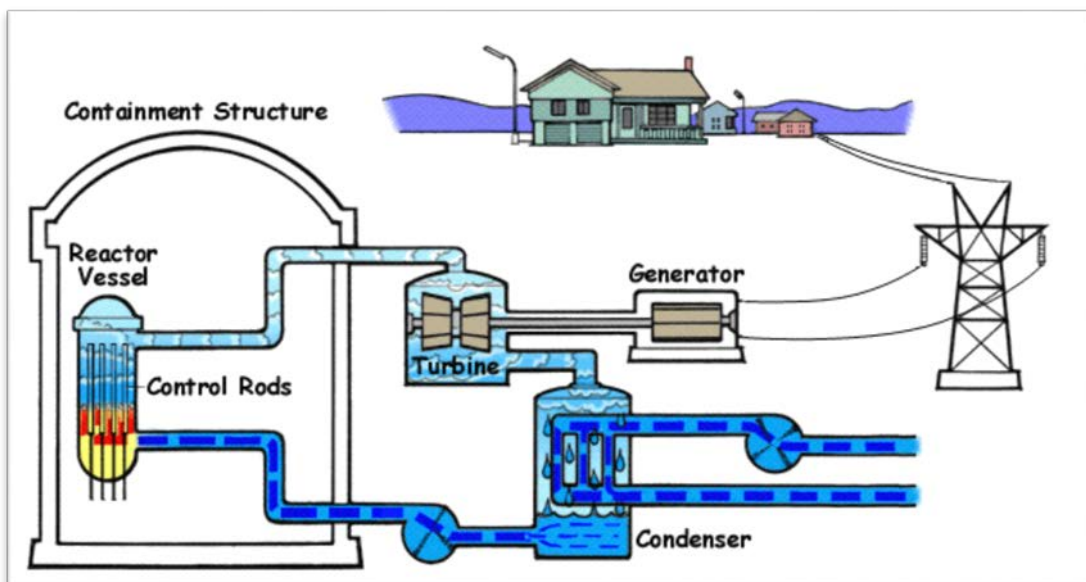


Ilustración 9. Esquema BWR, CSN.

4.3 DESCRIPCIÓN DE LA INSTALACIÓN EXPERIMENTAL PKL.

Las instalaciones experimentales permiten reproducir distintos casos de accidentes que se han producido en instalaciones convencionales y otros que no, con el fin de mejorar la seguridad en estas instalaciones. En este trabajo se ha comparado los resultados simulados con el código termohidráulico TRACE con la instalación experimental PKL, que en este apartado se va a realizar una breve descripción de esta instalación.

La instalación PKL es una instalación experimental integral operada por Framatome BmbH, situada en Erlangen, Alemania. La finalidad de la instalación PKL es realizar experimentos para simular el comportamiento termohidráulico de una central PWR a menor escala. El diseño de la instalación PKL está basado en el diseño de la PWR KWV VorKonvoi en la central nuclear Philippsburg 2 en Alemania. En esta instalación se han realizado varios programas experimentales: PKL I y II se centraron en el estudio de accidentes de grandes roturas (LBLOCAs) y accidentes de roturas pequeñas (SBLOCAs) mientras que el programa III ha estudiado diferentes transitorios con y sin LOCAs.

La instalación contiene todos los componentes del circuito primario distribuido con 4 lazos dispuestos simétricamente alrededor de la vasija y la mayoría de los componentes del circuito secundario. La figura anterior muestra un esquema de la instalación, excluyendo el condensador y la turbina. En general, las alturas de los componentes es la misma y el volumen se reduce 145 veces el tamaño lo que conlleva una reducción de 12 veces el diámetro hidráulico. Las pérdidas de carga son similares a las de una central PWR convencional. Las temperaturas en operación normal tanto en el circuito primario y el circuito secundario llegan a 300 °C. La presión en el circuito primario alcanza los 45 bar y en el secundario hasta 60 bar. El caudal másico en operación normal es de 35 kg/s obteniendo unas temperaturas de 300°C. El circuito primario está equipado con bombas de recirculación (Reactor Coolant Pump) para ajustar cualquier caudal. El núcleo se simula mediante 314 resistencias eléctricas obteniendo una potencia total de 2.5MW el 10% de la potencia nominal de una central PWR. Los generadores de vapor tienen la misma geometría en U, pero 145 veces menos tubos y con un volumen 145 veces menor. La instalación cuenta con sistemas de seguridad y operacionales en el primario. Entre otros tiene 4 sistemas de inyección el alta y baja presión en las ramas frías y calientes. También tiene 8 acumuladores, uno en cada rama fría y caliente con un sistema de control de presión y el sistema de control químico y volumétrico (CVCS).

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

Por último, en esta instalación también se pueden simular otros tipos de instalaciones nucleares con tres lazos en vez de cuatro como la Central Nuclear de Trillo o Ascó, aislando uno de los cuatro lazos de la instalación PKL.

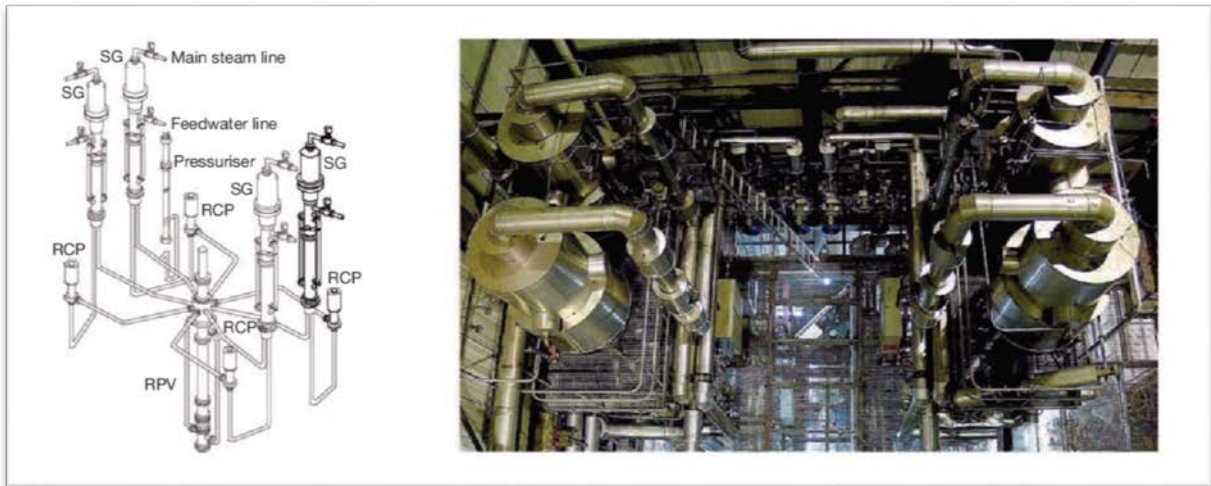


Ilustración 8. Esquema PKL e imagen generadores de vapor, AREVA.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

CAPÍTULO 5. DESCRIPCIÓN EXPERIMENTO G3.1: PÉRDIDA EN LINEA DE VAPOR PRINCIPAL.

En el capítulo 3 se ha explicado que un accidente LOCA son accidentes formados por roturas o fugas que afectan a los sistemas de refrigeración. Por lo tanto, una rotura en la línea principal de vapor del circuito secundario se considera un accidente de tipo LOCA ya que la pérdida de agua en fase vapor afecta a la refrigeración del sistema y si no actúan los sistemas de seguridad el riesgo del accidente sería muy elevado.

El objetivo principal del experimento G3.1 es estudiar el comportamiento termohidráulico ante una ruptura en la línea principal de vapor. Una ruptura en una línea de vapor produce una rápida despresurización en el generador de vapor afectado, incrementa la transferencia de calor del primario al secundario y un rápido enfriamiento en el circuito primario. El experimento se basa en la ruptura en la línea de vapor principal MSLB (Main Steam-Line Break) en uno de los generadores de vapor.

5.1 FASES DEL TEST G3.1

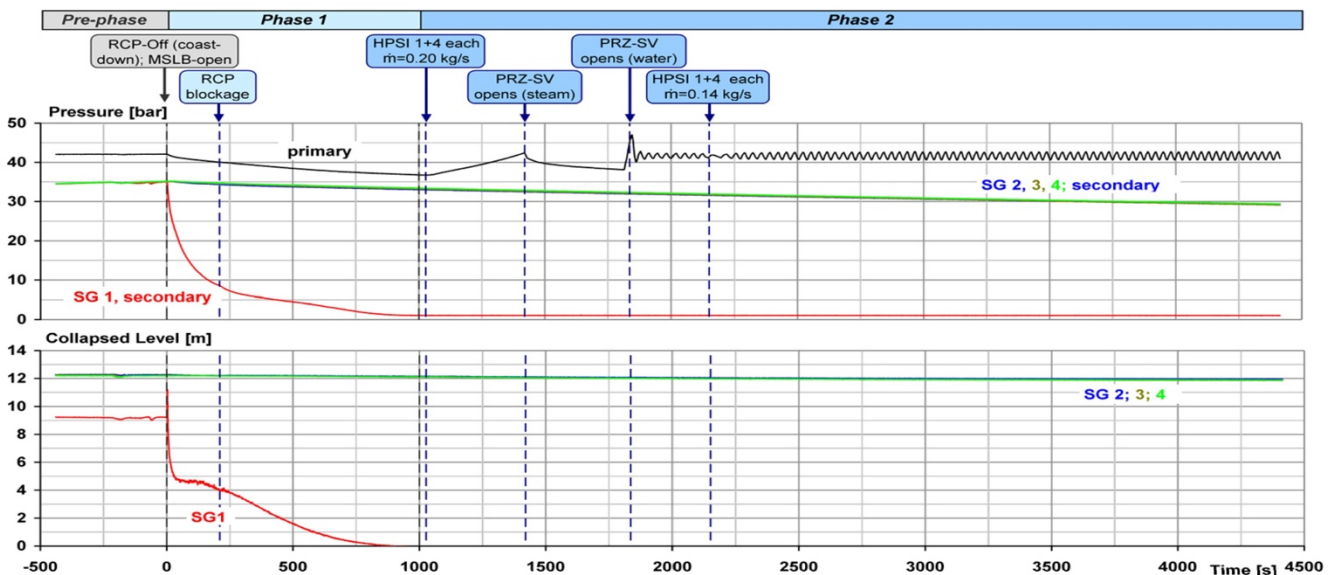


Ilustración 9. Comportamiento de la presión en el generador de vapor afectado durante el experimento.

En el experimento se identifican tres fases, el pretest donde se establecen las condiciones iniciales, la primera fase que comienza con el inicio de la ruptura hasta el vaciado del generador de vapor afectado en el secundario y, por último, la segunda fase que se inicia con la inyección de las bombas de alta

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

presión HPIS hasta el final del experimento. En la ilustración 9 se muestra la evolución de la presión y el nivel en las tres fases en el circuito primario y circuito secundario para los generadores de vapor y el presionador.

También se puede apreciar en la ilustración 9 los eventos que indican los inicios de cada fase en el caso de la primera el inicio de la rotura y en el caso de la segunda el inicio de la inyección de los HPIS. Que, por otra parte, se muestra un resumen en la tabla 2 los eventos y acciones más significantes en orden cronológico (AREVA,2009).

Tabla 2. Eventos G3.1

Tiempo	Eventos/medidas	comentarios
0	- Inicio del test: <ul style="list-style-type: none"> Apertura válvula de rotura en la línea principal de vapor. Apagado del calentador del presionador. Apagado de RCP 	<ul style="list-style-type: none"> Inicio de la evaporación, descenso de la presión del secundario y el nivel en SG1. Disminución de la velocidad de rotación de RCPs según la definición de las curvas. Disminución del caudal másico.
210	- Bloqueo de RCPs: <ul style="list-style-type: none"> Válvula mariposa cerrada para simular el bloqueo de RCPs. 	<ul style="list-style-type: none"> Circulación natural por cada lazo, disminución del caudal másico en cada lazo ($\dot{m}=2$ kg/s en lazo 1 y en lazo del 2 al $4 \dot{m}=0.5-0.7$ kg/s).
600		Temperatura mínima alcanzada en RPV-inlet del lazo 1 ($T=153^{\circ}\text{C}$).
1000		Evaporación completa de generador de vapor afectado (SG1); posterior reducción de la circulación natural $\dot{m}=1.2$ kg/s en lazo 1 y en lazo del 2 al $4 \dot{m}=0.3$ kg/s.
1000	Inicio Fase 2	
1030	Inyección de HPSI en lazo 1 y 4 en la rama fría con $\dot{m}=0.2$ kg/s ($t=25^{\circ}\text{C}$) con $P_{\text{prim}}=37$ bar y $T_{\text{co}}=225^{\circ}\text{C}$ y $h_{\text{prz}}=4.5\text{m}$	<ul style="list-style-type: none"> Desplazamiento de agua subenfriada a RPV en los dos lazos alimentados con ECC. Aumento de la presión del circuito primario y el nivel de llenado del PZR, aumento de temperatura en la fase gas.
1420		<ul style="list-style-type: none"> Apertura de la válvula de seguridad del PZR con $p_{\text{prim}}=42\text{bar}$ y $h_{\text{pzt}}=8.5\text{m}$. Pérdida de vapor en PRZ-SV y caída de presión.
1470		<ul style="list-style-type: none"> PRZ-SV cerrada debido a la caída de presión. Una ligera fuga conduce a una pérdida de vapor tras un incremento del llenado del PZR a pesar de una caída de presión.
1820		<ul style="list-style-type: none"> PZR lleno completamente con agua líquida Fuerte disminución de la presión del circuito primario

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

Tiempo	Eventos/medidas	comentarios
1840		<ul style="list-style-type: none"> • PZR-SV abre otra vez al alcanzar $p_{prim}=47$ bar • Caída de presión y pérdida de refrigerante en PRZ-SV. • Posteriormente la presión del primario es controlada sobre 42 bar.
2150	Caudal másico de HPSI es reducido ($\dot{m}=0.2$ kg/s por lazo)	
4410	Fin del test	$P_{prim}=42$ bar y $T_{co}=210$ °C

Como se ha explicado anteriormente, el objetivo principal del test G3.1 es cualificar el resultado termohidráulico del código teniendo en cuenta la transferencia de calor desde el circuito primario al circuito secundario tanto en el lazo afectado como en los lazos intactos. En un futuro, los resultados del test serán usados en investigaciones de PTS y aspectos críticos. A continuación, se van a mostrar los principales objetivos o aspectos que se han investigado en cada fase del experimento:

Fase 1:

- El comportamiento del generador de vapor afectado teniendo en cuenta la presión, temperatura, flujo másico en la rotura y nivel de llenado.
- la transferencia de calor desde el circuito primario al circuito secundario en el generador de vapor afectado durante la caída de presión y la ebullición en el propio generador de vapor afectado.
- la influencia de la circulación natural y la temperatura en la vasija del reactor presurizado (RPV, Reactor Pressure Vessel) tanto en el lazo del generador de vapor afectado como los intactos.

Fase 2:

- el comportamiento del presionador (PRZ, pressurized) teniendo en cuenta la presión, temperatura, nivel de llenado y flujo másico de la rotura.
- la transferencia calor del circuito primario al secundario.
- la influencia de la inyección a alta presión en la circulación natural y en la temperatura en la vasija del reactor presurizado.

Análogamente en las dos fases se estudia las condiciones de contorno para experimentos complementarios como en la mezcla de agua caliente y agua fría en la vasija del reactor.

La fase inicial donde se establecen las condiciones iniciales comienza con el llenado completo tanto del circuito primario como del secundario y es seguida por el calentamiento de ambos circuitos hasta obtener las condiciones necesarias para comenzar con el experimento. Teniendo en cuenta la limitación de presión en PKL, el experimento ha sido realizado a baja presión (42 bar en el circuito primario y 35 bar en el secundario). Las condiciones iniciales más importantes son las siguientes:

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

- Sistema de refrigeración del reactor (RCS, Reactor Coolant System) completamente lleno y en perfecto funcionamiento.
- La potencia del núcleo es de 260kW.
- La temperatura del presionador es elevada aproximadamente de 250°C.
- El tamaño de la rotura es del 10% del área de la tubería en la línea de vapor principal 1 en el lado del circuito secundario.
- Los generadores de vapor intactos (del generador de vapor 2 al 4) se encuentran aislados de la rotura mediante válvulas MS-isolation (Main Steam Isolation Valve).
- Todos los generadores de vapor están aislados del sistema de alimentación de agua.
- Las bombas de refrigeración del reactor (RCP, Reactor Coolant Pumps) se encuentran apagadas al inicio del experimento.

Una vez realizado el experimento en la instalación PKL se han obtenido los siguientes resultados que se van a dividir en las dos distintas fases:

Fase 1: Rotura en línea principal de vapor (t=0):

- Fuerte caída de presión y temperatura en el generador de vapor afectado.
- Evaporación del generador de vapor afectado alrededor de los 1000 segundos.
- Incremento de transferencia de calor desde el primario hacia el secundario en el generador de vapor afectado.
- Descenso de refrigeración en el circuito primario en el lazo afectado.
- Decaimiento de temperatura en RPV-inlet el lazo afectado hasta aproximadamente 150°C.
- Intensa circulación natural en el lazo afectado (incluso después del vaciado del lado secundario del generador de vapor afectado).

Fase 2: Inyección HPSI en lazo 1 y 4 (rama fría t>1000 s):

- Incremento de la presión del primario y el nivel de llenado del PZR.
- Apertura de la válvula de seguridad del PZR alrededor del límite de presión en el circuito primario de 42 bar.
- Desplazamiento de agua subenfriada en RPV en los dos lazos suministrados con ECC.
- No aparece caudal másico inverso o fluctuaciones de caudal en los lazos suministrados con agua a través del ECC.
- No hay circulación de caudal másico desde HPSI hacia RCPs.

La figura siguiente muestra un árbol de sucesos o eventos propio del análisis probabilista explicado en el apartado 3.3. Este árbol de eventos muestra los distintos caminos que puede sufrir el experimento según los sistemas de seguridad que actúan o no. En este caso, el suceso iniciador es la rotura de la tubería principal de vapor en contención para una central tipo PWR.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

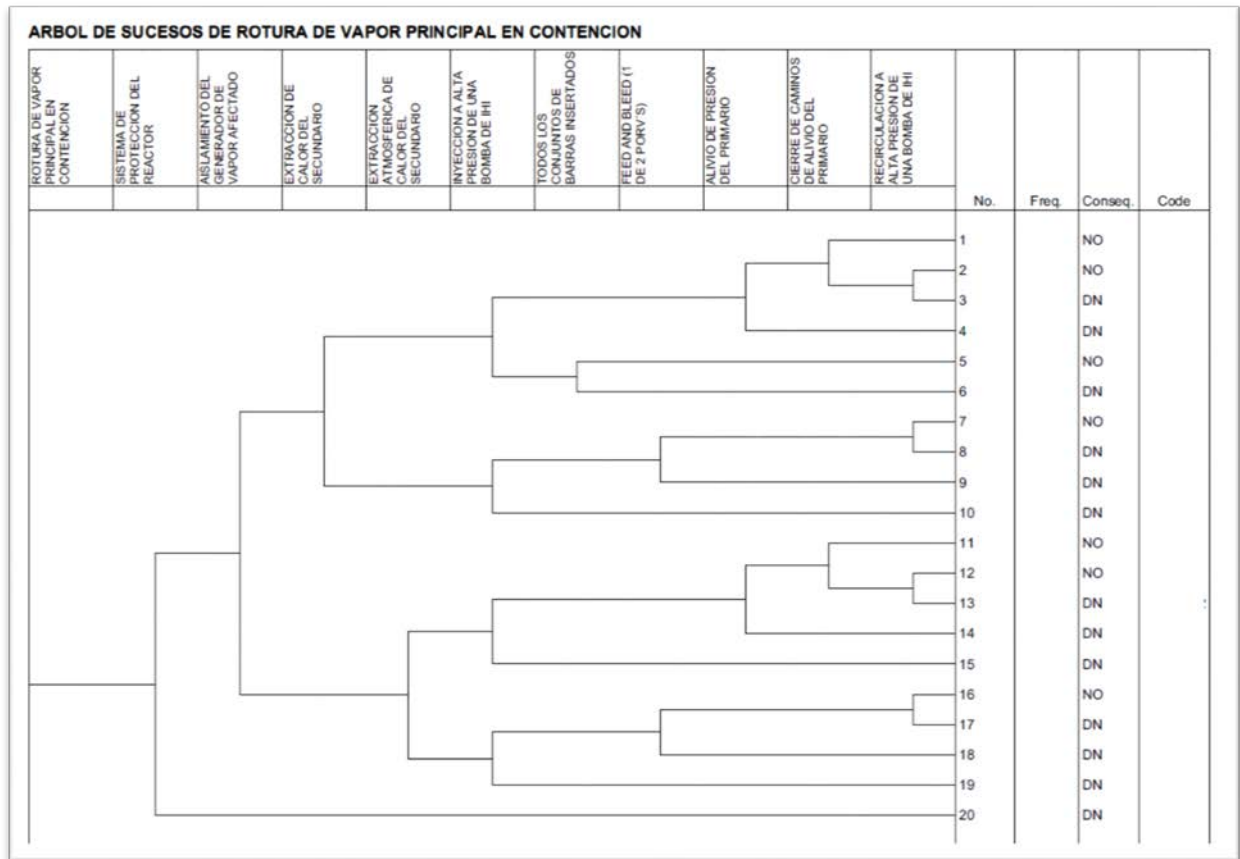


Ilustración 10. Árbol de sucesos de rotura de línea principal de vapor en contención.

En la etiqueta de la parte superior se encuentra el suceso iniciador, en este caso la rotura de vapor principal en contención, las etiquetas siguientes hacen referencia a los sistemas de seguridad que tienen que actuar y en función de los que actúan o no se construye un camino de sucesos numerado del 1 hasta el 20 en este caso. Una vez realizado el análisis probabilista completo se establecen las frecuencias de ocurrencia de cada camino y su consecuencia. Si el cálculo indica que se produce daño al núcleo ese camino se etiqueta como DN, si no se produce daño al núcleo se etiquetará como NO. En cada sistema de seguridad si entra en funcionamiento el camino se sigue hacia arriba mientras que si no entra en funcionamiento el camino sigue hacia abajo. A continuación, se va a resumir el funcionamiento de cada sistema de seguridad:

- **Sistema de protección del reactor:** el sistema de protección del reactor se encarga del control de reactividad del núcleo del reactor introduciendo las barras de control cuando este está a potencia y es necesaria su parada.
- **Aislamiento del generador de vapor afectado:** mediante el uso de válvulas de aislamiento de acción rápida situadas en cada tubería de vapor posteriormente de las válvulas de seguridad se consigue la función de aislamiento de las líneas de vapor principal.
- **Extracción de calor del secundario:** Para realizar la función de extracción de calor del secundario se realiza mediante la combinación del sistema de agua de alimentación auxiliar y la reposición del sistema de agua de alimentación principal.

- **Evacuación atmosférica de calor del secundario:** cuando no se ha realizado correctamente la función L4, esta función L5 representa los requisitos para la evacuación de calor del secundario.
- **Inyección a alta presión del caudal suministrado por una bomba del sistema de inyección a alta presión:** suministra agua borada al sistema de refrigeración del reactor añadiendo reactividad negativa que impide llegar a un estado crítico.
- **Todos los conjuntos de barras de control insertados:** función necesaria para no obtener un retorno a criticidad si se ha producido un fallo en la función de inyección de seguridad a alta presión.
- **Feed & Bleed:** si existe una pérdida total de la capacidad de evacuar el calor residual del sistema del refrigerante del reactor a través del secundario. Esta función consiste en la aportación de caudal de inyección de seguridad a alta presión mediante la apertura manual de las válvulas de alivio del presionador (PORVs, Pressure Operated Relief Valves).
- **Alivio de presión del primario:** Con esta función se cumple la existencia de vías de alivio de presión disponibles en el circuito primario, en caso de fallar esta función se podría perder la integridad del reactor.
- **Cierre de los caminos de alivio de presión del primario:** Considera la posibilidad de que no se cierre alguna de las vías para el alivio de la presión del sistema refrigerante del reactor como las válvulas de alivio del presionador o la posibilidad de que el operador no cierre las válvulas motorizadas de aislamiento.
- **Recirculación a alta presión del caudal suministrado por una bomba del sistema de inyección a alta presión:** esta función tras producirse la señal de bajo nivel en el tanque de almacenamiento de agua de recarga inicia la recirculación semiautomática y comenzarán las bombas del sistema de inyección a aspirar del sumidero de contención.

CAPÍTULO 6. ROTURA EN LINEA DE VAPOR PRINCIPAL EN UN REACTOR PWR.

El 9 de agosto de 2004 en Mihama (Japón) se produjo un accidente que causó la muerte de cuatro personas y otros siete sufrieron graves quemaduras al producirse un escape de vapor en una central nuclear PWR. El accidente se ocasionó por el desgaste interno de las paredes de las tuberías que perdieron el 85% de su espesor y no fueron revisadas desde 1976. Otro accidente similar se produjo en la misma central nuclear en 1991 donde hubo un fallo en un generador de vapor donde se liberó una cantidad de radiación al exterior (EL PAIS, 2004).

Un accidente con pérdida pequeña de refrigerante se define como una rotura en la envolvente a presión del sistema del refrigerante del reactor de un diámetro equivalente superior a 2,54 cm. (1") e inferior a 5.08 cm. (2"). Para roturas de este orden de tamaño, el sistema del refrigerante del reactor se despresuriza, produciéndose el disparo del reactor y la señal de inyección de seguridad por baja presión del presionador. El tamaño de la rotura es suficientemente grande, en este rango de dimensiones, que incluso con máximo caudal de inyección de seguridad a alta presión, no se produce la presurización del sistema del refrigerante del reactor. Todo el sistema primario se encuentra en condiciones de saturación y empezará a drenarse. La velocidad a la cual se vacía el sistema viene determinada por la pérdida neta de inventario de agua líquida. Para las roturas de este orden de dimensiones, se produce el vaciado del sistema hasta el momento de dejar descubierta la rotura, permitiendo que el caudal a través de esta pase de ser bifásico a ser todo de vapor. El primario se despresuriza lentamente junto con los generadores de vapor, pero su presión sigue siendo ligeramente superior a la del secundario. Esto permite mantener el incremento de temperatura necesario para evacuar aquella parte de calor de desintegración que no puede evacuarse ni a través del caudal de la rotura, ni del suministro de la inyección de seguridad a alta presión. Al ir disminuyendo el calor de desintegración, el sistema alcanza un punto en el cual la evacuación de energía a través de la rotura, más el enfriamiento proporcionado por la inyección de seguridad a alta presión, es superior a la producción de energía del núcleo. El salto térmico entre el primario y el secundario a través de los tubos de los generadores de vapor se hace cero y después negativo, de manera que cualquier transmisión de calor se efectúa entonces desde los generadores de vapor al primario. El sistema del refrigerante del reactor está en una condición estable, quedando cubierto el núcleo. La masa neta del sistema aumenta y la presión del sistema del refrigerante del reactor se mantiene bastante constante, siempre por encima de la de descarga de los acumuladores. Para este accidente se requiere la inserción de barras de control al objeto de parar la reacción nuclear, así como la inyección de agua borada desde el tanque de almacenamiento de agua de recarga para mantener el reactor subcrítico. La señal de inyección de seguridad se inicia por baja presión en el presionador, tal y como se indicó anteriormente, produciéndose el arranque de la bomba de carga que no estaba en servicio y alineándose el resto de los componentes del sistema de inyección de seguridad de tal forma que aspirando las bombas del tanque de almacenamiento de agua de recarga se inyecte a las ramas frías del sistema del refrigerante del reactor.

Como cualquier otro suceso iniciador que se puede producir en una central nuclear la rotura parcial o total de una tubería principal en un generador de vapor puede provocar daño al núcleo si los sistemas de seguridad no se aplican perfectamente. Una ruptura en una línea de vapor produce una rápida despresurización en el generador de vapor afectado, incrementa la transferencia de calor del primario al secundario y un rápido enfriamiento en el circuito primario. En la siguiente figura se muestran los

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

sistemas de seguridad que tienen que entrar y los sistemas de seguridad que no son necesarios que entren para que se produzca daño al núcleo ante el suceso iniciador de una ruptura en una tubería principal de vapor.

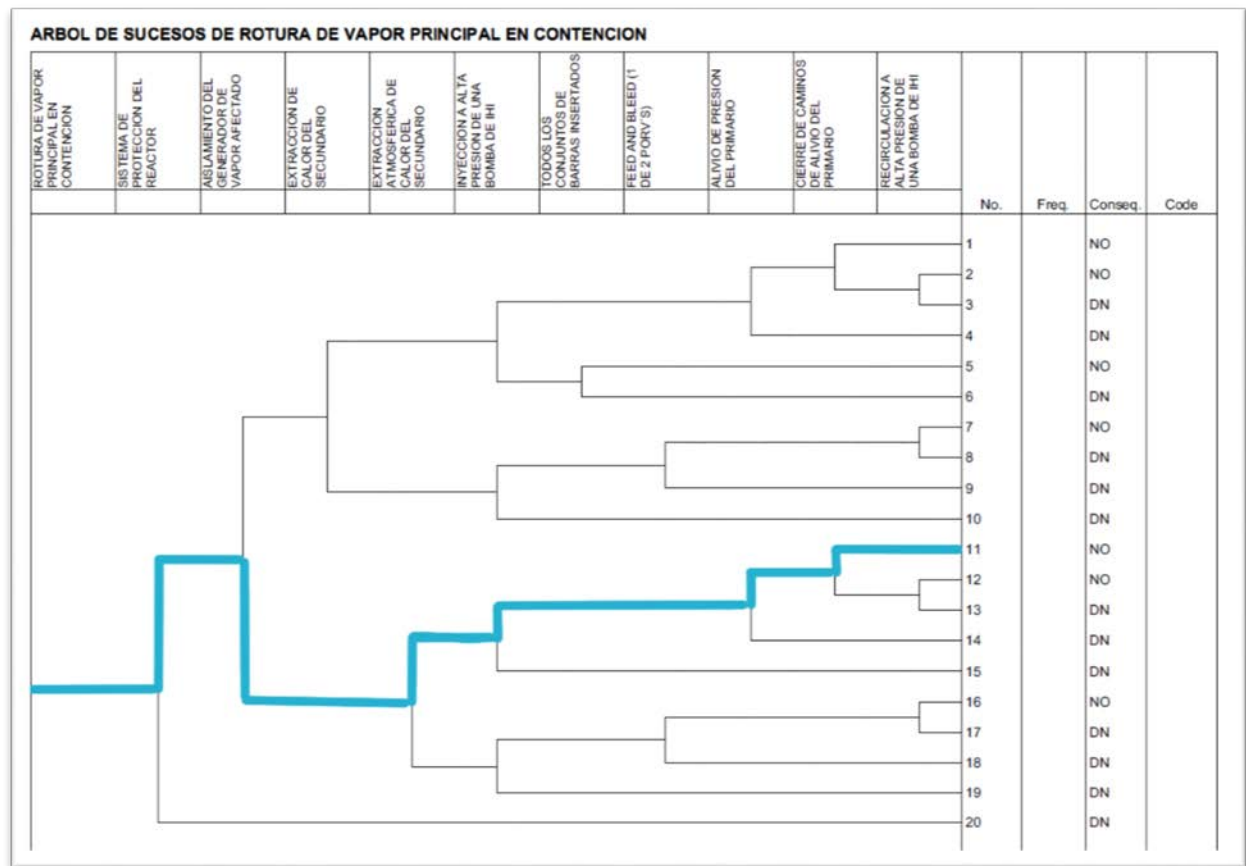


Ilustración 11. Camino a seguir por el experimento.

La ilustración 11 muestra como en la ilustración 10 un árbol de sucesos o un árbol de eventos, pero en el que se muestra la secuencia que tiene que simular el experimento G3.1 para no producirse daño al núcleo. Esta secuencia es la numero 11 marcada con la línea azul. El sistema que no tiene que entrar en acción es el O2, no hay que aislar el generador de vapor afectado. Mientras que los siguientes sistemas de seguridad si tienen que funcionar:

- 1-Sistema de protección del reactor.
- 2-Evacuación atmosférica de calor del secundario.
- 3-Inyección a alta presión del caudal suministrado por una bomba del sistema de inyección a alta presión.
- 4-Alivio de presión del primario.
- 5-Cierre de los caminos de alivio de presión del primario.
- 6-Recirculación a alta presión del caudal suministrado por una bomba del sistema de inyección a alta presión.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

Los sistemas de seguridad que son imprescindibles ya que si no actuasen se llegaría a daño al núcleo sería el sistema 1, 3 y 4. Gracias a los criterios de redundancias y a los criterios de diversidad si las funciones 2, 5 y Feed and Bleed (si la función 2 falla) fallan no precisamente se llegaría a daño al núcleo. Para mitigar este tipo de accidente las centrales nucleares PWR tienen los siguientes sistemas de seguridad:

- Sistema de protección del reactor.
- Acumuladores.
- Dos trenes del sistema de control químico y volumétrico (CVCS).
- Dos trenes del sistema de extracción del calor residual (RHR).
- Dos trenes del sistema de agua de alimentación auxiliar con turbobomba.
- Sistema de inyección a alta y baja presión.
- Sistema de refrigerante del reactor con válvulas de alivio y seguridad.
- Sistema de vapor principal con válvulas de alivio y seguridad.
- Generadores de vapor.
- Bypass de vapor al condensador.
- Válvulas de aislamiento de vapor principal.

En la tabla 3 se resumen las condiciones iniciales del experimento divididos en el circuito primario y secundario.

Tabla 3. Condiciones iniciales circuito secundario y primario.

Circuito Secundario	
Presión de vapor	SG 1-4: 35bar
Temperatura (Riser)	SG 1-4: 240°C
Temperatura (Downcomer)	SG 1: 200-210°C, SG 2-4:240°C
Nivel (Riser)	SG 1:9.2m, SG 2: 12.3m SG 3-4: 12.2m
Nivel (Downcomer)	SG 1:8.8m, SG 2: 12.3m SG 3-4: 12.5m

Circuito Primario	
Patrón de flujo	Eliminación simétrica del calor con 4 generadores de vapor con subenfriación circulada forzada en 4 lazos
Inventario de refrigerante	Primario completamente lleno
Potencia del núcleo	260 kW \pm 0.8 %
Presión circuito primario	42 bar
Temperatura salida del núcleo	246°C
Subenfriamiento a la salida del núcleo	7 K
Nivel del presionador	7.4 m
RCPs en operación	Flujo másico de 34 kg/s por lazo y velocidad de rotación de 2500 rpm

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

CAPÍTULO 7. MODELO DE TRACE PARA PKL.

Los códigos termohidráulicos juegan un rol crítico hoy en día en el diseño, obtención de licencias y en la operación de las centrales nucleares. El código termohidráulico que se ha utilizado ha sido TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computacional Engine) con la interfaz gráfica de SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Package), códigos desarrollados por la NRC (Nuclear Regulatory Commission). El proceso realizado ha sido a partir de un archivo de TRACE, configurado para otro experimento, modificar el archivo adaptándolo a las condiciones iniciales necesarias para simular el experimento. Este archivo modificado constituirá el caso base a partir del que se va a modificar y se va a buscar las mejoras de las simulaciones. Por último, para realizar las gráficas también se ha utilizado el programa MATLAB aplicando un script del desarrollador Mathworks.

El código termohidráulico TRACE es una consolidación de distintos códigos como Relap5 utilizado para SBLOCAs, Trac-PF1 usado para LBLOCAs, Trac-BF1 que simulaba análisis de seguridad de centrales nucleares BWR, RAMONA que se encargaba de analizar la seguridad en centrales nucleares de tipo BWR y cinética 3D, CONTAIN para cálculos de contención y PARCS para realizar cálculos de neutrones. Este código termohidráulico tiene una estructura modular cuya misión es resolver ecuaciones diferenciales de conservación de masa, energía y momento.

SNAP es una interfaz gráfica diseñado en un entorno JAVA desarrollado por una asociación privada y financiada por la NRC. Esta interfaz se utiliza para acoplar códigos termohidráulicos desarrollando una función de editor y preprocesador, SNAP no realiza cálculos, los cálculos los realiza el propio código. En SNAP se construye de manera gráfica el modelo de la planta y se modifican los valores de los parámetros creándose de esta manera el fichero input y facilitando la comunicación de este fichero con el código termohidráulico TRACE para realizar el cálculo.

A SNAP se le puede acoplar el programa APTPLOT para interpretar los resultados y realizar gráficas. Por otro lado, utilizando el programa MATLAB se han realizado gráficas a partir de los archivos de texto proporcionados por el experimento en la instalación PKL y los resultados simulados en TRACE.

Para realizar la simulación del experimento se ha partido de un archivo original configurado para otro accidente. Tras imponer las condiciones iniciales del experimento y diseñar la rotura se obtiene el archivo original adaptado al experimento G3.1. Este archivo original es el caso base a partir del cual se aplicarán las distintas modificaciones con el fin de tener la menor diferencia posible con el experimento realizado en PKL. A continuación, en las siguientes figuras se muestran capturas de pantalla de las distintas pestañas de la interfaz gráfica en SNAP, donde se muestra el circuito primario (ilustración 12), el circuito secundario (ilustración 13). Todas estas figuras están sacadas del caso base.

En la ilustración 12 se muestra el circuito primario, en el que se puede observar el reactor nuclear en el centro, elemento de color verde, la tubería vertical de la izquierda representa el presionador (Prizer),

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

cuatro lazos similares, con HPIS en el lazo 1 y 4 solo, LPIS y acumuladores en cada lazo y tres tuberías rojas en cada lazo que representan los generadores de vapor.

La ilustración 13 corresponde a una captura del pantalla del circuito secundario, en esta ilustración se observan los cuatro generadores de vapor idénticos con cada Riser, Downcomer y su correspondiente separador, se observan también las válvulas de seguridad (RV, Relief Valve), las válvulas de línea de vapor principal (MSV, Main Steam Valve), en la parte superior a la izquierda se encuentran los controles de presión, la simulación de la turbina y por último, de la línea de vapor 1 sale una línea que simula la rotura para completar el experimento.

El caso base y las diferentes simulaciones contienen un gran número de señales que son necesarias para hacer funcionar los sistemas de control. Cada elemento del modelo tiene distintas señales como puede ser presión, temperatura, densidad entre otras. Otras señales importantes que se utilizan en muchos sistemas son las señales tiempo y trip set status. La señal tiempo se utiliza por ejemplo para iniciar la rotura y las señales trip set status se utilizan para poder controlar sistemas a través de un trip. Un trip es un sistema que devuelve un 1 o 0 en función de la señal que recibe. Esta configuración se detallará en este capítulo más adelante, pero se ha utilizado para controlar la apertura de válvulas a través de la presión o el inicio de la inyección de seguridad (HPIS). La simulación está controlada a través de un gran número de sistemas controladas a partir de señales como pueden ser el nivel, la presión o temperatura entre otras variables de algún elemento, mediante operadores matemáticos (suma, multiplicación, resta...) operadores lógicos (OR, AND, Less than, Greather than or equal to...) entre otros se controla el funcionamiento de elementos como válvulas, bombas, trips y se consigue simular la instalación y el experimento.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

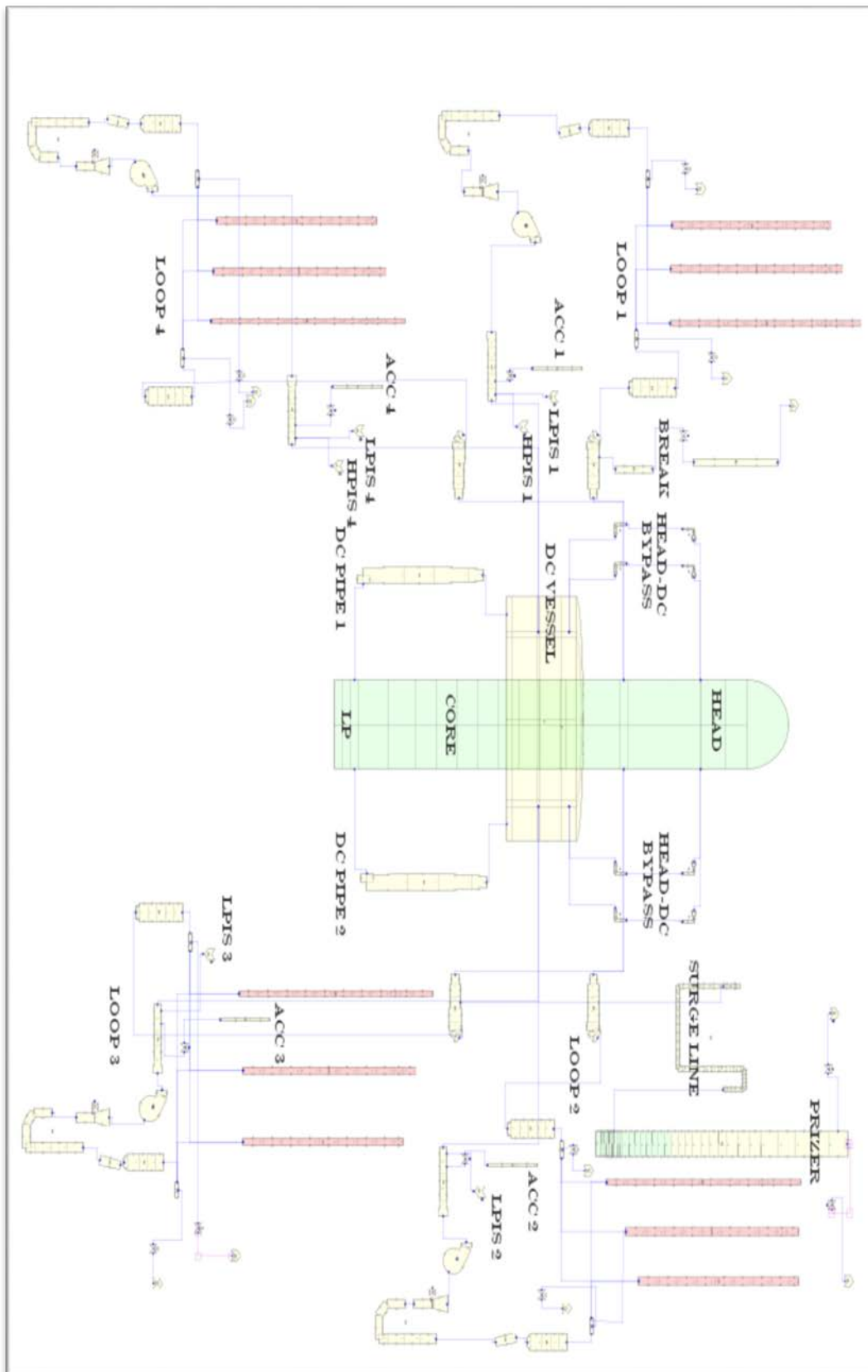


Ilustración 12. Circuito primario TRACE.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

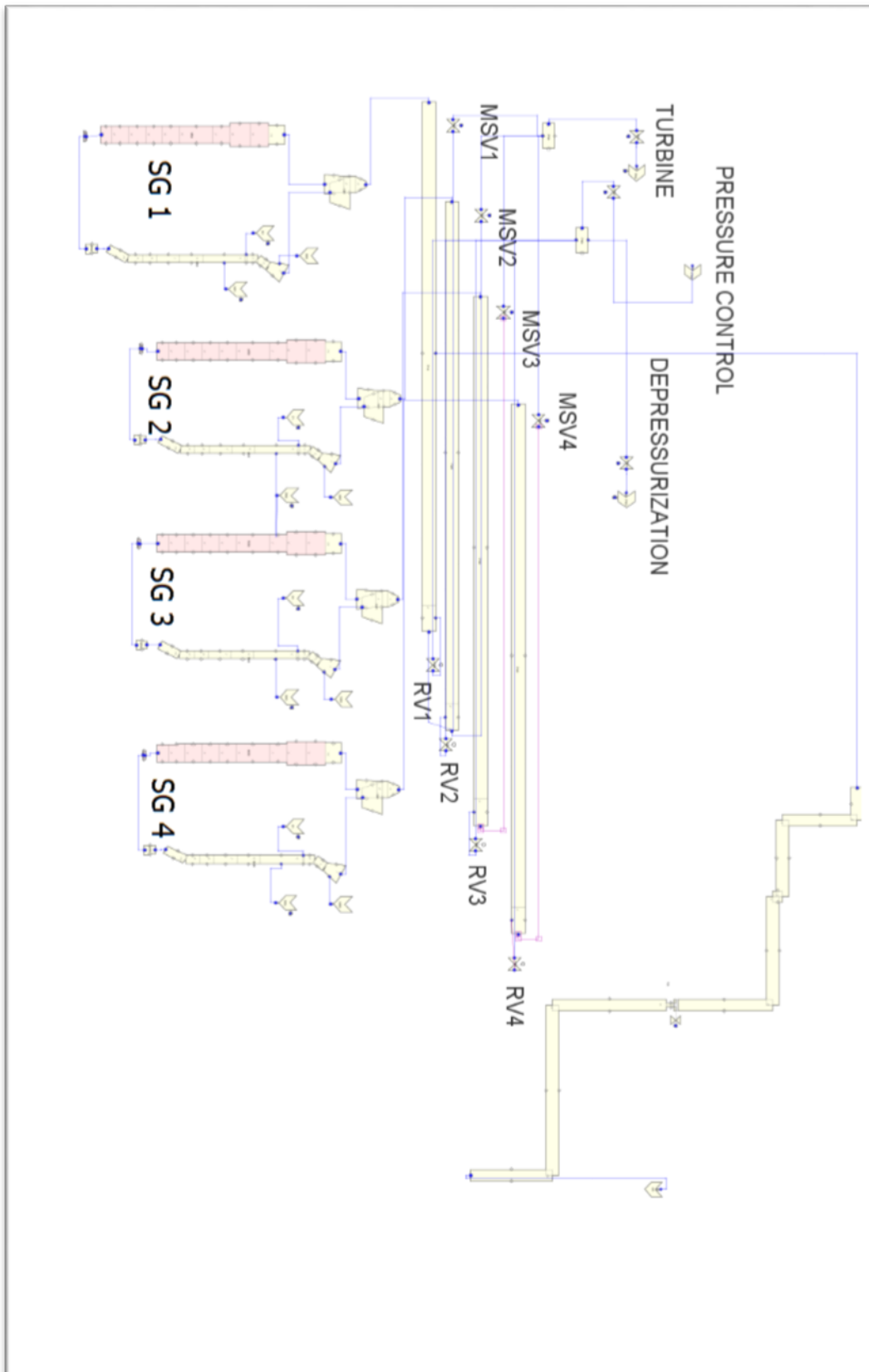


Ilustración 13. Circuito secundario en TRACE.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

En las siguientes tablas se resumen los elementos con los que se han construido el modelo de la planta PKL, tanto componentes hidráulicos como sistemas de control. Los componentes break, fill, tees y estructuras de calor son utilizados para simular roturas o descargas, inyecciones, separadores y transferencia de calor respectivamente.

Tabla 4. Elementos en TRACE.

Descripción	Cantidad
Componentes hidráulicos	158
Breaks	15
Fills	18
Pipes	84
Pumps	4
Valves	31
Vessels	2
Tees	4
Estructuras de calor	15

Descripción	Cantidad
Sistemas de control	29
Control Blocks	525
Signal Variable	437
General Tables	368

Es interesante destacar como se ha simulado el reactor nuclear, los tubos en U y los sistemas de inyección. Además de destacar las variables a seguir más importantes.

- La simulación del reactor nuclear se ha realizado utilizando diversos elementos dividiéndose en dos partes, una interior y la otra exterior. La parte interior corresponde al núcleo. Este núcleo se ha definido mediante una vasija y dos estructuras de calor que conectan el elemento potencia con la vasija. La parte exterior corresponde al Downcomer, este elemento se ha simulado con dos tuberías y una vasija entre las 4 tuberías, dos aguas arriba de la vasija y otras dos aguas debajo de la vasija.
- Los tubos en U es el elemento que conecta el circuito primario con el generador de vapor del circuito secundario. Esta conexión se realiza a través de estructuras de calor. En la ilustración 12 se muestra como tuberías verticales en cada lazo. Estas tuberías están coloreadas con un tono rojo. En una central nuclear de este tipo hay unos 112 tubos en U. El modo de simularlos en TRACE se basa en simular tres tipos distintos de tubería inner, medium y outer, con distintas longitudes de 8.5679, 9.2591 y 10.372 metros respectivamente. Para simular la cantidad de

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

tubos totales se ha multiplicado en cada estructura de calor por una superficie de 11 en cada inner y medium y por 6 en cada tubo tipo outer. Por lo tanto, al haber 4 generadores de vapor y cada generador de vapor tener 28 tubos en U.

- Los sistemas de seguridad son los HPIS, LPIS y acumuladores. Aunque el sistema de LPIS no entra en funcionamiento en este experimento la simulación en TRACE es similar al HPIS y es mediante un fill la diferencia entre el HPIS y el LPIS se basa en la presión y el caudal inyectado. En el HPIS el caudal es bajo, pero inyectado a una alta presión mientras que en el LPIS el caudal inyectado es alto a una presión baja. Por último, el sistema de acumuladores ha sido simulado como una tubería presurizada a 42 bar conectado a una válvula controla su apertura a partir de una señal, en este caso es una señal de tiempo.

Es interesante destacar las variables a seguir más importantes que en este caso son la presión del circuito tanto primario como secundario, niveles de llenado de elementos como el presionador, núcleo y generadores de vapor, temperatura de salida del núcleo y la circulación natural (entendiéndose como el flujo de líquido que no precisa de ninguna fuerza externa para ser movida) que entre otras variables definen el comportamiento del sistema.

7.1 MODELOS PROPUESTOS.

Con el fin de conseguir los mejores resultados posibles, definiendo como mejores resultados posibles el que el comportamiento de las variables de la simulación en TRACE-SNAP sea lo más similar posible al experimento realizado en la instalación experimental PKL, primero se ha realizado la simulación de un caso base y a partir de ahí se han realizado las modificaciones que se pueden ver en la siguiente lista:

1. Caso base.
2. Modificar las opciones de Chokeflow, siendo el flujo que circula a la velocidad del sonido a través de una tubería.
3. Se han modificado las pérdidas en el separador y la rotura del circuito secundario.
4. La siguiente modificación se basa en el modo de controlar las válvulas Porv, en este momento se ha optado por tres caminos distintos, utilizar como medio de control un trip, una tabla o una checkvalve. Dentro del control mediante el trip se ha analizado el modo de realizar la descarga si se realiza de manera presurizada o a presión atmosférica, en el modo de control utilizando la tabla se ha analizado el aumentar las pérdidas en el elemento Surgeline.
5. Se ha analizado la manera de realizar la transferencia de calor entre el circuito primario y el secundario sin utilizar vasija o utilizando dos configuraciones distintas de vasijas. En el control de la válvula PORVs utilizando una válvula Checkvalve se ha procedido como en el caso anterior utilizando tres modos distintos de configuración para realizar la transferencia de calor desde el circuito primario hasta el circuito secundario.
6. Debido a algunas dificultades para mantener las condiciones iniciales se ha simulado utilizando una segunda válvula aguas arriba de la válvula PORV para controlar mejor el comportamiento del experimento.
7. Otros casos que se explicarán posteriormente han sido tomados en cuenta, pero no se han desarrollado al no poder implantarse correctamente.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

7.1.1 MODELO DE LA ROTURA

Por otro lado, se han realizado una serie de modificaciones para que el comportamiento simulado sea similar al experimento realizado en PKL. Para simular la rotura en el circuito secundario se ha realizado con una serie de tuberías conectadas a 90° controlando el inicio de la rotura con una válvula y la descarga del refrigerante al final en un elemento break. Al iniciarse la apertura de la válvula se simula el inicio de la rotura. En la siguiente ilustración se muestra como está diseñada la rotura, entre las líneas rojas se encuentra la línea azul que conecta hidráulicamente el generador de vapor 1 con la rotura, en el círculo rojo se encuentra la válvula diseñada como la rotura.

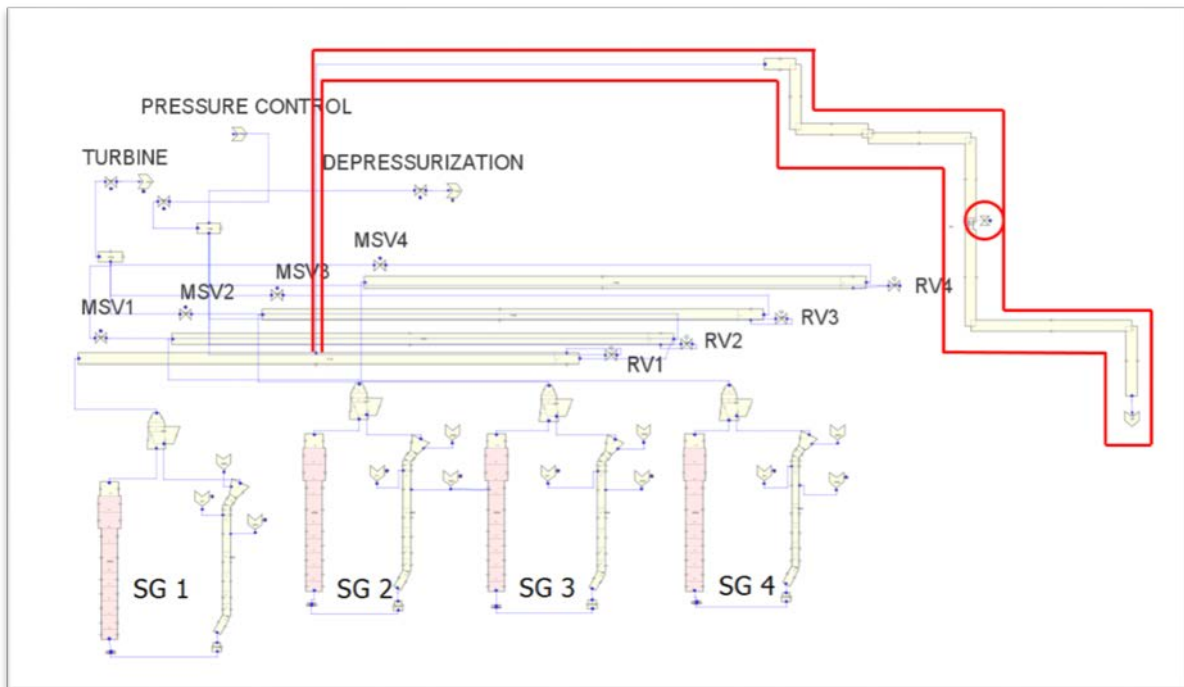


Ilustración 14. Modelo de la rotura en el generador de vapor 1 en el circuito secundario.

7.1.2 MODIFICACIÓN CHOKEFLOW OPTIONS

La modificación de la opción de Chokeflow se ha realizado aplicando un diseño experimental 5^2 con lo que se han obtenido un total de 25 casos. Estos casos se basan en modificar el comportamiento del agua que escapa por la rotura ya sea en fase líquida como en fase vapor. Las modificaciones que se han hecho es modificar los parámetros CHM15 y CHM25 que representan el parámetro para el flujo con líquido subenfriado y el parámetro para flujo bifásico (líquido y gas) respectivamente. Partiendo de los valores originales CHM15=0 y CHM25=1 se han realizado 25 simulaciones, los valores han variado desde el 1 hasta el 5 en los dos parámetros, para ello se ha anclado un valor del parámetro CHM15 y se han variado los parámetros de CHM25. A continuación, se ha variado y vuelto a anclar el parámetro CHM15 y se han realizado simulaciones distintas variando los parámetros CHM25 se ha procedido de esta manera hasta conseguir barrer todas las opciones disponibles. En la siguiente tabla se muestran las distintas configuraciones que se han utilizado en las simulaciones.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

Tabla 5. Modificación Chokeflow.

Simulación	CHM15	CHM25
0 (CASO BASE)	0.5	2.5
1	1	1
2	1	2
3	1	3
4	1	4
5	1	5
6	2	1
7	2	2
8	2	3
9	2	4
10	2	5
11	3	1
12	3	2
13	3	3
14	3	4
15	3	5
16	4	1
17	4	2
18	4	3
19	4	4
20	4	5
21	5	1
22	5	2
23	5	3
24	5	4
25	5	5

Una vez analizadas todas las simulaciones para elegir la mejor opción se ha analizado las diferencias en la presión del presionador entre el experimento realizado en PKL y el experimento simulado con TRACE-SNAP y se ha elegido la simulación en la que el primer tramo de presión, ya que es aquí donde tiene más importancia la fenomenología. Posteriormente, la presencia de la inyección forzada puede enmascarar el efecto de modificar los parámetros de Choke Flow.

7.1.3 MODIFICACIÓN PÉRDIDAS EN EL MODELO SEPARADOR Y EN EL MODELO ROTURA DEL SECUNDARIO

En la siguiente fase de la simulación se ha optado por modificar primero las pérdidas por fricción en el separador del generador de vapor afectado y las pérdidas en el modelo de rotura. Esta modificación se ha realizado con el fin de mejorar la simulación de la rotura y hacer que el comportamiento termohidráulico sea lo más similar al experimento las pérdidas tanto en el separador como en la rotura tienen una influencia muy importante en la circulación del vapor por el circuito secundario y en el comportamiento de la despresurización del lazo afectado una vez se inicie la rotura. El separador se encarga de separar la mezcla de agua en forma vapor y líquida que circula por el Riser formado en el generador de vapor para enviar el vapor hacia la turbina y el agua líquida para recircular por el Downcomer. El elemento Tee tiene 6 juntas 3 internas y 3 externas. Para esta parte de la simulación

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

se va a modificar las pérdidas por fricción en la junta número 3, en la ilustración 15 se puede ver la ubicación de la junta señalado por un color distinto al resto.

Como se observa en la tabla 6 se ha partido desde unas pérdidas por fricción de 0. Se han simulado distintos experimentos aumentando la fricción en la junta 3 de uno en uno, al comprobar que la variación no ha provocado mucho cambio se ha decidido aumentar considerablemente las pérdidas por fricción empezando por unas pérdidas por fricción de 1000 hasta 100000 pasando por 10000, 25000 y 50000. En la siguiente tabla se muestran las simulaciones que se han realizado con los valores utilizados.

Tabla 6. Valores pérdidas por fricción en el separador.

Simulación	K-Fact Fricción
26	1
27	2
28	3
29	4
30	5
31	6
32	7
33	8
34	9
35	10
36	1000
37	10000
38	25000
39	50000
40	100000

Como en el experimento anterior para elegir el mejor resultado posible se ha optado por seguir el mismo criterio de selección, la menor diferencia de presión entre el valor mínimo de presión en el presionador entre el experimento en PKL y el caso simulado. En este caso el valor de pérdidas seleccionado es el de 50000, este efecto se puede observar dentro del capítulo 8, donde se muestran los resultados.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

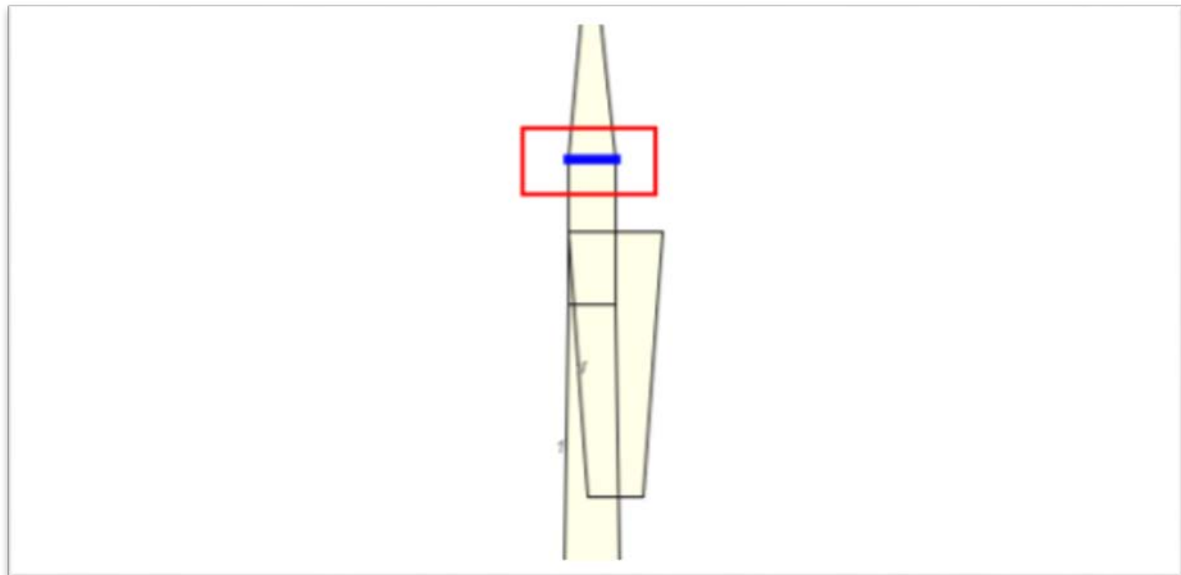


Ilustración 15. Pérdidas por fricción en el elemento Tee.

Una vez elegido el valor de las pérdidas para el separador. Se ha procedido a modificar las pérdidas en la rotura. Inicialmente, la rotura tenía 11 juntas con distintos valores de pérdidas. Para realizar esta parte de la simulación se han establecido todas las pérdidas de cada junta a cero excepto en las juntas 7 (donde se ubica la válvula que simula la rotura), 8, 9, 10 y 11. Inicialmente, se establecen unas pérdidas por fricción de 10. Se han aumentado de 10 en 10 hasta llegar un valor de 100. En la ilustración 16 se puede ver la ubicación del parámetro que se ha modificado mientras que en la siguiente tabla se muestra un resumen de las simulaciones realizadas.

Tabla 7. Pérdidas por fricción en la rotura.

Simulación	K-Fact Fricción
41	10
42	20
43	30
44	40
45	50
46	60
47	70
48	80
49	90
50	100

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

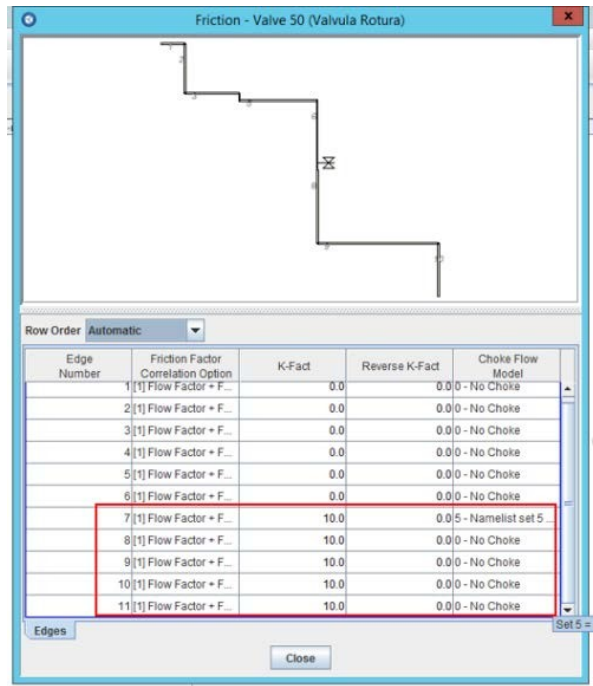


Ilustración 16. Pérdidas por fricción en la rotura.

Una vez realizadas y analizadas cada simulación se escoge la mejor simulación como en los casos anteriores, teniendo en cuenta las diferencias de presión entre el experimento en la instalación PKL y las simulaciones realizadas en TRACE, se ha establecido como la mejor simulación el experimento 41 estableciendo unas pérdidas en la rotura con un valor de 10 como se puede observar en el capítulo 8.

7.1.4 CONTROL VÁLVULA PORVS

En el paso siguiente, se ha procedido a modificar el modo de controlar la válvula PORV del presionador, inicialmente el modelo se encontraba con un tipo de válvula Checkvalve, y posteriormente se ha analizado el diseño cambiando el tipo de control de apertura y cierre de la válvula utilizando un control mediante una tabla y utilizando un trip. A continuación, se van a describir el funcionamiento de los modos de control:

- **Check Valve:** este modelo de control de válvula se basa en establecer un valor de presión y un margen (Open Delta Pressure) que una vez se ha superado el valor establecido más el margen de presión la válvula se abre y una vez la presión vuelve a estar por debajo de este valor la válvula se cierra. El elemento aguas abajo de la válvula PORV, Break 31, se utiliza para establecer la presión de tarado aparte de ser el elemento donde se descarga desde el presionador por medio de la válvula PORV. El valor de la presión se establece en 41.5 bar (415000 Pa) y un margen de 0 Pa. Se puede observar la configuración descrita en la siguiente figura.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

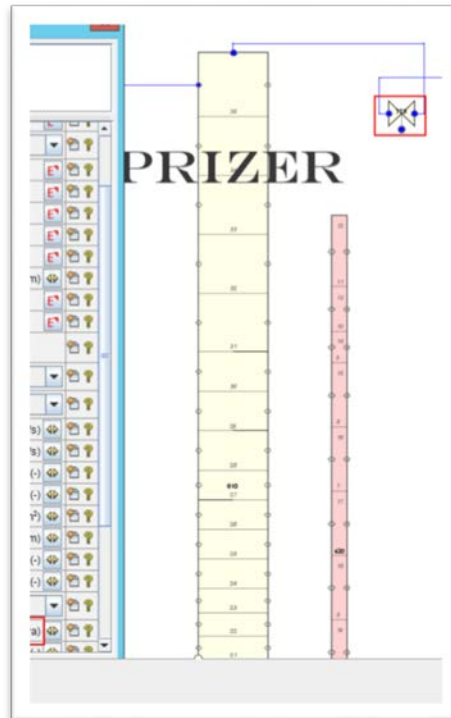


Ilustración 17. Control válvula PORV mediante Check Valve.

- Apertura válvula tras tabla (Flow Area Fraction After Table):** el funcionamiento de esta manera de actuar para controlar la válvula se trata de leer la presión en el Upperhead del núcleo y en función del valor de presión abre o cierra según la tabla que se muestra a continuación. Una vez leída la presión (ubicada en las coordenadas 1,1,18 de la vessel 51) se introduce en la tabla y en función del valor en el que se sitúe la apertura de la válvula será uno u otro. En TRACE-SNAP se crea una curva directamente proporcional entre los valores de presión y área de paso de la válvula. Para pasar de un valor a otro instantáneamente de área de paso a un determinado valor de presión hay que introducir dos valores muy próximos para que no se cree la recta y tenga forma escalón. Como en el caso anterior, en la siguiente figura también se puede observar la configuración descrita.

Tabla 8. Presión y área de apertura.

Presión	Porcentaje apertura de área
3.9E6	0.0
4.09E6	0.0
4.1E6	1.0

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

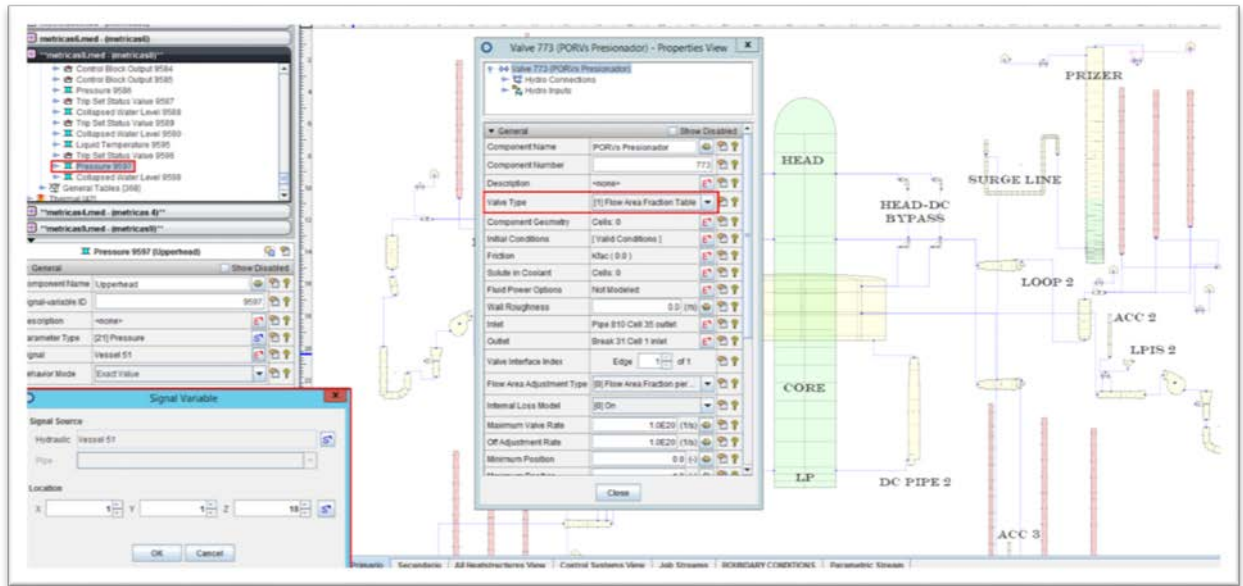


Ilustración 18. Control válvula PORV por tabla.

- Apertura válvula tras trip (Flow Area Fraction After Trip):** como en el modelo de control a través de una tabla, la apertura de la válvula se controla mediante un trip, en función de la presión leída en el Upperhead del núcleo. Para controlar la válvula con un trip se ha definido una señal variable que se trata de la presión en el Upperhead, esta se introduce en el trip y junto a un trip status (variable que define el estado del trip) y una tabla controla el comportamiento de la válvula, en la que si el trip se activa se abre la válvula y si el trip se anula la válvula se cierra. En la ilustración 19 se muestra un esquema de cómo funciona la apertura de la válvula con el trip. Y en la tabla 9 se puede observar la tabla que se utiliza para abrir la válvula, si el Trip Set Status se convierte en 0 la válvula se cierra mientras que si el Trip Set Status se convierte en 1 la válvula se abre.

Tabla 9. Trip.

Trip Set Status	Porcentaje apertura de área
0	0.0
1	1.0

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

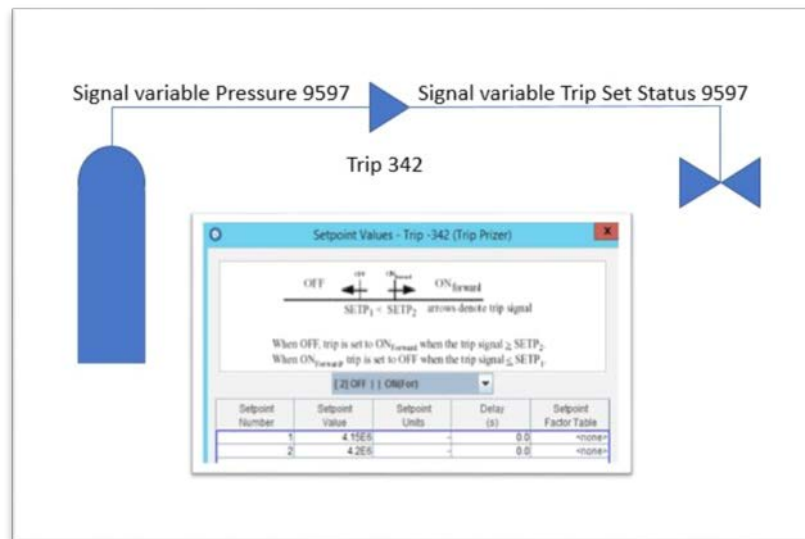


Ilustración 19. Esquema funcionamiento del trip.

7.1.5 CONFIGURACIÓN GENERADOR DE VAPOR

En PKL hay un total de 112 tubos en U, 28 para cada generador de vapor. Estos 28 generadores se simplifican en tres tipos distintos (inner, medium y outer). En este apartado se va a describir las diferentes configuraciones para realizar la transferencia de calor entre el circuito primario y el secundario. Se han desarrollado tres configuraciones distintas, intentando simular mejor el comportamiento del generador de vapor y que sea lo más similar posible al experimento, que a continuación se van a desarrollar:

- Primera configuración:** es el diseño original del modelo, se han desarrollado distintas estructuras de calor que conectan las tuberías en U del circuito primario con el elemento Riser del circuito secundario de manera que el calor generado en la vasija se transmite por los tubos en U hacia el elemento Riser del circuito secundario donde se recibe el calor y se transforma el agua en una mezcla bifásica (líquido y fase vapor), esta mezcla continua hasta el elemento separador donde se separa la mezcla en agua en fase vapor que se dirige hacia la turbina para generar la electricidad mientras que el agua en fase líquida continua por el elemento Downcomer para recircularse. En la figura de abajo se puede observar la configuración descrita. Como se observa en la ilustración los elementos con color rojo corresponden a los elementos que contienen una estructura de calor, en la parte del primario hay tres tuberías que corresponden a las estructuras de calor interna media y externa. Mientras que en la parte del secundario en el elemento Riser se introducen las tres estructuras de calor interna, media y externa. La estructura de calor se encuentra configurada de manera que cada célula coincida en longitud con las células en que se dividen el elemento Riser.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

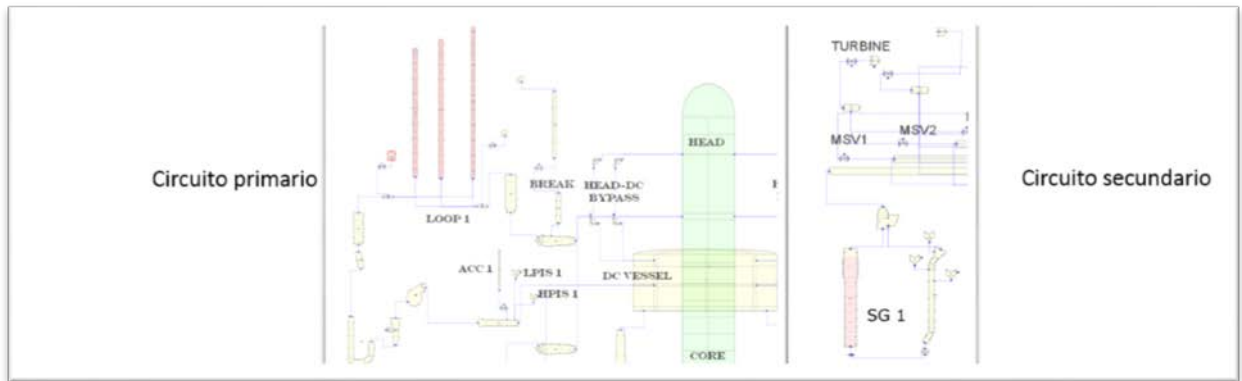


Ilustración 20. Generador de vapor original.

- Segunda configuración:** en este diseño se han sustituido los dos elementos situados en el circuito secundario, el elemento Riser y el Downcomer (Pipe 350 y Pipe 368 respectivamente) por una vasija (Vessel 130). Para diseñar la vasija se ha establecido que tenga dos radios, el primero, el interno, que se ha calculado de manera que en el área del primer radio coincidiera con el área máxima del elemento Riser. Mientras que en el segundo radio se ha calculado de manera que coincidiera el área con el área máxima del elemento Downcomer. Las alturas de cada celda que compone la vasija se han hecho coincidir con las celdas que componen el elemento Riser. Como en la configuración anterior, se han introducido las estructuras de calor con los tubos del circuito primario (Pipes 316, 318 y 320) con la vasija 130 en el radio interno de la vasija. El funcionamiento es el mismo que en el caso anterior, pero en vez de tener dos elementos (Riser y Downcomer) hay una vasija. La mezcla de agua vapor y líquida sale de la vasija por el radio interno hacia el separador donde se separa yendo el vapor hacia la turbina y el agua líquida vuelve a la vasija por el radio externo para recircular. En la ilustración 21 se ve la configuración explicada.

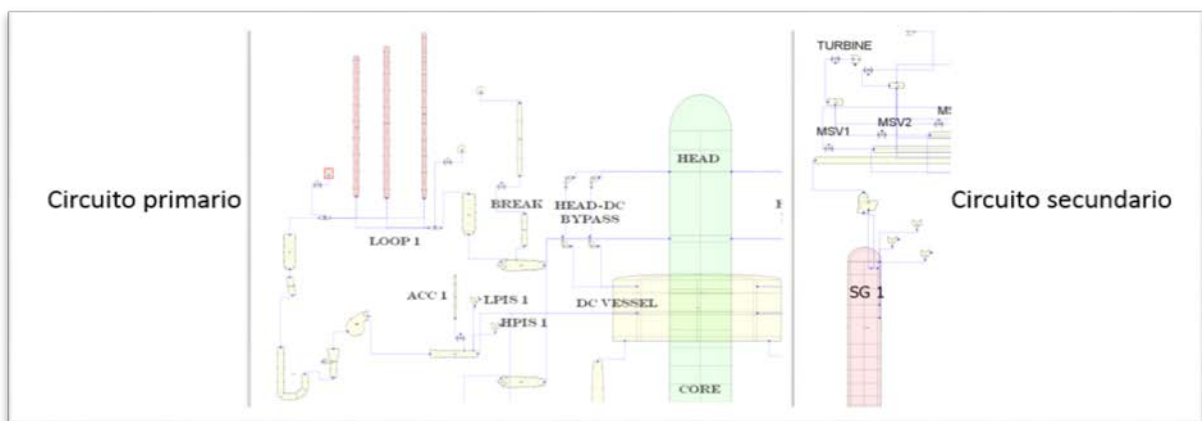


Ilustración 21. Generador de vapor con vasija de dos anillos.

- Tercera configuración:** similar al segundo diseño, se trata de otra vasija (Vessel 150) como en el caso anterior, pero en vez de tener dos radios tiene tres. La finalidad de configurar

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

la vasija de esta manera se basa en contener en un único elemento toda la transferencia de calor. Este elemento estará compartido con el circuito primario y el circuito secundario. La distribución de los radios de la vasija es en el radio interno contener el agua caliente proveniente del circuito primario sustituyendo los tubos de transferencia de calor (Pipes 316, 318 y 320), en el anillo intermedio se encuentra la mezcla de agua en fase vapor y líquido que continuará hacia el separador para separar la mezcla y que el vapor vaya hacia la turbina y el agua líquida vuelva por el anillo externo para recircular el agua en fase líquido sustituyendo el elemento Downcomer del modelo original. Las áreas se han calculado de manera que todos los elementos coincidan con el área máxima del elemento que sustituye. Las estructuras de calor en esta configuración. Como en los casos anteriores, se puede ver en la siguiente ilustración la configuración descrita donde la vasija se encuentra compartida en ambos circuitos.

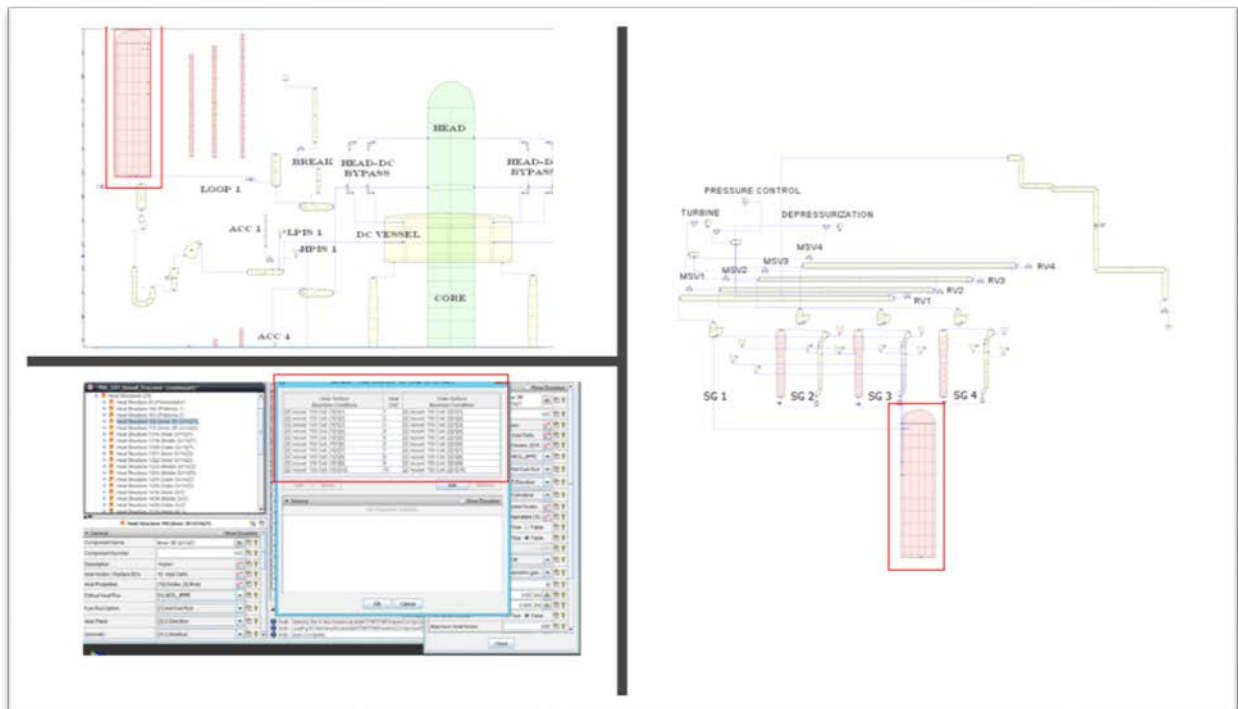


Ilustración 22. Configuración Vessel con 3 radios.

A continuación, se muestran una tabla con los parámetros geométricos referidos a cada configuración. Se puede apreciar en la tabla 10, correspondiente a la primera configuración, como se divide en dos elementos Riser y Downcomer, dos tuberías divididas en celdas con 11 caras, hay que destacar que como el flujo en cada tubería tiene una dirección la numeración se encuentra de manera inversa. Es por esto, por lo que en la tabla se ha introducido empezando por el nivel más bajo. Siendo para el elemento Riser el 1 y para el elemento Downcomer el 10. Lo mismo pasa con las caras de cada celda. Otro aspecto que hay que destacar es que al ser dos elementos tipo tubería se define el diámetro de las caras o juntas en vez del radio como se hace en las configuraciones 2 y 3 que los elementos son tipo vasija. La configuración 2 y 3 es similar salvo en el aspecto radial ya que la configuración 2 tiene dos radios con lo que se obtiene dos zonas, la interna que sustituirá el Riser del generador de vapor 1 y la externa, que sustituirá el Downcomer del generador de vapor 1. Mientras que, la configuración 3

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

tiene tres radios, el interno donde se ubican los tubos en U del circuito primario, el intermedio donde se ubica el Riser del generador de vapor 1 y el externo donde se ubica el Downcomer del generador de vapor 1. Por último, en la ilustración 23, se muestra un esquema de la configuración 3.

Tabla 10. Configuraciones del generador de vapor.

Configuración 1				
AXIAL	Celda	Riser Altura (m)	Celda	Downcomer Altura (m)
	1	0.65	10	1.37
	2	1	9	0.85
	3	1	8	0.85
	4	1	7	1.35
	5	1	6	1.35
	6	2	5	2.55
	7	1	4	0.10
	8	1.18	3	0.63
	9	1.11	2	0.7688
	10	0.977	1	1.048
RADIAL	Caras	Riser diámetro (m)	Junta	Downcomer diámetro (m)
	1	0.03	11	0.11
	2	0.02	10	0.08
	3	0.02	9	0.08
	4	0.02	8	0.08
	5	0.02	7	0.08
	6	0.02	6	0.08
	7	0.02	5	0.08
	8	0.02	4	0.08
	9	0.09	3	0.08
	10	0.37	2	0.11
	11	0.26	1	0.37
Configuración 2				
AXIAL	Celda	Altura (m)		
	1	0.18		
	2	0.65		
	3	1		
	4	1		

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

AXIAL	Celda	Altura (m)
	5	1
	6	1
	7	2
	8	1
	9	1.18
	10	1.11
		0.97
RADIAL	Radio (m)	
	Interno, X1	0.19
	Externo, X2	0.24
AZIMUTAL	Ángulo (°)	
	1	120
	2	120
	3	120
Configuración 3		
AXIAL	Celda	Altura (m)
	1	0.18
	2	0.65
	3	1
	4	1
	5	1
	6	1
	7	2
	8	1
	9	1.18
	10	1.11
	0.97	
RADIAL	Radio (m)	
	Interno, X1	0.10
	Intermedio, X2	0.14
	Externo, X3	0.29
AZIMUTAL	Ángulo (°)	
	1	120

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

	Ángulo (°)	
	2	120
	3	120

En la ilustración 23 se puede observar un esquema donde se puede ver la configuración geométrica que se ha utilizado en la configuración 2 y en la configuración 3, el esquema de la izquierda corresponde a la configuración 2 mientras que el esquema de la derecha corresponde a la configuración 3.

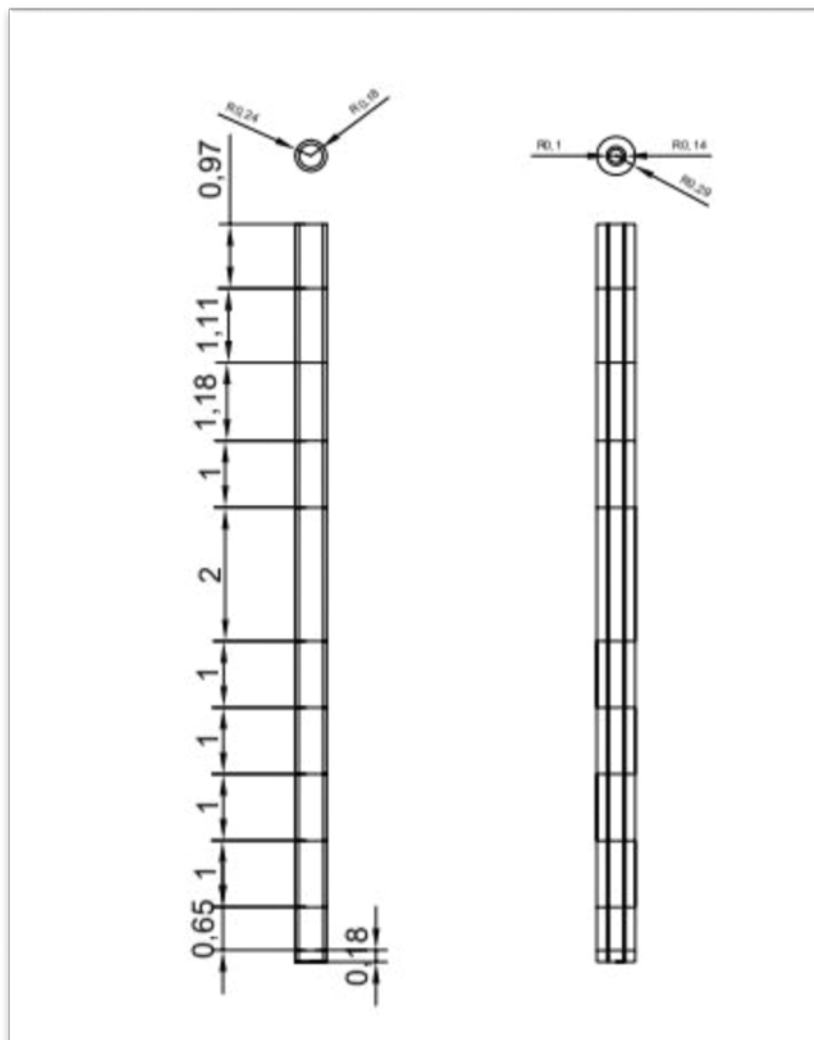


Ilustración 23. Esquema configuraciones GV.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

7.2 OTRAS MODIFICACIONES

Con el fin de mejorar la simulación con TRACE respecto al experimento en la instalación PKL se han desarrollado una serie de modificaciones que han permitido ajustar mejor el comportamiento en algunos casos y en otros no han tenido el comportamiento esperado. A continuación, se van a explicar las modificaciones realizadas:

- En primer lugar, se ha ajustado la caída de presión del circuito secundario ya que en el modelo original la presión se mantiene constante en 35 bar mientras que en el experimento realizado en la instalación PKL tiene una ligera caída de presión. Para controlar la caída de presión se ha actuado sobre el elemento Break 762. Inicialmente la tabla que controla la presión se mantenía en 35 bar así que se ha modificado la tabla para que el comportamiento de la presión del circuito secundario sea similar al experimento en PKL. Aprovechando que TRACE-SNAP crea rectas entre los puntos se ha optado por poner tres puntos a 35 bar hasta los 100 segundos para mantener las condiciones iniciales y se ha añadido un último punto a los 3000 segundos de 31 bar. De esta manera se mantienen las condiciones iniciales y se crea una recta con una pendiente descendente de 0.00138.

$$Y = 35 - \frac{35 - 31}{3000 - 100} \cdot X = 35 - \frac{4}{2900} \cdot X$$

En la siguiente tabla se muestran los cambios realizados para controlar la presión del circuito secundario.

Tabla 11. Configuración caída de presión en el circuito secundario.

ORIGINAL		MODIFICADO	
Tiempo (s)	Presión (bar)	Tiempo (s)	Presión (bar)
0	35	0	35
25	35	25	35
100	35	100	35
3600	35	3000	31

- A continuación, intentando ajustar la presión del experimento en el presionador especialmente en la segunda fase del experimento se ha optado por seguir la misma configuración que en la instalación experimental PKL, en esta instalación la apertura de la válvula PORVs se controla con un controlador PI. Para continuar con la misma configuración se ha diseñado un bloque de control PI que controla la apertura de la válvula 773. Para diseñar el controlador PI en TRACE-SNAP hay que introducir diferentes parámetros tal y como indica en el informe preliminar del experimento en PKL.
- La siguiente modificación ha sido aumentar las pérdidas por fricción en el elemento Surgeline para conseguir ajustar mejor la diferencia de presiones entre el experimento realizado en la

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

instalación PKL y el modelo simulado en TRACE-SNAP. En el modelo original, el elemento Surgeline (Pipe 810) se encuentra a la salida del presionador en el circuito primario. En este modelo la tubería se divide en 36 celdas de diferentes longitudes y a diferentes alturas con diferentes valores de fricción. La modificación que se ha realizado ha sido subir las pérdidas en la célula 1 correspondiente a la salida del elemento Surgeline se ha pasado de unas pérdidas de fricción de 0.8 el modelo original a unas pérdidas por fricción de 1000.

- Otra modificación del modelo que se ha realizado ha sido comprobar si otros parámetros del Chokeflow CHM25 mejoran el modelo. Se ha probado modificando los valores según la siguiente tabla:

Tabla 12. Variación parámetro Chokeflow.

Experimento	Valor CHM25
1	1
2	0.25
3	0.5

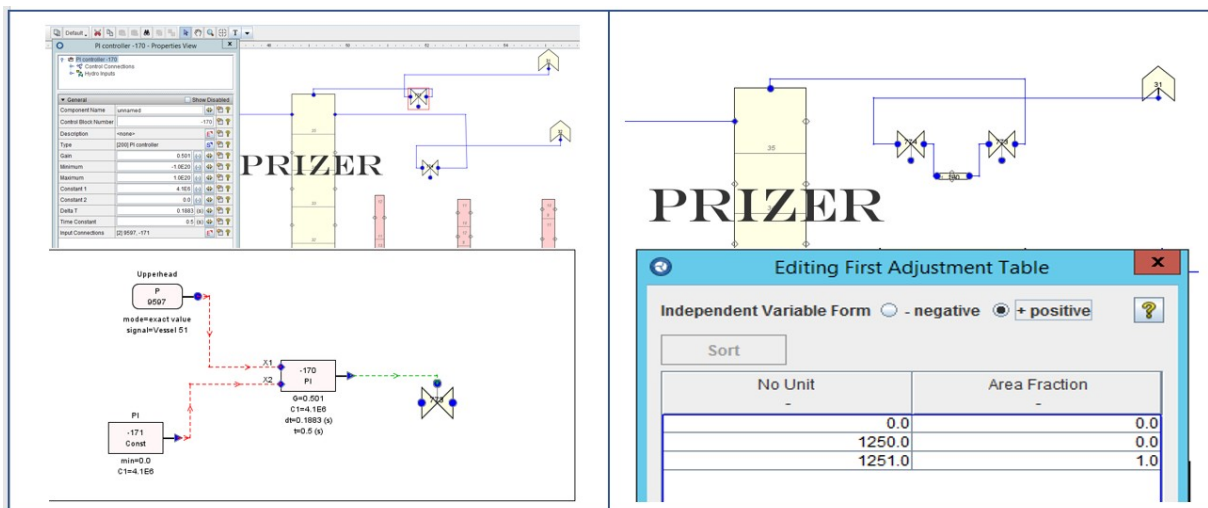


Ilustración 24. Configuraciones de válvulas PORV's.

1. Tras comprobar que en el informe inicial del experimento en PKL la válvula no se abre completamente, como máximo el porcentaje de apertura es de un 37%, es por esto por lo que se ha probado con distintos porcentajes de apertura para intentar que el presionador se llene de manera más pareja al experimento realizado en la instalación PKL. En la siguiente tabla se introducen los valores de los porcentajes que se han introducido en cada simulación.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

Tabla 13. Apertura área válvula 773.

Simulación	Porcentaje apertura Válvula773 (PORVs)
51	10%
52	20%
53	30%
54	35%
55	40%
56	50%

2. Por último, en alguna simulación el control de la válvula 773 el comportamiento no ha sido el esperado es por eso por lo que se ha modificado el control de la válvula PORVs (773) añadiendo otra válvula igual más una tubería sin pérdidas de fricción. La función de esta válvula es mantenerse cerrada durante el tiempo necesario sin que actúe la válvula PORVs773. Esta nueva válvula está controlada por el tiempo y durante 1125 segundos se mantiene cerrada. Esta configuración, pero de manera distinta también se ha utilizado para probar la modificación de controlar la válvula con un controlador PI, en la modificación de controlar el momento de apertura de la válvula 773 se colocan las válvulas en serie mientras que en la modificación del control por un PI se colocan en paralelo. En la siguiente figura se muestran las configuraciones mencionadas. En la parte de la izquierda de la figura se muestra la configuración del PI y en la parte derecha se ve la configuración del control de apertura de la válvula.

CAPÍTULO 8. RESULTADOS.

En este apartado se van a analizar los distintos resultados obtenidos en las diversas simulaciones que se han realizado. Para ellos se van a definir una serie de métricas que posteriormente se definirán, estas métricas son los puntos más significativos del experimento y a raíz de las gráficas de distintos parámetros de distintos elementos como pueden ser presión, temperatura, caudal másico o nivel de llenado. El modo en que se ha desarrollado este capítulo es el siguiente:

1. Análisis de los resultados de la simulación del caso base y la influencia en de las pérdidas por fricción en el separador y la rotura.
2. Análisis de las métricas definidas para valorar cualitativamente la validez del modelo.
3. Análisis gráfico de los resultados obtenidos para cada simulación.

8.1ANÁLISIS DEL CASO BASE Y LA INFLUENCIA DE LAS PÉRDIDAS EN EL SEPARADOR Y LA ROTURA.

Para analizar el caso base y la influencia de las perdidas con el fin de mejorar la simulación y que las diferencias sean mínimas con respecto al experimento realizado en PKL se ha basado en comparar el comportamiento de la presión en el elemento presionador entre los casos simulados y el experimento. Para ello se ha optado por utilizar el programa Excel para generar las gráficas. A continuación, se muestran en la ilustración 25 la influencia de las pérdidas en el separador.

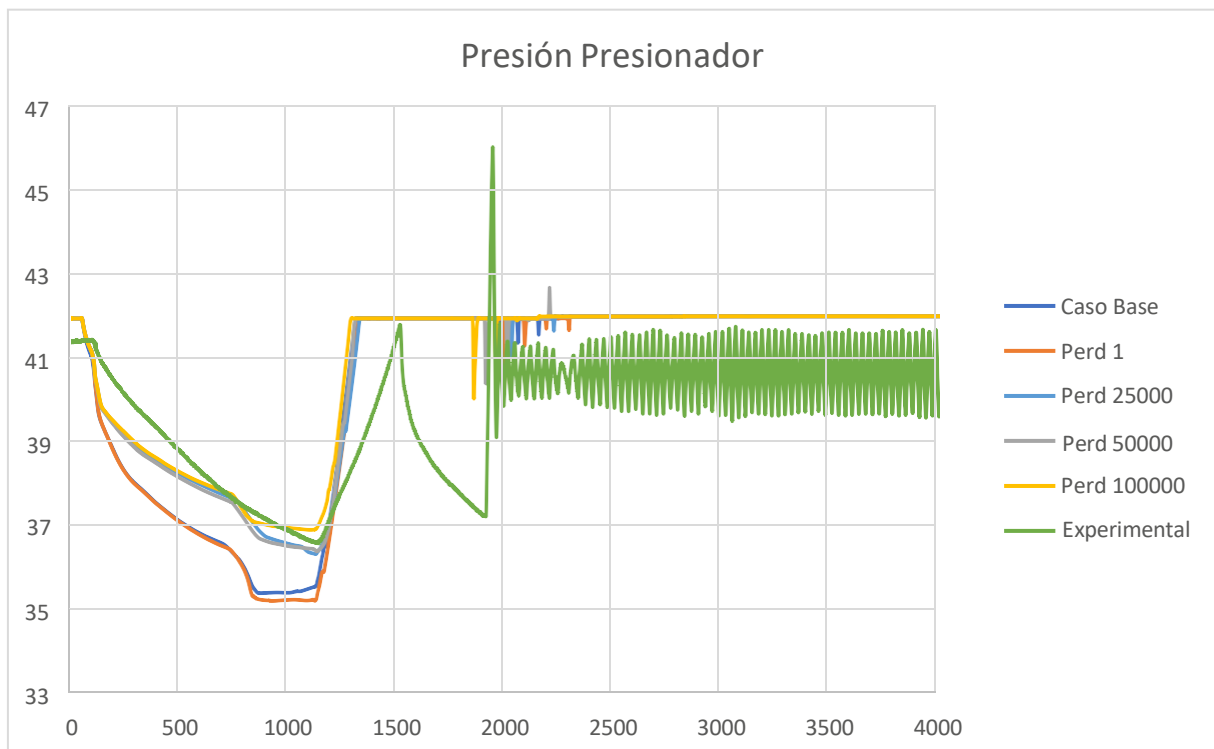


Ilustración 25. Influencia pérdidas en el separador.

Como se puede ver la despresurización inicial es muy drástica en los casos simulados comparados con el caso experimental. También se puede ver como el aumento de perdidas en el separador mejora el

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

comportamiento de la presión siendo teniendo menores diferencias al establecer los valores de pérdidas en el separador de 25000, 50000 y 100000. Al aumentar las pérdidas en el separador se observa que el valor mínimo de presión en la despresurización del primer tramo se queda por encima de 37 bar por lo que se ha descartado el valor de pérdidas de 100000. Se ha seleccionado el valor de pérdidas en el separador de 50000 en vez de 25000 por tener el valor mínimo más próximo del experimental tanto a nivel de presión como en el tiempo.

Por otro lado, como se ha detallado en el capítulo 7.1.3 también se ha analizado la influencia de las pérdidas en el modelo de la rotura. Esta influencia se puede observar en la ilustración 26.

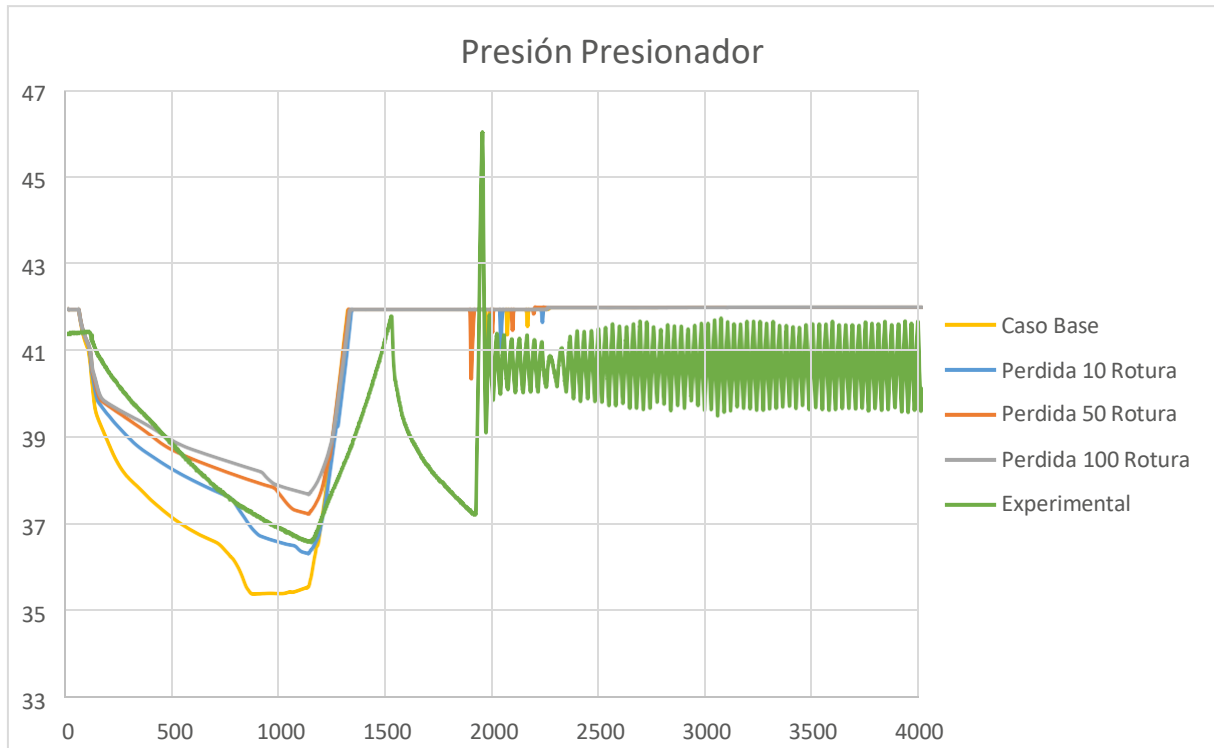


Ilustración 26. Influencia pérdidas en rotura.

En este caso al aumentar las pérdidas se observa como la pendiente de la despresurización del primer tramo mejora con respecto al experimento, pero no es una mejora tan significativa ya que dura unos segundos mientras que, el valor mínimo de presión aumenta. Es por esto por lo que, se ha establecido un valor de pérdidas de 10 en la rotura.

8.2 ANÁLISIS DE LAS MÉTRICAS DEFINIDAS PARA VALORAR LA VALIDEZ DEL MODELO.

Se han definido una serie de métricas para comprobar la validez del modelo, se han seleccionado estas métricas porque son valores picos muy importantes que marcan la evolución del comportamiento termohidráulico del accidente e influyen mucho en el transitorio del accidente. Estas métricas son las siguientes:

- 1) Valor mínimo de presión en la primera fase del experimento.
- 2) Tiempo de apertura de la válvula PORV.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

- 3) Tiempo de vaciado del generador de vapor afectado en el circuito secundario.
- 4) Valor mínimo de presión en el presionador durante todo el experimento.
- 5) Tiempo de llenado del presionador.
- 6) Temperatura final salida del núcleo (CET, Core Exit Temperature).

Los valores del experimento en la instalación PKL se han extraído de un archivo de texto del que se han extraído los valores necesarios para tener una referencia de la validez de los modelos simulados. Mientras que para extraer los valores de las métricas de los casos simulados se han extraído utilizando el programa Aptplot de manera externa.

Una vez realizado y revisadas las más de medio centenar de simulaciones se han seleccionado un total de 18 simulaciones con los mejores resultados dentro de cada variación que se ha propuesto y diversas mejoras para conseguir tener el mismo comportamiento que en el experimento realizado en la instalación PKL. A continuación, se muestra una tabla donde se recogen las distintas simulaciones seleccionadas numeradas de la A hasta la R con las modificaciones que se han realizado:

Tabla 14. Configuración de simulaciones.

Sim	Inicial		Control válvula			Vessel			Configuración válvulas			Pérdidas Surgeline	
	CF	Pérdidas	Tabla	Trip	Checkvalve	Sin	2R	3R	1 válvula	Serie	Paralelo	Si	No
A	Experimental												
B	Caso Base												
C	X				X	X			X				X
D	X	X			X	X			X				X
E	X	X		X		X			X				X
F	X	X	X			X			X				X
H	X	X		X			X			X			X
I	X	X	X				X		X				X
J	X	X			X		X		X				X
K	X	X		X				X		X			X
L	X	X	X					X	X				X
M	X	X			X			X	X				X
N	X	X		X		X					X		X
Ñ	X	X		X			X				X		X
O	X	X		X				X			X		X
P	X	X		X		X					X	X	
Q	X	X		X			X				X	X	
R	X	X		X				X			X	X	

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

La tabla anterior se ha configurado de modo que se recogen 5 cabeceros en función del grupo de las modificaciones que se han realizado a lo largo del proyecto. Estos cabeceros son inicial, control de válvula, vessel, configuración válvulas y pérdidas Surgeline.

- El cabecero **Inicial** recoge las modificaciones de variar los valores en Chokeflow (CF) y el aumento de las pérdidas en el elemento Tee y en la rotura.
- El tipo de control de válvula en función de una tabla, un trip o una Checkvalve se recoge en el cabecero **Control válvula**.
- Las distintas configuraciones del generador de vapor conectado a la rotura (sin vasija, vasija con dos anillos y vasija con tres anillos) se encuentran bajo el cabecero de **Vessel**.
- Las modificaciones para conseguir controlar mejor el comportamiento de la válvula 773 se encuentran bajo el cabecero de **Configuración válvulas**.
- Por último, bajo el cabecero **Pérdidas Surgeline** se encuentran las opciones de aumentar las pérdidas en el elemento Surgeline.

En la columna 1 se encuentran las 19 simulaciones escogidas, hay que destacar que la fila 3 (A) se refiere al experimento realizado en la instalación PKL y en la fila 4 (B) se refiere a la simulación del caso base obtenido del que se ha partido. Cada cambio que se ha realizado durante el proyecto y ha sido explicado en el capítulo anterior se ha recogido en la tabla anterior señalándose con una X, de manera que ahora cuando se expliquen los resultados obtenidos esta tabla sirva como ayuda para ver que modificaciones se han realizado en cada simulación.

Tabla 15. Variables para evaluar las métricas.

Métricas	Descripción	Variable
1	Valor mínimo de presión en la primera fase	Pipe810A35
2	Tiempo de apertura válvula PORV	Area-773
3	Tiempo de vaciado del secundario (GV1)	Cb2101
4	Valor mínimo del presionador	Sv1932
5	Tiempo de llenado del presionador	Sv1932
6	Temperatura final CET	Sv9595

Tras analizar todos los valores de las métricas de cada caso simulado se han recogido y se han analizado en la siguiente tabla. En ella se ha establecido para cada métrica tanto la desviación máxima como la desviación mínima, entendiéndose como desviación la diferencia en valor absoluto entre el valor simulado y el valor experimental dividido entre el valor experimental en porcentaje.

$$D(\%) = \frac{|x_{sim} - x_{exp}|}{x_{exp}} \cdot 100$$

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

Tabla 16. Resultados de las métricas.

Simulación	Métricas					
	1 (bar)	2 (segundos)	3 (segundos)	4 (metros)	5 (segundos)	6 (°C)
A	36.654	1420	769.08	4.196	1933.08	212.71
B	33.90	1535.25	1365	1.189	2945.77	143.51
C	35.08	1326.31	690	2.00	2761.69	230.98
D	36.96	1291.61	806.23	3.432	2831.96	230.98
E	36.90	1305.91	870.46	5.07	2965.80	231.14
F	36.87	1295.6	1025.5	4.73	2250.97	227.85
H	36.40	1517	1221.3	3.011	2921	226.85
I	36.16	2268	940.05	4.40	3038	227.85
J	36.4	1331.89	996	3.78	2812	224.45
K	36.43	1445.95	1259.30	3.60	2955	216.73
L	36.37	1255	940	2.87	2546	218.33
M	36.30	1350	1244	3.58	2881	217.26
N	36.37	1361.4	1186.11	5	2522.5	228.01
Ñ	36.30	1361.4	1186.1	3.74	2517	223.77
O	36.30	1361	1186	2.99	2517	132.07
P	36.30	1381.40	966.16	4.68	2231	225.72
Q	36.50	1411.6	1216.2	5.07	2532.43	224.23
R	36.30	1381	1330.7	3.96	2573.6	216.84
Desv min	0.42%	0.59%	4.83%	5.62%	15.41%	1.89%
Desv max	7.51%	8.11%	77.48%	71.66%	52.38%	32.53%

Una vez estudiados todos los valores extraídos de las métricas se pueden sacar distintas conclusiones, más claras en las métricas número 5 y número 6 donde:

- en la métrica número 5, tiempo de llenado del presionador, se retrasa en todos los casos simulados siendo los casos en los que menos se retrasa en el caso P y el caso F siendo el caso P donde se la modificación ha sido utilizar las 2 válvulas PORVs en serie para conseguir controlar mejor el comportamiento necesario y aumentando las pérdidas por fricción del elemento Surgeline a 1000. En el caso F, la modificación ha sido cambiar el tipo de control de válvula en la válvula PORVs de Checkvalve al control mediante una tabla, en la que se leía la presión en el Upperhead de la vasija y en función de la presión se controla el área de paso de la válvula. Cabe destacar que el tipo de control en el caso P también es mediante el uso de una tabla de presión en el Upperhead y el área de apertura en la válvula PORVs como en el caso F. El retraso en el caso P es de 297.92 segundos mientras que en el caso F el retraso con el experimento realizado en la instalación PKL es de 317.89 segundos.
- Referente a la métrica número 6, temperatura final CET, en todos los casos simulados la temperatura es inferior comparando con el experimento realizado en PKL. El caso simulado que más se aproxima al experimento es el caso K donde se ha modificado el tipo de control

de la válvula 773 PORVs y además la configuración del generador de vapor, sustituyendo la configuración de Riser antes de pasar por el separador Tee y la posterior descarga de agua líquida por el elemento Downcomer por una vasija que contenga en el radio interior el agua líquida caliente del circuito primario, la mezcla de agua en fase vapor y líquida ascendiendo hasta el separador Tee por el anillo intermedio y luego bajando el agua en fase líquida por el anillo exterior para recircular. En el caso K la temperatura final se queda en 216.73°C mientras que en el experimento realizado en PKL se queda en 212.71°C dando una diferencia de 4.02°C teniendo una desviación mínima del 1.89% respecto al caso experimental.

El resto de las métricas tienen distinto comportamiento, en función de la métrica si las unidades de medida es el tiempo según el caso simulado el resultado se adelanta o se retrasa, si las unidades de medida son de presión según el caso los resultados tienen más o menos valores de presión que el objetivo o si las unidades de medida son de llenado según el caso se llena más o menos que el experimento realizado en PKL. A continuación, se va a realizar un análisis de las métricas restantes:

- La métrica 1, presión mínima en el presionador durante la primera fase del experimento realizado en la instalación PKL ha sido de 36.65 bar salvo las dos primeras simulaciones el resto de las simulaciones tiene una diferencia en valor absoluto de menos de un bar, en las dos primeras simulaciones la diferencia es de casi 3 bar en la primera y de 1,5 en la segunda. Las simulaciones que menores diferencias de presiones presentan son las de la simulación Q y la F respectivamente dando unas diferencias de 0.154 bar y 0.216 bar. Las modificaciones que se han realizado en la simulación Q han sido modificar los valores del Chokeflow, las pérdidas por fricción en el elemento separador y en la rotura y el control de la válvula se ha realizado utilizando una tabla de presión y apertura de válvula con dos válvulas en serie para mejorar el comportamiento inicial de apertura. Mientras que en la simulación F las modificaciones han sido las mismas que en la simulación Q salvo en el control de la válvula, en este caso en vez de tener dos válvulas en serie solo hay una válvula que controle la presión.
- La métrica número 2 hace referencia al tiempo de apertura de la válvula 773 en la segunda fase del experimento. Tras analizar la información que se ha obtenido del experimento realizado en la instalación PKL se concluye que la apertura de la válvula de seguridad del presionador se realiza a los 1420 segundos de iniciar el experimento. Tras observar los resultados de la métrica 2 se llega a la conclusión que en algunas simulaciones se adelanta la apertura de la válvula y en otras se retrasa. Sin embargo, en la simulación Q la diferencia es la más reducida de todas las simulaciones, en esta simulación la apertura de la válvula PORVs se adelanta a 8.4 segundos mientras que en el resto de las simulaciones la diferencia en la apertura es sobre todo entre unos 30 segundos y 2 minutos. En esta métrica se ve claramente que la mejor simulación es como en la métrica anterior, la número 1, la mejor simulación de todas ya que la diferencia con el experimento realizado en PKL es de unos segundos.
- Para la métrica 3, tiempo de vaciado del generador de vapor en el circuito secundario conectado a la rotura, se ha establecido que el vaciado del generador de vapor se alcanza

cuando el nivel de se reduce al 5% de la altura del generador de vapor. La altura del generador de vapor es de 11.084 metros por lo que el 5% de 11.084 es de 0.55 metros. Para tener un criterio unificado se ha establecido que el momento en que se vacía el generador de vapor es una vez el nivel se encuentra por debajo de 0.55 metros en tres ocasiones. En el experimento realizado en la instalación PKL el vaciado del generador de vapor se realiza a los 769.08 segundos de iniciar el experimento. En el caso original el vaciado se produce a casi los 600 segundos, es decir casi 10 minutos. En esta métrica los cambios de modificar los parámetros del Choke Flow y el aumentar tanto las pérdidas por fricción en el elemento separador como en la rotura son los que más acercan las simulaciones del vaciado del generador de vapor al vaciado en la instalación experimental PKL siendo la simulación que más se aproxima al experimento realizado en PKL la D y la segunda la C. En la simulación D la diferencia de tiempo es la más reducida de todas las simulaciones retrasándose el vaciado del generador de vapor en 37.15 segundos habiéndose modificado tanto los valores de Choke Flow como aumentando las pérdidas en el elemento separador y la rotura. Mientras que en la simulación C la única modificación que se ha hecho es cambiar los valores del Choke Flow produciendo que la diferencia de tiempo entre esta simulación y el experimento realizado en la instalación PKL sea un adelantamiento de 79.08 segundos. El resto de las modificaciones que especialmente se encargan de cambiar el tipo de control de apertura de la válvula PORVs provocan un retraso del vaciado entre 100 segundos 560 segundos.

- Por último, la métrica 4, trata sobre el nivel mínimo en el presionador, en el experimento realizado en PKL el nivel mínimo alcanza los 4.196 metros de una altura total que tiene el presionador de 13.37 metros, vaciándose hasta el 31.38%. En el archivo original el presionador se vacía hasta un nivel de 1.189 metros, más del 90%. En la primera modificación, cambiar los valores del Choke Flow, se produce un ligero aumento pero a partir de modificar tanto las pérdidas en el elemento Tee y la rotura sí que se produce una mejora considerable ya que se aproxima mucho al valor objetivo del experimento en la instalación PKL la mayor diferencia entre los casos simulados sin contar el original y la variación de los valores del Choke Flow el resto de simulaciones tienen diferencias con el experimento en PKL de como máximo 1.3 metros. La simulación con menor diferencia es la simulación G, en esta simulación la diferencia es de 0.196 metros teniendo un llenado mínimo de 70.08% muy próximo al llenado mínimo experimental de 68.62%. En la simulación G aparte de las primeras modificaciones de la variación de los valores de Choke Flow y el aumento de pérdidas por fricción el control de la válvula PORV se hace mediante una Checkvalve. No obstante, la simulación I, la segunda más próxima al experimento PKL con un llenado mínimo de 67.09% las variaciones con respecto a la simulación G es cambiando el tipo de control en la válvula PORVs de una Checkvalve por una tabla (presión-área de paso de la válvula) y cambiando la configuración del generador de vapor por una vasija en la que se sustituye el Riser por el anillo interior de la vasija y el Downcomer por el anillo exterior, conectados los anillos por un elemento externo, el elemento Tee.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

8.3 ANÁLISIS DE RESULTADOS.

A continuación, se van a tratar los resultados de manera gráfica para ello se ha utilizado el programa Matlab en el cual se han extraído gracias a archivos de texto tanto los valores simulados como los valores experimentales. A pesar de que el programa TRACE-SNAP proporciona muchas variables, se va a extraer las variables más importantes que son las siguientes:

- Presión en el circuito primario, secundario y presionador.
- Nivel en el presionador.
- Nivel en el generador de vapor.
- Flujo másico en la rotura.
- Temperatura final CET.

Para comenzar a analizar los resultados de manera gráfica se va a partir de las presiones del circuito primario, secundario y presionador. Para ello se han realizado siete graficas en función de las modificaciones que se han hecho. En todas las gráficas se compara la presión del circuito primario, presión de circuito secundario y el presionador en el experimento realizado en la instalación PKL con los elementos separador (Tee 101 y Tee 111) y el presionador (Pipe 810) respectivamente de los casos lanzados con TRACE-Snap.

La ilustración 27 corresponde a la comparación entre el comportamiento experimental y el archivo original sin modificaciones simulado. Como se puede observar en la siguiente figura se muestra como el comportamiento del presionador simulado tiene una despresurización bastante más elevada que el presionador experimental bajando de los 35 bar, alcanzando este mínimo de presión casi 100 segundos más tarde que el presionador experimental. No obstante, alcanzan el mismo punto de 42 bar y en el mismo instante una vez se vuelve a llenar el presionador en el caso experimental de manera más suave mientras que en el caso simulado la presurización es más brusca. Por último, en el caso experimental se produce una segunda despresurización que en el caso simulado ya no se consigue manteniéndose la presión en 42 bar tampoco se consigue con el archivo original simulado la oscilación en la presión durante la segunda fase que se observa en el caso experimental. Por otro lado, la presión en el circuito primario tiene el mismo comportamiento en el caso simulado y en el experimental, aunque se observa un ligero retraso en la despresurización del circuito primario del caso original simulado. Mientras que en el circuito secundario el comportamiento de la presión es completamente distinto, en el caso experimental la despresurización es lineal debido al aislamiento del generador de vapor afectado y la despresurización del caso original simulado ha se realiza de manera exponencial.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

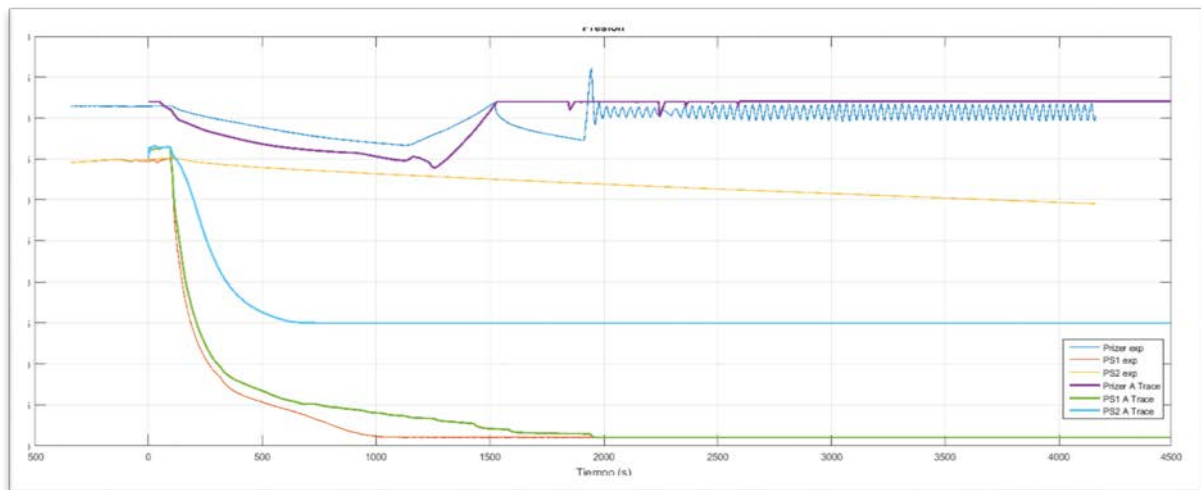


Ilustración 27. Comportamiento presiones.

La siguiente gráfica muestra los casos experimentales, el caso original simulado y las modificaciones de los parámetros del Chokeflow y el aumento en las pérdidas de fricción en la rotura y en la Tee.

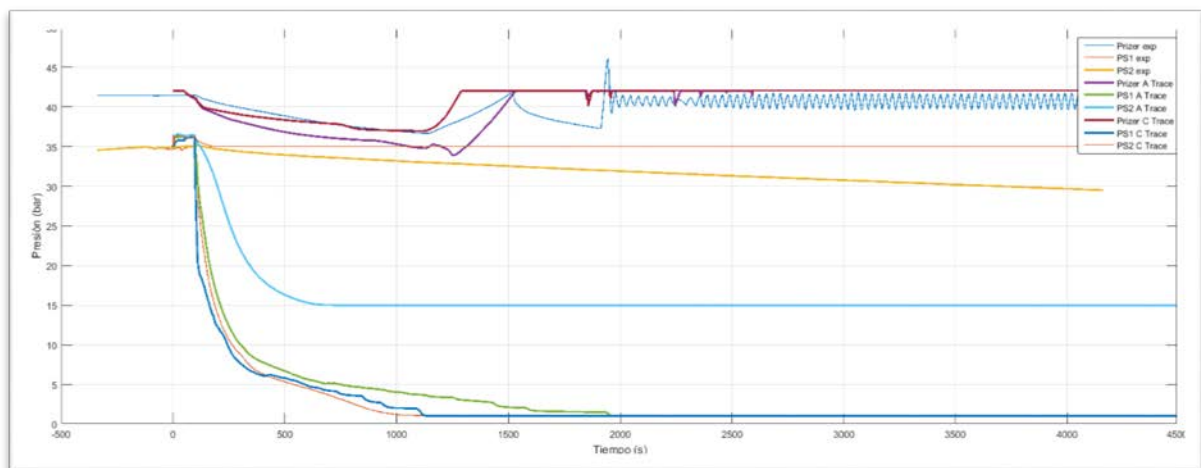


Ilustración 28. Comportamiento presiones.

En este caso se observan tres archivos distintos los archivos exp, A y C corresponden al experimental, original simulado y la modificación de parámetros con el aumento de las pérdidas respectivamente. Analizando los comportamientos del presionador se observa una ligera mejoría en la primera despresurización alcanzándose una presión similar en el mismo tiempo. No obstante, la presurización del elemento con las modificaciones aplicadas se empeora, ya que la presurización debería ser más o menos lineal y se produce de manera exponencial adelantándose unos 250 segundos. Como en el caso original simulado aplicando las modificaciones tampoco se consigue la segunda despresurización ni la fase oscilatoria. Por otro lado, se observa cómo se produce una mejoría en la despresurización del

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

circuito primario ya que el retraso que se produce con el caso experimental es solo de unos 100 segundos mientras que con el caso original simulado el retraso es de más de 500 segundos. Por último, se ha realizado una primera modificación obteniendo una presión del secundario completamente horizontal.

A continuación, se va a analizar los cambios que han producido las modificaciones del tipo de control de válvula. En la gráfica 29 se observan cuatro casos distintos (exp, E, F y G correspondientes al caso experimental, al control de las válvulas mediante trip, tabla y checkvalve respectivamente).

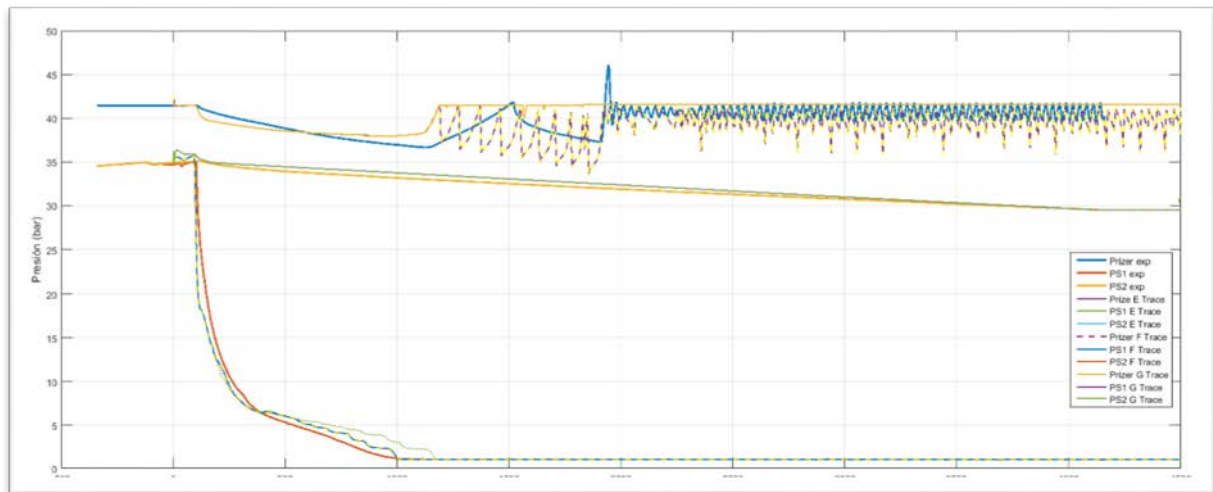


Ilustración 29. Comportamiento presiones.

Para comenzar con esta gráfica se observa como en el presionador se mantiene la despresurización de la primera fase del experimento en todos los casos, también se mantiene la presurización exponencial. Salvo en el caso G (control de válvula mediante Checkvalve) en los otros dos casos se consigue el comportamiento oscilatorio, comparándolo con el experimento la fase oscilatoria comienza casi 1000 segundos antes de lo que debería comenzar. Otra parte importante que hay que destacar del comportamiento oscilatorio es que entre los 2000 segundos y los 2750 segundos la amplitud de las ondas es similar al caso experimental, pero se encuentra a unos bares de presión por debajo y la frecuencia de las ondas es mucho mayor en los casos simulados que en el experimental. Fuera de este rango la variación oscilatoria es bastante más brusca que en el caso experimental bajando la presión por debajo de 35 bar, pero no alcanzando los 41.5 bar que se alcanza en el caso experimental. La presión del circuito primario tiene un comportamiento similar entre los casos simulados y el experimental. En todos los casos simulados se produce un retraso en la despresurización siendo menor en el caso F (control mediante tabla) de 100 segundos y mayor en los casos G (control mediante checkvalve) y E (control mediante trip) con 250 segundos y 280 segundos respectivamente. Por último, la presión del circuito secundario similar tiene el mismo comportamiento entre el caso experimental y los casos simulados.

Las siguientes modificaciones que se van a analizar son las distintas configuraciones del generador de vapor afectado con dos controles distintos de la válvula PORV. Se va a comenzar utilizando el control

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

con un trip y posteriormente mediante una tabla. Las configuraciones son las mismas que se han detallado anteriormente en primer lugar se ha probado con una transmisión de calor mediante estructuras de calor entre el circuito primario y el circuito secundario transfiriendo el calor desde los tubos en U (tuberías 316, 318 y 320 con la tubería Riser del generador de vapor en el circuito secundario (350), posteriormente se ha introducido las dos tuberías dentro de una vasija donde en el anillo interno se encuentra el elemento Riser y en el anillo exterior el elemento Downcomer y por último, se ha probado con una vasija con tres anillos donde en el anillo interior se encuentra el agua caliente del circuito primario, en el segundo anillo se recoge el calor por el circuito secundario y tras pasar por el elemento Tee el anillo exterior se utiliza para recoger el agua en fase líquida.

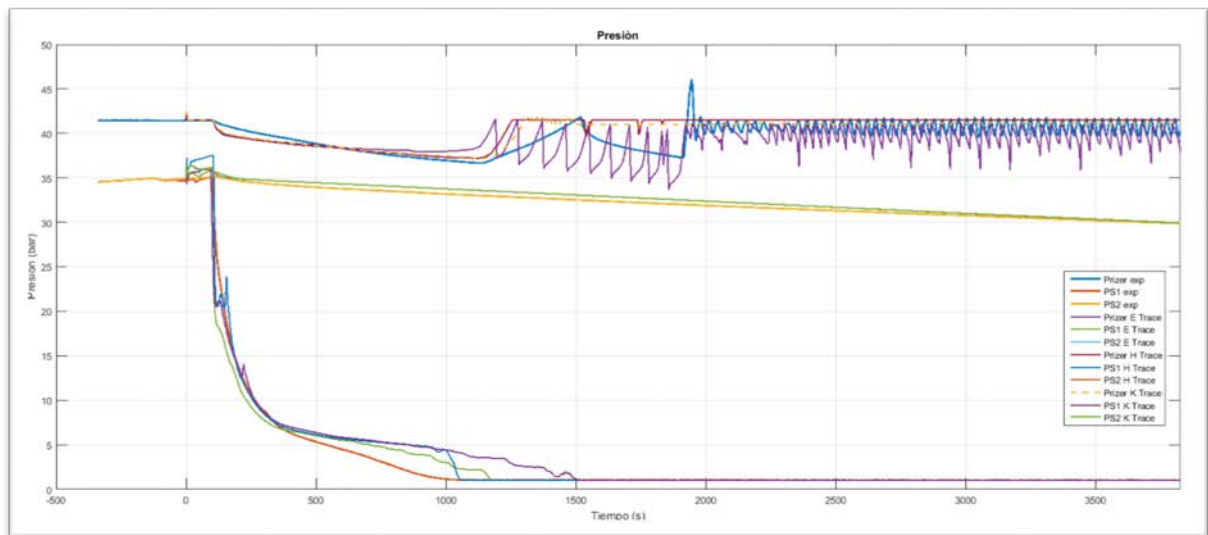


Ilustración 30. Comportamiento presiones

En la ilustración 30 se muestran los resultados obtenidos controlando la válvula PORV con un trip. En este gráfico se muestran cuatro casos como en los anteriores el caso exp corresponden al caso experimental, los casos E, H y K corresponden a sin vasija, vasija con dos anillos y vasija con tres anillos respectivamente. Se observa en la gráfica como la despresurización del circuito primario se empeora respecto a los casos anteriores ya que el retraso mínimo se produce en el caso sin vasija y es de más de 350 segundos y modificar la geometría del generador de vapor retrasa más la despresurización siendo el caso con dos anillos el retraso de casi 500 segundos y el caso con tres anillos el retraso es de casi 750 segundos. Por otro lado, el comportamiento de la presión en el secundario se mantiene como en el caso experimental. Por último, en el presionador, se observa como en la primera fase del experimento hasta los 1500 segundos, se retrasa la presurización añadiendo las distintas opciones de vasija siendo el caso con dos anillos más próximo al caso experimental. De igual manera, sigue sin conseguirse la segunda despresurización y la parte oscilatoria se asemeja más al caso experimental, aunque necesitaría aumentar la amplitud de las ondas.

En la ilustración 31 se muestran los resultados como en el caso anterior de las distintas configuraciones diseñadas para el generador de vapor afectado, pero controlando la válvula PORV mediante una

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

tabla de presión/área de apretura. En este caso, igual que en el anterior, se observan 4 casos, el exp corresponde al caso experimental, los casos F, I y L corresponden a los casos sin vasija, vasija con dos anillos y vasija con tres anillos.

En este caso se empeora tanto el comportamiento de la presión tanto en el circuito primario como en el presionador. La despresurización del circuito primario se retrasa con ambas configuraciones de vasija alrededor de 700 segundos. Teniendo en cuenta la primera fase del experimento la presurización se asemeja más al caso experimental pero aun así necesitaría retrasarse más. La segunda parte del experimento pierde el carácter oscilatorio de la presión, aunque se mantiene estable en 41.5 bar. Por último, como en los dos casos últimos casos anteriores la presión en el circuito secundario en los tres casos son idénticos al comportamiento en el caso experimental.

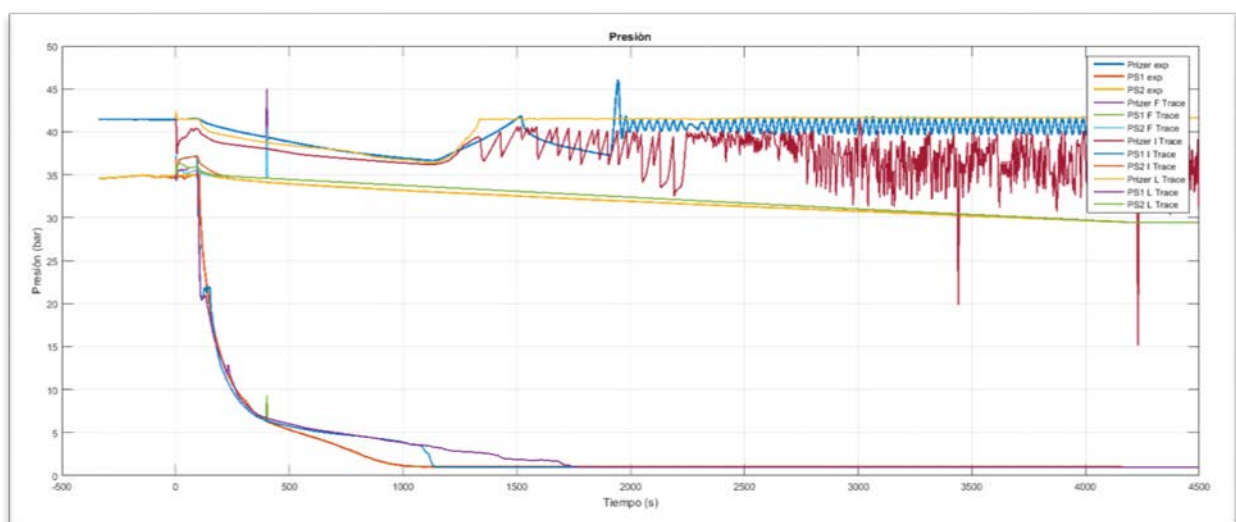


Ilustración 31. Comportamiento presiones.

Para continuar con el análisis de las variables simuladas se va a proceder por como se ha simulado la rotura, para ello se va a comparar el caudal másico que sale por la válvula experimental en la instalación PKL con dos casos simulados, el original y una vez se han añadido todas las pérdidas por fricción. A continuación, se muestra la gráfica correspondiente al caudal másico de la rotura, ilustración 32.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

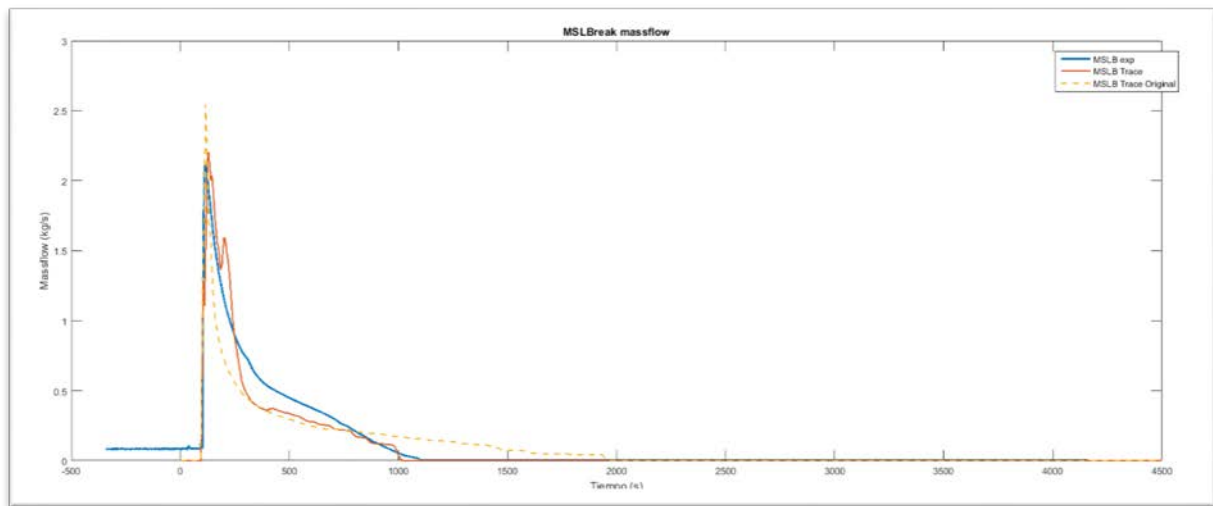


Ilustración 32. Comportamiento caudal másico en la rotura.

Se observan tres casos distintos, como en las anteriores gráficas el caso exp corresponde al caso experimental y luego los casos TRACE y TRACE Original que corresponden a casos simulados con TRACE-SNAP, el primero es el caso una vez añadidas las modificaciones de parámetro de Chokeflow y aumentadas las pérdidas por fricción y el segundo caso corresponde al caso simulado del archivo original. Se observa como en el segundo 100 se abre la válvula que simula la ruptura tanto en el caso experimental como en los dos simulados. En el caso experimental el caudal máximo es de 2.1 kg/s mientras que en el caso original simulado el caudal máximo es superior a 2.5 kg/s mientras que tras las modificaciones realizadas el caudal máximo por la rotura es de unos 2.2 kg/s. Hay que destacar que aunque el comportamiento es similar entre los casos experimentales y los casos simulados hay ciertas discrepancias debido a que simular la rotura y tener el mismo comportamiento en el caso experimental tiene una complejidad elevada y como se observa en la gráfica el caudal másico baja bastante más que en el caso experimental hasta los 500 segundos de simulación y posteriormente el descenso de caudal másico es más lento que en el caso experimental, llegando al mismo nivel en el mismo instante en los casos experimentales y los casos simulados ya con las modificaciones introducidas mientras que en el caso original este nivel se alcanza con un retraso de más de 500 segundos.

Prosiguiendo con el análisis de las variables, se va a mostrar la gráfica que describe el efecto de aislar el generador de vapor afectado de los tres que no se encuentran afectados. Por lo tanto, la siguiente gráfica muestra el nivel del generador de vapor secundario.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

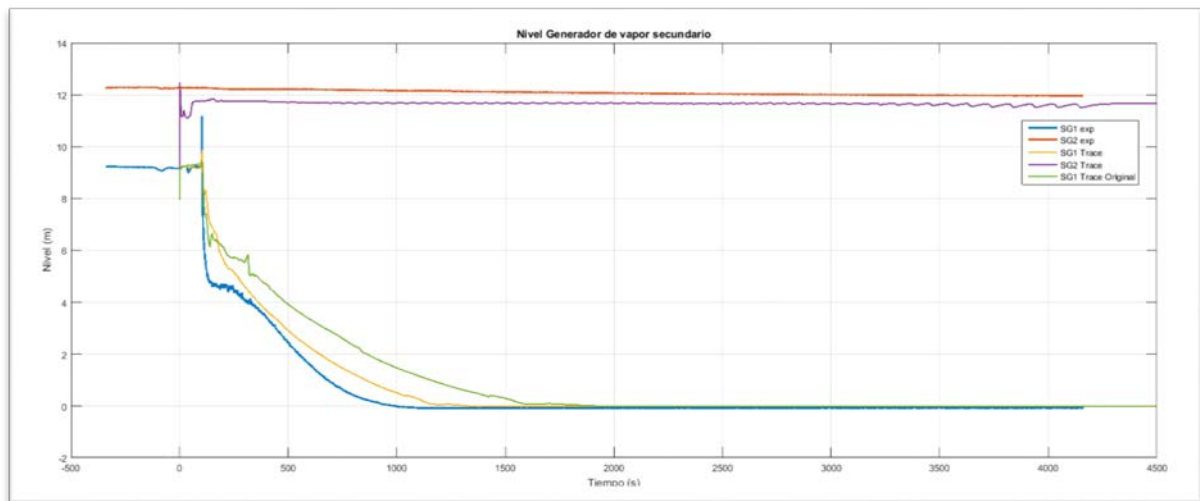


Ilustración 33. Comportamiento de nivel.

Como se puede ver en la ilustración 33, el aislamiento del generador de vapor afectado de los que no están afectados provoca que el nivel de los generadores de vapor no afectados se mantenga constante. Sin embargo, a pesar de que el comportamiento es similar al experimental y se ha mejorado respecto al caso simulado original. El caso simulado con las modificaciones se vacía unos 100 segundos más tarde, pero se vacía de manera distinta ya que en el caso experimental tiene dos curvas con inclinación diferente, inicialmente un descenso casi instantáneo y posteriormente con una inclinación de más o menos 0.005 mientras que, en el caso simulado hay un descenso instantáneo, pero más pequeño que en el caso experimental y a continuación, el descenso de nivel se asemeja a un descenso exponencial. Como se ha explicado antes, la complejidad de simular la rotura implica que el vaciado del generador de vapor afectado no sea exactamente igual al caso experimental.

La pérdida de refrigerante provoca una despresurización del generador de vapor afectado, esta pérdida de presión provoca un enfriamiento del generador de vapor afectado que enfría el circuito primario por el lazo 1 que conecta los circuitos primarios y secundarios por el generador de vapor afectado. En la siguiente gráfica, mostrada en la ilustración 34, se observan tres casos distintos de la temperatura de salida del núcleo, como en los datos anteriores se encuentran los casos CET exp, CET TRACE y CET TRACE Original corresponden al caso experimental, al caso simulado con las modificaciones implantadas y con el caso simulado original respectivamente. A pesar de aumentar casi 80°C desde el caso simulado inicial al caso simulado con todas las modificaciones siendo en el caso original de 143°C y tras aplicar las modificaciones de 224° al finalizar la simulación del experimento. La temperatura final simulada se encuentra 12°C por encima del final del experimento en la instalación de PKL teniendo una temperatura final a la salida del núcleo de 212°C. Por último, hay que destacar que la tendencia de las gráficas experimental y la simulada es similar. Hay que tener en cuenta que el descenso inicial del caso simulado es mucho más elevado que en el caso experimental.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

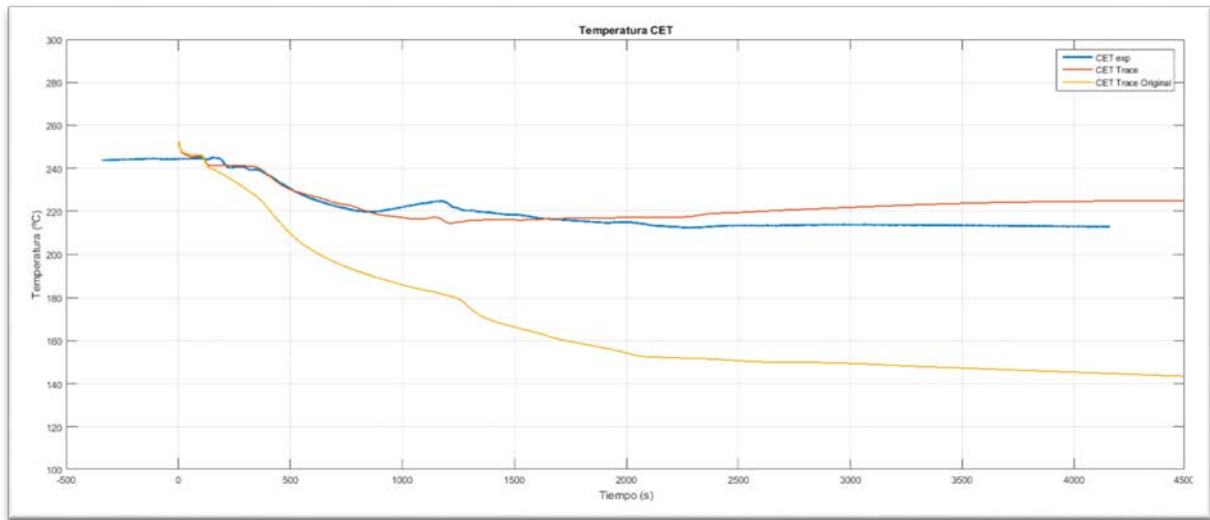


Ilustración 34. Temperatura CET.

Por ultimo, se va a proceder analizando los niveles tanto del presurizador como de la vasija para observar los efectos que provocarían la perdida de refrigerante del circuito secundario en el generador de vapor afectado. En esta grafica se observan seis casos Pres exp, Vessel exp, Pres TRACE Original, Vessel TRACE Original, Pres TRACE y Vessel TRACE que corresponden a la variación de nivel en el presionador y la vasija en el experimento, en la simulación inicial y en la simulación con todas las modificaciones añadidas respectivamente.

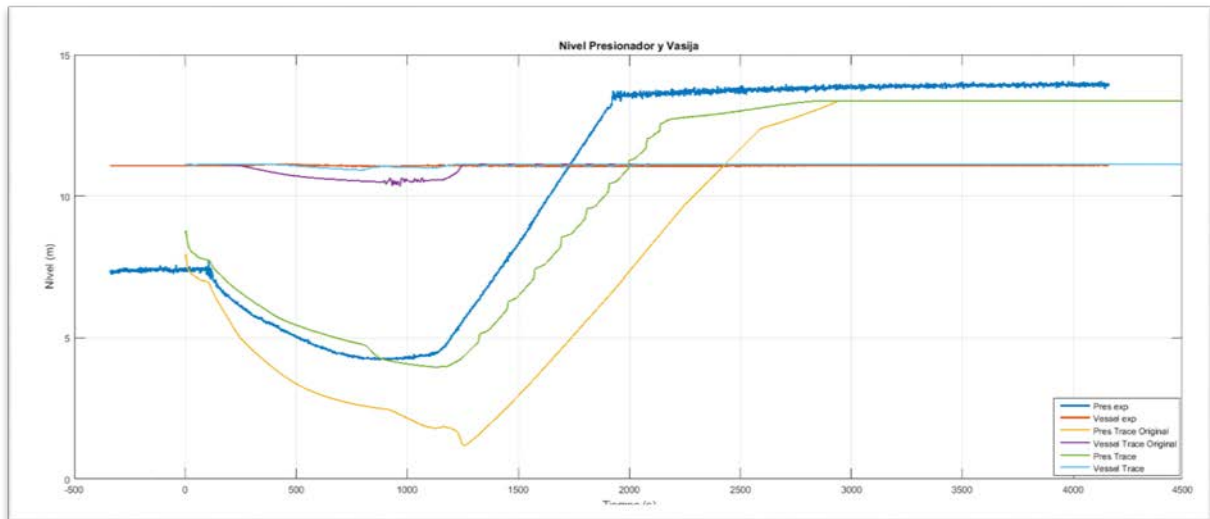


Ilustración 35. Nivel presionador y vasija.

Como se ha explicado anteriormente la pérdida de inventario de refrigerante en el circuito secundario puede provocar un enfriamiento en el circuito primario, este enfriamiento conlleva una despresurización que implique un cambio de fase pudiendo perder mucha eficacia en la refrigeración del núcleo teniendo el riesgo de provocar una fusión del núcleo. Como se puede apreciar en la ilustración 35, si el nivel del presionador baja de manera considerable afecta al nivel de la vasija

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

produciendo el efecto que se ha descrito. Tras aplicar las modificaciones se consigue reducir el enfriamiento del circuito primario y el nivel en la vasija no sufre ningún cambio. Posteriormente se observará, pero gracias a la inyección de agua a presión aumenta el nivel del presionador y lo estabiliza provocando que la presión en ningún momento descienda lo suficiente como para realizar un cambio de fase en el inventario y así mantener el nivel en el núcleo. Este efecto es muy importante para evitar una fusión del núcleo. Por lo tanto, los resultados experimentales y simulados son prácticamente idénticos en comportamiento, aunque el resultado simulado tiene un ligero retraso y nunca llega al nivel del resultado experimental llenándose dos metros por debajo de este.

Tras vaciarse el lazo 1 del circuito secundario a los 1000 segundos se activa el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS, Emergency Core Cooling Systems) utilizando el sistema de inyección de agua a alta presión (HPIS) en los lazos 1 y 4 del circuito primario. Aumentando el nivel del circuito primario y estabilizándolo. De este modo se consigue proteger el núcleo de una posible fusión.

Para terminar con el capítulo de resultados hay que destacar a modo de resumen los siguientes aspectos:

- La modificación de las pérdidas en el separador y la rotura junto a la variación de parámetros del Chokeflow ha afectado al comportamiento de la presión una vez iniciada la rotura.
- El caudal de la rotura es muy similar al experimental tras aplicar las modificaciones de Chokeflow y aumentar las pérdidas en el separador y en la rotura.
- La temperatura CET se encuentra a 12°C por encima del caso experimental reduciendo la diferencia inicial.
- El tipo de control de la válvula influye bastante en el comportamiento de la presión consiguiendo el carácter oscilatorio en la fase 2 del experimento siendo el que mejor resultado.
- La modificación del generador de vapor influye en la transmisión de calor y el comportamiento de la presión dando mejores resultados si se emplea la configuración 2 utilizando el control mediante un trip.
- El nivel en el núcleo prácticamente permanece constante, aunque se puede observar el efecto del cambio de fase por la pérdida de refrigerante.
- El nivel en el presionador tiene el mismo comportamiento en los casos simulados como en el experimento. A pesar de no llegar a tener el mismo valor de llenado se queda muy cerca.

CAPÍTULO 9. CONCLUSIONES Y TRABAJOS FUTUROS.

Tras realizar este Trabajo Fin de Máster, en el que gracias al código termohidráulico TRACE y a la interfaz gráfica SNAP se ha conseguido modelizar la instalación experimental PKL, se ha simulado un accidente, rotura en la línea de vapor principal de un generador de vapor del circuito secundario. Después de realizar las modificaciones necesarias y aplicar las contramedidas de seguridad se ha comparado los datos simulados con los datos experimentales y una vez obtenidos los resultados se ha llegado a las siguientes conclusiones:

- Con el código termohidráulico TRACE y la interfaz gráfica de SNAP es posible modelizar los parámetros termohidráulicos y geométricos correctamente para simular las distintas situaciones necesarias, produciéndose una modelización personalizada intuitiva y eficaz.
- El modelo simulado con el código termohidráulico TRACE apoyado en la interfaz gráfica SNAP se trata de una central nuclear PWR genérica, al ser una central experimental, esta central está escalada, manteniendo las mismas alturas, reduciendo los volúmenes 144 veces.
- El comportamiento termohidráulico simulado en TRACE-SNAP es similar con el comportamiento termohidráulico del experimento en la instalación experimental PKL para las distintas variables estudiadas como presión, temperatura caudal másico entre otras.
- Tras analizar las simulaciones realizadas y comprobar si se pueden validar las contramedidas del accidente se determina que el transitorio propuesto de parada de bombas, aislar los generadores de vapor e inyectar refrigerante a alta presión son satisfactorias, ya que evita el daño al núcleo al no evaporarse el inventario del circuito primario. Si se hubiera evaporado el refrigerante del circuito primario habría llevado a una fusión del núcleo. En caso de producirse este tipo de accidente anteriormente descrito y producirse las contramedidas el funcionamiento de la central nuclear se lleva a un régimen de parada caliente.
- Hay que destacar que la rotura es la parte más crítica de la simulación, su complejidad es muy elevada de simular al igual que conseguir la parte oscilatoria de la presión en la fase 2 del experimento, el momento en que las válvulas PORVs se abren y se cierran para mantener la presión del circuito primario entre 39 y 41 bar.
- Otra parte importante tras el análisis de las simulaciones es llegar a la conclusión que no hay una configuración que consiga un menor error en todas las métricas definidas, aunque los mejores resultados se obtienen al haber añadido una segunda válvula para controlar el comportamiento de las válvulas PORVs y añadir una vasija para realizar la transferencia de calor entre los circuitos primario y secundarios ya sea con la configuración de dos anillos o de tres.

Para resumir, se ha conseguido simular el comportamiento termohidráulico de manera muy semejante al experimento realizado en la instalación PKL, para ello tras realizar las modificaciones de parámetros Chokeflow, aumentar las pérdidas en el separador y en la rotura se ha seguido modificando el tipo de control de apertura de las válvulas PORV (mediante Checkvalve, tabla y trip) para terminar analizando distintos tipos de configuraciones de generadores de vapor ya que en TRACE no hay un elemento específico para los generadores de vapor como si lo hay para tuberías, bombas o válvulas entre otros.

Como se ha explicado anteriormente, en este Trabajo Fin de Máster se ha desarrollado un análisis determinista. En este análisis se ha estudiado el daño que podía producir el accidente SBLOCA en el circuito secundario y la efectividad de las contramedidas. A continuación, se van a exponer una serie de trabajos futuros que podrían complementar este trabajo y aumentar la seguridad en las centrales nucleares:

- Sería interesante realizar un análisis probabilista para completar el estudio del accidente de manera que se pueda conocer la probabilidad y el daño que se podría producir para tener una noción del riesgo que se puede asumir.
- Otro trabajo futuro que podría realizar sería mejorar la simulación de la rotura ya que es la parte más compleja de realizar en TRACE y donde la simulación tiene más discrepancias.
- Por otro lado, una serie de trabajos futuros que es interesante plantear sería realizar tanto análisis deterministas con el complemento probabilista de distintos accidentes como roturas grandes (LBLOCA) o pequeñas (SBLOCA) y en distintos puntos de la central (rama caliente, rama fría), inserción o extracción de reactividad (RIA) o una pérdida total de suministro eléctrico (SBO, Station Blackout) entre otros.
- Un trabajo futuro que tendría mucho sentido realizar tras haber realizado este sería extrapolar este accidente en una aplicación a planta. Es decir, realizar la simulación del accidente con un modelo de una central nuclear PWR convencional.
- Por último, hay que destacar entre los trabajos futuros el estudio del uso de elementos pasivos que no requieran la actividad de un operario para funcionar ya que en muchos casos el estrés que puede provocar un accidente podría llevar a un mal uso del protocolo a pesar del entrenamiento de los operarios.

CAPÍTULO 10. REFERENCIAS.

1. Consejo de Seguridad Nuclear, CSN. *Reactores de agua en ebullición (BWR)*.
<https://www.csn.es/reactores-de-agua-en-ebullicion-bwr->
2. Organismo Internacional de Energía Atómica, IAEA. *Operational & Long-Term Shutdown Reactors*.
<https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx>
3. Planas, O. (26 de noviembre de 2017). *Reactores de agua en ebullición (BWR)*.
<https://energia-nuclear.net/funcionamiento-central-nuclear/reactor-nuclear/tipos/reactores-nucleares-de-agua-a-presion>
4. Planas, O. (29 de agosto de 2012). *Tipos de reactores nucleares*.
<https://energia-nuclear.net/funcionamiento-central-nuclear/reactor-nuclear/tipos>
5. Planas, O. (16 de junio de 2017). *Reactor de agua presurizada (PWR)*.
<https://energia-nuclear.net/funcionamiento-central-nuclear/reactor-nuclear/tipos/reactores-nucleares-de-agua-a-presion>
6. Umminger, Klaus et al., Integral Test Facility PKL: Experimental PWR Accident Investigation. *Hindawi Publishing Corporation Science and Technology of Nuclear Installations* Volume 2012, Article ID 891056, 16 pages Disponible en: <https://doi.org/10.1155/2012/891056>
7. Dies, Javier, et al., (s.f.). *Programa de formación práctica en el área de ingeniería nuclear mediante el simulador conceptual de central nuclear SIREP 1300 (DFEN-ETSEIB_UPC)*. [en línea] Barcelona: Universidad Politécnica de Cataluña. Disponible en:
<https://upcommons.upc.edu/bitstream/handle/2117/17191/Libro%20de%20practicas%20reactores%20nucleares-centrales%20nucleares%20%20espa%C3%B1ol.pdf>
8. United States Nuclear Regulatory Commission, U.S.NRC. (s.f.). *Computer Codes*.
<https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/research/safetycodes.html>
9. Consejo de Seguridad Nuclear, CSN. CSN.
<https://www.csn.es/csn/transparencia>
10. Organismo Internacional de Energía Atómica, IAEA. *Nuclear Share of Electricity Generation in 2020*.
<https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/NuclearShareofElectricityGeneration.aspx>
11. Foro Nuclear. (s.f.) *Energía nuclear en el mundo*.
<https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/energia-nuclear-en-el-mundo/>
12. Foro Nuclear. (s.f.) *Energía nuclear en España*.
<https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/energia-nuclear-en-espana/>
13. electricityMap. (s.f.) *Producción de electricidad*. Recuperado el 23 de marzo de 2021 de
<https://app.electricitymap.org/>
14. Gil, Laura, 2017. China: el productor de energía nucleoelectrónica que más rápidamente está creciendo del mundo. En: IAEA. Disponible en:
https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull58-4/5841213_es.pdf
15. Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico. (s.f.) *Centrales nucleares en España*. Gobierno de España
<https://energia.gob.es/nuclear/Centrales/Espana/Paginas/CentralesEspana.aspx>
16. Wikipedia. (s.f.). *Irène Joliot-Curie*.
https://es.wikipedia.org/wiki/Ir%C3%A8ne_Joliot-Curie
17. Wikipedia. (s.f.). *Max Planck*.
https://es.wikipedia.org/wiki/Max_Planck

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

18. BBC. (6 de agosto de 2020). *Hiroshima y Nagasaki: cómo fue el “infierno” en el que murieron decenas de miles por las bombas atómicas*.
<https://www.bbc.com/mundo/resources/idt-67d6f259-8dcb-480e-94c3-b208e8f279a2>
19. Planas, O. (21 de noviembre de 2019). *Tratado de no proliferación nuclear*.
<https://energia-nuclear.net/que-es-la-energia-nuclear/historia/tratado-de-no-proliferacion-nuclear>
20. Consejo de Seguridad Nuclear(s.f.). *INES. Escala Internacional de Sucesos Nucleares y Radiológicos*. [folleto]
<https://www.csn.es/documents/10182/914801/FDE-02.06+Escala+Internacional+de+Sucesos+Nucleares+y+Radiactivos>
21. Serrano, C. (7 de diciembre de 2020). *Energía nuclear: cómo es el poderoso “sol artificial” con el que China busca generar energía limpia a partir de la fusión*. BBC.
<https://www.bbc.com/mundo/noticias-internacional-55220554>
22. Gray, R. (12 de septiembre de 2019). *Chernóbil: ¿cuál fue el número total de víctimas del desastre nuclear?* BBC.
<https://www.bbc.com/mundo/vert-fut-49430167>
23. Martins, A. (20 de noviembre de 2019). *Fukushima: las más de 1200 muertes que causó el accidente nuclear (y que no estuvieron relacionadas con la radiación)*. BBC.
<https://www.bbc.com/mundo/noticias-50475374>
24. Central nuclear de Cofrentes. (s.f.). *Seguridad nuclear*.
<https://www.cncofrentes.es/conocenos/caracteristicas-y-funcionamiento/seguridad-nuclear/>
25. Consejo de Seguridad Nuclear, CSN. *Modulo 6: Evaluación de accidentes*.
<https://www.csn.es/documents/10182/950714/Curso+General+de+Formaci%C3%B3n+de+Actuantes+en+Emergencias+Nucleares.+TEMA+06.+Evaluaci%C3%B3n+de+accidentes/9c03bcd8-bfd8-45c9-aa23-84263f74d8d6>
26. Organismo Internacional de Energía Atómica, IAEA. (s.f.) *Análisis determinista para centrales nucleares*.
https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1428s_web.pdf
27. Foro Nuclear. (s.f.) *Chernóbil, ¿cómo fue el accidente?*
<https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/preguntas-y-respuestas/sobre-proteccion-radiologica-y-radiacion/chernobil-como-fue-el-accidente/>
28. Naciones Unidas. (s.f.) *Objetivos de Desarrollo Sostenible*.
<https://www.un.org/sustainabledevelopment/es/objetivos-de-desarrollo-sostenible/>
29. Planas, O. (13 de julio de 2011) *Historia de la energía nuclear*.
<https://www.energia-nuclear.net/que-es-la-energia-nuclear/historia>
30. Ayuso, S. (10 de febrero de 2022) Francia construirá hasta 14 nuevos reactores nucleares y prolongará la vida de los existentes. *EL PAIS*.
<https://www.elpais.com/economia/2022-02-10/francia-construira-hasta-14-nuevos-reactores-nucleares-y-prolongara-la-vida-de-los-existentes.html>
31. Accidente de Kyshtym. (s.f.). *En Wikipedia*
https://es.wikipedia.org/w/index.php?title=Accidente_de_Kyshtym&oldid=137907251
32. Incendio de Windscale. (s.f.). *En Wikipedia*
https://es.wikipedia.org/w/index.php?title=Incendio_de_Windscale&oldid=143816725
33. Accidente de Three Mile Island. (s.f.). *En Wikipedia*
https://es.wikipedia.org/w/index.php?title=Accidente_de_Three_Mile_Island&oldid=143824000
34. Accidente de Chernóbil. (s.f.). *En Wikipedia*

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

[https://es.wikipedia.org/w/index.php?title=Accidente de Chern%C3%B3bil&oldid=144184638](https://es.wikipedia.org/w/index.php?title=Accidente_de_Chern%C3%B3bil&oldid=144184638)

35. Accidente radiológico de Goiânia. (s.f.). *En Wikipedia*

[https://es.wikipedia.org/w/index.php?title=Accidente radiol%C3%B3gico de Goi%C3%A2nia&oldid=143358748](https://es.wikipedia.org/w/index.php?title=Accidente_radiol%C3%B3gico_de_Goi%C3%A2nia&oldid=143358748)

36. Accidente nuclear de Fukushima I (s.f.). *En Wikipedia*

[https://es.wikipedia.org/w/index.php?title=Accidente nuclear de Fukushima I&oldid=144083532](https://es.wikipedia.org/w/index.php?title=Accidente_nuclear_de_Fukushima_I&oldid=144083532)

37. Organismo Internacional de Energía Atómica, IAEA. (s.f.). *Escala Internacional de Sucesos Nucleares y Radiológicos (INES)*

<https://www.iaea.org/es/recursos/escala-internacional-de-sucesos-nucleares-y-radiologicos-ines>

38. EL PAÍS (10 de agosto de 2004). *Un escape de vapor no radiactivo mata a 4 operarios en una central nuclear japonesa.*

https://elpais.com/diario/2004/08/10/sociedad/1092088803_850215.html

39. AREVA (30 de noviembre de 2009). Test PKL III G3.1: Main Steam Line Break – Quick Look Report- NTCTP-G/2009/en/0009

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

CAPÍTULO 11. PRESUPUESTO.

La finalidad del presente capítulo es cuantificar de forma detallada el coste que supondría la elaboración del proyecto descrito en los capítulos anteriores en un ámbito profesional.

Para tener el coste total del proyecto más detallado se ha decidido dividir este en tres grupos distintos. A continuación, se muestra la división del coste total:

- Costes de mano de obra.
- Costes de hardware.
- Costes de software.

Únicamente se han tenido en cuenta estos costes ya que el trabajo es totalmente informático y no requiere la elaboración de un presupuesto más elaborado.

En los siguientes apartados se detallan y se desglosan el coste total del proyecto en los distintos costes del presupuesto final.

11.1 COSTE DE MANO DE OBRA.

Para la realización del presupuesto se han establecido los siguientes sueldos neto:

- Sueldo neto de graduado de ingeniería en tecnologías industriales: 1600€.
- Sueldo neto tutor: 2300.00€.
- Sueldo neto cotutor: 2300.00€.

Según el Boletín Oficial del Estado del Ministerio de Empleo y Seguridad Social para el ejercicio 2022 la empresa destinará un 23.60% del sueldo para contingencias comunes, un 6.7% de prestaciones por desempleo, un 0.6% destinado a formación profesional, un 0.2% para el Fondo de Garantía Salarial (FOGASA) y un 1.5% de accidentes de trabajo y enfermedades profesionales. Por lo tanto, la empresa deberá pagar aplicando los anteriores porcentajes por el graduado de ingeniería en tecnologías industriales 2121.60€ mensuales y 3049.80€ mensuales por el tutor y el cotutor.

Para justificar las horas que se van a pagar se ha realizado una tabla, tabla 16, donde se resumen las tareas realizadas y se observa la distribución de cada evento del proyecto. Posteriormente, para conocer el coste total de las horas invertidas en el proyecto hay que tener en cuenta el coste horario tanto del graduado de ingeniería en tecnologías industriales como del tutor y el cotutor. Para ello hay que tener en cuenta una jornada laboral de 8 horas con 15 días festivos anuales, 30 días de vacaciones pagadas y dos pagas extra anuales. Por lo tanto, se obtiene el sueldo total que recibiría cada personal descrito anteriormente y se obtiene las horas anuales que se trabajarán y la división entre estos dos valores proporcionará el coste total horario de cada categoría para el proyecto. La tabla se ha dividido en tres columnas llamadas MOGITI, MOT y MOC correspondiente a la mano de obra del graduado en ingeniería de tecnologías industriales, mano de obra del tutor y mano de obra del cotutor respectivamente.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

- Sueldo bruto mensual graduado de ingeniería en tecnologías industriales: 2121.29€.
- Sueldo bruto mensual tutor: 3049.80€.
- Sueldo bruto mensual cotutor: 3049.80€.
- Sueldos anuales: 14.
- Sueldo anual graduado de ingeniería en tecnologías industriales: 29702.4€.
- Sueldo anual tutor: 42697.20€.
- Sueldo anual cotutor: 42697.20€.
- Días laborables 2021: 256 días.
- Vacaciones: 30 días.
- Días laborables sin vacaciones: 226 días.
- Horas laborables anuales totales: 1808 horas
- Coste horario graduado de ingeniería en tecnologías industriales: 16.43€/h.
- Coste horario tutor: 23.62€/h.
- Coste horario tutor: 23.62€/h.

Tabla 17. Distribución temporal de eventos del proyecto.

	Horas		
	MOGITI	MOT	MOC
1. Planificación del proyecto	2	2	2
Reuniones	2	2	2
2. Investigación teórica	49	4	0
Formación en Seguridad Nuclear	15		
Búsqueda de trabajos relacionados	10		
Búsqueda de documentación relacionada	15		
Reuniones	4	4	
3. Investigación práctica	30	5	0
Búsqueda de información	10		
Formación en softwares	15		
Reuniones	5	5	
4. Cálculos del proyecto	130	5	
Realización de simulaciones	60		
Representación gráfica	15		
Análisis de resultados	15		
Realización de gráficas con Matlab	35		
Reuniones	5	5	
5. Informe del proyecto	94	10	10
Redacción del proyecto	90		
Elaboración del presupuesto	4		
Revisiones		10	10
TOTAL HORAS	300	26	12

Por lo tanto, se puede obtener con los datos anteriores el cuadro de mano de obra y el desglose de esta misma descomponiéndose por eventos. Se pueden ver en las tablas 17 y 18 respectivamente.

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

Tabla 18. Cuadro de mando de mano de obra.

CUADRO DE MANO DE OBRA					
N.º	CÓDIGO	DESIGNACIÓN	COSTE HORARIO (€/h)	HORAS (h)	TOTAL (€)
1	MO.GITI	Graduado de ingeniería en tecnologías industriales	16.43	300	4929.00 €
2	MO.T	Tutor	23.62	26	614.12 €
3	MO.C	Cotutor	23.62	12	283.044€
TOTAL M.O.					5826.56 €

Tabla 19. Desglose mano de obra por eventos.

DESGLOSE MANO DE OBRA POR EVENTOS				
N.º	DESIGNACIÓN	PRECIO (€/h)	HORAS (h)	TOTAL (€)
1	Planificación del proyecto		6	127.34 €
1.1	Reuniones		6	127.34 €
	MO.GITI	16.43	2	32.86 €
	MO.T	23.62	2	47.24 €
	MO.C	23.62	2	47.24 €
2	Investigación teórica		48	817.40 €
2.1	Formación en Seguridad Nuclear		15	246.45 €
	MO.GITI	16.43	15	246.45 €
	MO.T	23.62		
	MO.C	23.62		
2.2	Búsqueda de trabajos relacionados		10	164.30 €
	MO.GITI	16.43	10	164.30 €
	MO.T	23.62		
	MO.C	23.62		
2.3	Búsqueda de documentación relacionada		15	246.45 €
	MO.GITI	16.43	15	246.45 €
	MO.T	23.62		
	MO.C	23.62		
2.4	Reuniones		8	160.30 €
	MO.GITI	16.43	4	65.72
	MO.T	23.62	4	94.48 €
	MO.C	23.62		
3	Investigación práctica		35	611.00 €
3.1	Búsqueda de información		10	164.30 €
	MO.GITI	16.43	10	164.30 €
	MO.T	23.62		
	MO.C	23.62		
3.2	Formación en softwares		15	246.45 €

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

N.º	DESIGNACIÓN	PRECIO (€/h)	HORAS (h)	TOTAL (€)
	MO.GITI	16.43	15	246.45 €
	MO.T	23.62		
	MO.C	23.62		
3.3	Reuniones		10	200.25 €
	MO.GITI	16.43	5	82.15 €
	MO.T	23.62	5	118.10 €
	MO.C	23.62		
4	Cálculos del proyecto		135	2254.00 €
4.1	Realización de simulaciones		60	985.80 €
	MO.GITI	16.43	60	985.80 €
	MO.T	23.62		
	MO.C	23.62		
4.2	Representación gráfica		15	246.45 €
	MO.GITI	16.43	15	246.45 €
	MO.T	23.62		
	MO.C	23.62		
4.3	Análisis de resultados		15	246.45€
	MO.GITI	16.43	15	246.45 €
	MO.T	23.62		
	MO.C	23.62		
4.4	Realización de gráficas con Matlab		35	575.05 €
	MO.GITI	16.43	35	575.05 €
	MO.T	23.62		
	MO.C	23.62		
4.5	Reuniones		10	200.25 €
	MO.GITI	16.43	5	82.15 €
	MO.T	23.62	5	118.10 €
	MO.C	23.62		
5	Informe del proyecto		114	2016.82 €
5.1	Redacción del proyecto		90	1478.70 €
	MO.GITI	16.43	90	1478.70 €
	MO.T	23.62		
	MO.C	23.62		
5.2	Elaboración del presupuesto		4	65.72 €
	MO.GITI	16.43	4	65.72 €
	MO.T	23.62		
	MO.C	23.62		
5.3	Revisiones		20	472.40 €
	MO.GITI	16.43		
	MO.T	23.62	10	236,20 €
	MO.C	23.62	10	236..20 €
TOTAL			338	5826.56€

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

11.2 COSTE DE HARDWARE.

Al ser este un proyecto meramente informático ha sido indispensable el uso de un ordenador a través del cual se ha realizado el proyecto. Se ha tenido en cuenta que el ordenador del tutor y el cotutor utilizado va a ser propio por lo que no se va a contabilizar a la hora de incluirlo en el presupuesto. Por otro lado, el ordenador que si se contabiliza en el presupuesto no es de uso único para este proyecto. Por lo tanto, se realiza el cálculo de la amortización del equipo.

El ordenador utilizado para realizar el proyecto es un MacBook Pro de 14" con chip M1 Pro, CPU de 8 núcleos, RAM 16 GB y SSD de 512GB de Apple. El precio del ordenador es de 2249€. La vida útil depende del uso, pero varía entre 8 y 11 años. Se considera una vida útil de 10 años. Se considera una duración del proyecto de 3 meses. Con estos datos, la amortización que se debe de implementar es de 2.5%.

$$\text{Amortización} = \frac{\text{Duración del proyecto}}{\text{Vida útil}} \cdot 100 = \frac{3}{10 \cdot 12} \cdot 100 = 2.5\%$$

Tabla 20. Costes de hardware.

N.º	PRODUCTO	CANTIDAD	COSTE	AMORTIZACIÓN	DEPRECIACIÓN
1	Ordenador MacBook Pro-14" CPU 8 núcleos RAM 16GB y SSD de 512GB	1	2249.00€	2.5%	56.23€
TOTAL HARDWARE					56.23€

11.3 COSTE DE SOFTWARE.

El coste del software necesario para realizar el proyecto se va a desarrollar en este apartado hay que tener en cuenta que se han utilizado licencias educativas y programas de uso gratuito o incluidos en el ordenador. Las licencias de TRACE y SNAP han sido cedidas para uso formativo tras un acuerdo con la USNRC y el CSN, por lo tanto, el coste de software será nulo. Si el proyecto fuera realizado por una empresa este tipo de licencias no se podría utilizar y sería necesario adquirirlas.

Tabla 21. Coste de software.

N.º	SOFTWARE	CANTIDAD	COSTE
1	Licencia de Microsoft Office 365	1	- €
2	Licencia de TRACE	1	- €
3	Licencia de SNAP	1	- €
4	Licencia de Matlab® r2015a	1	- €
5	Licencia de TextPad	1	- €
TOTAL SOFTWARE			- €

Estudio mediante simulación del comportamiento termohidráulico de una central nuclear ante el escenario accidental de una pérdida de inventario en el secundario de los generadores de vapor mediante el código TRACE

11.4 PRESUPUESTO FINAL.

En la tabla 21 contenido en este apartado se va a mostrar el presupuesto por contrata del proyecto, teniendo en cuenta los costes descritos en los anteriores apartados de este capítulo.

Tabla 22. Presupuesto de ejecución por contrata.

DESCRIPCIÓN	COSTE
MANO DE OBRA	5826.56 €
HARDWARE	56.23€
SOFTWARE	- €
PRESUPUESTO DE EJECUCIÓN MATERIAL	5882.79€
10% GASTOS GENERALES	588.28€
6% BENEFICIO INDUSTRIAL	352.97€
SUMA	6824.04 €
IVA 21%	1433.05€
PRESUPUESTO DE EJECUCIÓN POR CONTRATA	8257.09 €

El coste final del presupuesto es de OCHO MIL DOSCIENTOS CINCUENTA Y SIETE EUROS CON NUEVE CÉNTIMOS.