



UNIVERSITAT
POLITÈCNICA
DE VALÈNCIA



ESCUELA TÉCNICA
SUPERIOR INGENIERÍA
INDUSTRIAL VALENCIA

TRABAJO FIN DE GRADO EN INGENIERÍA DE LA ENERGÍA

**ANÁLISIS Y SIMULACIÓN DE UNA
PÉRDIDA PEQUEÑA DE REFRIGERANTE,
EN LA INSTALACIÓN EXPERIMENTAL PKL,
MEDIANTE EL CÓDIGO
TERMOHIDRÁULICO TRACE.**

AUTOR: Manuel López Caballer

TUTOR: José Felipe Villanueva López

COTUTORA: Sofía Carlos Alberola

Curso Académico: 2019-2020

RESUMEN

Las centrales nucleares son una fuente fiable de generación de energía eléctrica en la que los estudios de seguridad son requisitos indispensables en tanto en el diseño como en la explotación y desmantelamiento de la planta. De esta forma, los estudios de seguridad conducen a una mejora en los diseños de las instalaciones, los sistemas y procedimientos de seguridad de la central. Gran parte de estos estudios se basan en realizar experimentos en instalaciones experimentales que son modelos a escala de una determinada tecnología de reactores en las que se reproducen de forma fiable y precisa, situaciones accidentales para poder extrapolar los resultados a las centrales comerciales mediante códigos de simulación.

En este Trabajo fin de Grado se hace uso del código termohidráulico TRACE, utilizado por los organismos reguladores y por el sector nuclear para la simulación de un accidente en el que se postula una pérdida de refrigerante en la rama fría de un reactor nuclear a presión, así como analizar la actuación de los sistemas de seguridad son suficientemente eficientes para mitigar el accidente. Estos objetivos se realizan mediante la simulación del accidente y posterior comparación de los resultados obtenidos en el cálculo con los proporcionados por los organizadores del experimento.

Los datos experimentales se han obtenido de la participación en el proyecto CAMP-España, en el que se proponen varias series experimentales sobre la instalación PKL. En concreto, se ha simulado mediante TRACE una rotura pequeña en el circuito refrigerante en condiciones de alta presión, que supone unos de los casos de la serie experimental E llevada a cabo en la instalación.

En las conclusiones del TFG se discutirá la capacidad del código y del modelo en la simulación del accidente como la efectividad de las medidas propuestas para mitigar el accidente.

RESUM

Les centrals nuclears són una font fiable de generació d'energia elèctrica en la qual els estudis de seguretat són requisits indispensables en tant en el disseny com en l'explotació i desmantellament de la planta. D'aquesta forma, els estudis de seguretat condueixen a una millora en els dissenys de les instal·lacions, els sistemes i procediments de seguretat de la central. Gran part d'aquests estudis es basen a realitzar experiments en instal·lacions experimentals que són models a escala d'una determinada tecnologia de reactors en les quals es reproduïxen de manera fiable i precisa, situacions accidentals per a poder extrapolar els resultats a les centrals comercials mitjançant codis de simulació.

En aquest Treball fi de Grau es fa ús del codi termohidràulic TRACE, utilitzat pels organismes reguladors i pel sector nuclear per a la simulació d'un accident en el qual es postula una pèrdua de refrigerant en la branca freda d'un reactor nuclear a pressió, així com analitzar l'actuació dels sistemes de seguretat són prou eficients per a mitigar l'accident. Aquests objectius es realitzen mitjançant la simulació de l'accident i posterior comparació dels resultats obtinguts en el càlcul amb els proporcionats pels organitzadors de l'experiment.

Les dades experimentals s'han obtingut de la participació en el projecte CAMP-España, en el qual es proposen diverses sèries experimentals sobre la instal·lació PKL. En concret, s'ha simulat mitjançant TRACE un trencament xicotet en el circuit refrigerant en condicions d'alta pressió, que suposa uns dels casos de la sèrie experimental E duta a terme en la instal·lació.

En les conclusions del TFG es discutirà la capacitat del codi i del model en la simulació de l'accident com l'efectivitat de les mesures proposades per a mitigar l'accident.

ABSTRACT

Nuclear power plants are a reliable source of electric power generation in which safety studies are essential requirements in both the design and operation and dismantling of the plant. In this way, the safety studies lead to an improvement in the designs of the plant's facilities, safety systems and procedures. A large part of these studies are based on conducting experiments in experimental facilities that are scale models of a certain reactor technology in which accidental situations are reproduced reliably and accurately in order to extrapolate the results to the commercial plants using simulation codes.

In this Final Degree Project, the TRACE thermohydraulic code is used, used by regulatory agencies and by the nuclear sector to simulate an accident in which a loss of refrigerant is postulated in the cold branch of a pressurized nuclear reactor, as well as analysing the performance of the security systems are efficient enough to mitigate the accident. These objectives are carried out by simulating the accident and subsequently comparing the results obtained in the calculation with those provided by the organizers of the experiment.

The experimental data has been obtained from participation in the CAMP-Spain project, in which several experimental series on the PKL facility are proposed. Specifically, a small break in the refrigerant circuit under high pressure conditions has been simulated using TRACE, which is one of the cases of the experimental series E carried out at the facility.

The conclusions of the TFG will discuss the capacity of the code and the model in the simulation of the accident as well as the effectiveness of the measures proposed to mitigate the accident.

Documentos contenidos en el TFG:

- Memoria
- Presupuesto

Índice de la memoria:

1-Introducción:	8
1.1-La Seguridad Nuclear:	9
1.2-Defensa en profundidad:	9
1.3-Métodos de evaluación y análisis de seguridad:	10
1.4-Las centrales nucleares:	11
1.4.2-Tipos de reactor:	12
1.4.3-Situación actual en todo el mundo:	13
1.4.3-Situación actual en España:	14
1.5-Accidentes nucleares:	15
1.6-Sistemas de seguridad de los reactores PWR:	17
1.6.1-Sistema de protección del reactor:	17
1.6.2-Sistemas de alivio de presión:	18
1.6.3-Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo:	18
1.6.4-Sistema de pulverización en la contención del reactor:	19
1.6.5-Sistema de Evacuación del Calor Residual:	19
1.6.6-Sistemas de refrigeración de componentes:	20
1.7-Objetivos del Desarrollo Sostenible:	20
2-Objetivos del Trabajo Fin de Grado:	21
3-Descripción de la Instalación PKL y de los programas experimentales:	22
4-Descripción del transitorio a simular:	24
5-Modelo de TRACE de la instalación PKL:	27
5.1-Circuito Primario:	27
5.2-Modelado de la rotura:	29
5.3-Circuito Secundario:	30
6-Resultados de la simulación:	30
6.1-Condiciones iniciales:	31
6.2-Transitorio:	36
7-Conclusiones:	48
8-Bibliografía:	49

Índice de figuras y tablas:

Figura 1: Evolución de los reactores nucleares desde 1950.	12
Figura 2: Esquema simplificado de un reactor PWR.	13
Figura 3: Esquema simplificado de un reactor BWR.	13
Figura 4: Tabla de las centrales nucleares españolas.	14
Figura 5: Tabla de las funciones de seguridad y los sistemas que intervienen.	17
Figura 6: Esquema de la instalación experimental PKL.	22
Figura 7: Árbol de sucesos de la instalación.	24
Tabla 1: Tabla de los sucesos que ocurren durante el transitorio.	26
Figura 8: Esquema del circuito primario de la instalación experimental PKL hecha en TRACE.	27
Figura 9: Esquema del diseño de la vasija del reactor hecho en TRACE.	28
Figura 10: Esquema del diseño de los tubos en U de los generadores de vapor.	29
Figura 11: Esquema del diseño de la rotura en la rama fría 1 del reactor experimental PKL hecha en TRACE.	29
Figura 12: Esquema del circuito secundario de la instalación experimental PKL hecha en TRACE.	30
Tabla 2: Tabla de las condiciones iniciales del sistema.	31
Figura 13: Gráfica del nivel de la vasija en las condiciones iniciales.	31
Figura 14: Gráfica del nivel en el circuito secundario en las condiciones iniciales.	32
Figura 15: Gráfica del nivel en el presionador en las condiciones iniciales.	32
Figura 16: Gráfica de la temperatura del núcleo en las condiciones iniciales.	33
Figura 17: Gráfica de la presión en el circuito primario en las condiciones iniciales.	33
Figura 18: Gráfica de la presión en el circuito secundario en las condiciones iniciales.	34
Figura 19: Potencias generadas en las diferentes regiones del núcleo.	34
Figura 20: Potencia transferida por el núcleo en las condiciones iniciales.	35
Figura 21: Potencias transferidas por los generadores de vapor en las condiciones iniciales.	35
Figura 22: Gráfica del caudal de la rotura tras la simulación del transitorio completo.	36
Figura 23: Gráfica de la inyección a alta presión en la rama fría 1 tras la simulación del transitorio completo.	37
Figura 24: Gráfica de la inyección a alta presión en la rama fría 2 tras la simulación del transitorio completo.	37
Figura 25: Gráfica de la inyección a baja presión en la rama fría 1 tras la simulación del transitorio completo.	38
Figura 26: Gráfica de la inyección a baja presión en la rama fría 2 tras la simulación del transitorio completo.	38

Figura 27: Gráfica del nivel en el presionador tras la simulación del transitorio completo.	39
Figura 28: Gráfica del nivel en la vasija del reactor tras la simulación del transitorio completo.	40
Figura 29: Gráfica del nivel en el circuito secundario tras la simulación del transitorio completo.	41
Figura 30: Gráfica del CET tras la simulación del transitorio completo.	42
Figura 31: Gráfica de la presión en el circuito primario tras la simulación del transitorio completo...	43
Figura 32: Gráfica de la presión en el circuito secundario tras la simulación del transitorio completo.	44
Figura 33: Gráfica de las potencias en el reactor tras la simulación del transitorio completo.	45
Figura 34: Gráfica de la potencia de la región 1 del núcleo tras la simulación del transitorio completo.	46
Figura 35: Gráfica de la potencia de la región 2 del núcleo tras la simulación del transitorio completo.	46
Figura 36: Gráfica de la potencia de la región 3 del núcleo tras la simulación del transitorio completo.	47



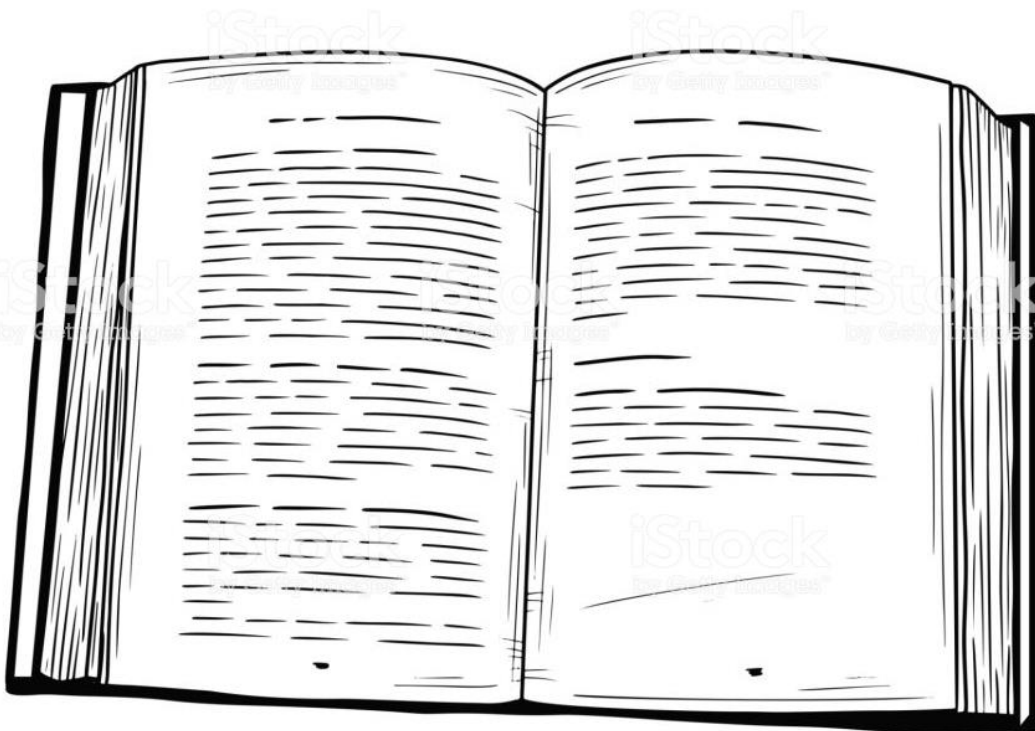
UNIVERSITAT
POLITÈCNICA
DE VALÈNCIA



ESCUELA TÉCNICA
SUPERIOR INGENIERÍA
INDUSTRIAL VALENCIA

TRABAJO FIN DE GRADO EN INGENIERÍA DE LA ENERGÍA

MEMORIA



Curso Académico: 2019-2020

1-Introducción:

Los análisis y estudios que se realizan en los reactores nucleares experimentales son una fuente indispensable de información, la cual permite mejorar tanto la seguridad de las centrales nucleares como su funcionamiento. Por este motivo en el trabajo fin de grado realizado en este documento, se va a exponer el análisis determinista del reactor experimental PKL donde sufre una pequeña rotura entre la vasija del reactor y la bomba de recirculación de una de las ramas frías. Este trabajo se centra en el análisis de un fallo en la recirculación del agua de refrigeración del reactor causado por una rotura y en cómo actúan los sistemas de seguridad para evitar daños en el núcleo.

Inicialmente se exponen los principales objetivos que se han de conseguir mediante la seguridad nuclear (Capítulo 1.1), para ello se explica el enfoque que todas las centrales nucleares utilizan actualmente, un enfoque de "defensa en profundidad" (Capítulo 1.2), para complementar esto es necesario cuantificar la seguridad de las instalaciones nucleares, por eso se describen brevemente dos aproximaciones de análisis (Capítulo 1.3), la aproximación determinista, basada en el análisis de los accidentes y en la evolución física de la central y la aproximación probabilista que se centra en el cálculo de la probabilidad de que causen algún daño importante.

A continuación, se describen los principales tipos de reactores que se usan actualmente y la situación tanto global como en España de las centrales nucleares (Capítulo 1.4).

En los siguientes capítulos (1.5 y 1.6) se habla de los grandes accidentes nucleares que han ocurrido en la historia, sus consecuencias y como han influido en la mejora de la seguridad nuclear, además se describen los principales sistemas de seguridad de las centrales del tipo PWR.

Seguidamente, se incluyen los Objetivos del Desarrollo Sostenible que cumple la energía nuclear (Capítulo 1.7) y los objetivos que se han propuesto para este trabajo (Capítulo 2).

Más adelante (Capítulo 3) se hace una descripción de la Instalación experimental PKL y de los programas experimentales que se han desarrollado en la instalación a lo largo de los años.

En los capítulos 4 y 5 se entra más en detalle en el modelo que se va a simular, dando una descripción detallada de la evolución del transitorio, como ha sido la utilización del programa termohidráulico TRACE y como se ha modelado el sistema.

Por último, en los capítulos 6 y 7, se exponen los resultados de la simulación, tanto de las condiciones iniciales como las del transitorio, comparándolas con los datos experimentales y sacando unas conclusiones.

1.1-La Seguridad Nuclear:

La principal preocupación de la seguridad nuclear siempre ha sido la posibilidad de una liberación incontrolada de material radiactivo, lo que lleva a la contaminación y la consiguiente exposición externa a la radiación. Sabiendo esto, está claro que el objetivo básico de la seguridad nuclear es proteger a los individuos y al medio ambiente mediante el establecimiento y mantenimiento en las centrales nucleares de una defensa o protección efectiva contra los riesgos radiológicos existentes.

Este objetivo básico se divide en:

- Un objetivo de protección radiológica: "Asegurar 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 y sociales, y dentro de los límites establecidos. En caso de accidente se deben establecer medidas mitigadoras de la radiación" [15]
- Un objetivo de seguridad técnica: "Adoptar todas las medidas que sean razonablemente posibles para prevenir los accidentes en centrales nucleares y mitigar sus consecuencias en caso de que ocurran; asegurar con un alto grado de confianza que, para todos los accidentes postulados y contemplados en el diseño de la planta, las consecuencias radiológicas sean muy pequeñas, y que la probabilidad de ocurrencia de accidentes severos con consecuencias radiológicas graves sea extremadamente pequeña" [15]

1.2-Defensa en profundidad:

Para lograr una seguridad óptima y lo más fiable posible, las plantas nucleares de hoy en día se diseñan y operan utilizando un enfoque de "defensa en profundidad", con una gran cantidad de funciones y sistemas de seguridad que complementan las características naturales del núcleo del reactor, asegurando que si se produce algún fallo, hay otro nivel de protección más adelante que se encarga de impedir que el fallo progrese, evitando que produzca daños y consecuencias no deseadas. Los aspectos clave del enfoque son:

- Diseño y construcción de alta calidad, en un emplazamiento adecuado.
- Equipos que evitan perturbaciones operativas o fallos y errores humanos que se convierten en problemas.
- Monitorización integral y pruebas periódicas para detectar fallos del equipo o del operador.
- Sistemas redundantes y diversos para controlar el daño al combustible y evitar emisiones radiactivas significativas.
- Disposición para limitar los efectos del daño severo del combustible (o cualquier otro problema) a la planta misma.
- Procedimientos y prácticas operacionales y procedimientos satisfactorios de gestión de accidentes, completos y bien conocidos y practicados en simuladores por el personal responsable de la explotación.

Estos puntos pueden resumirse como: Prevención, Monitorización y Mitigación [3].

Las barreras en una planta típica son tanto barreras físicas como organizativas:

- Barreras físicas: El combustible está en forma de gránulos de óxido de uranio (UO₂), envuelto por una matriz de cerámica sólida, lo que favorece que los productos de fisión radiactiva permanezcan en gran medida dentro de esta matriz durante el quemado del combustible. Los gránulos de material combustible se empaquetan dentro de tubos de aleación de zirconio sellados para formar las barras de combustible. Además estas barras se encuentran dentro de la vasija del reactor, un gran recipiente a presión de acero, con paredes de hasta 30 cm de espesor.

El circuito de refrigeración primario de agua asociado constituye la segunda barrera. Todo esto, a su vez, está encerrado dentro de una robusta estructura de contención de hormigón armado con paredes de al menos un metro de espesor.

Esto equivale a tres barreras significativas alrededor del combustible, que es estable a temperaturas muy altas.

- Barreras organizativas:
 - Asignación y definición clara de funciones y responsabilidades en todas las actividades relacionadas con la seguridad.
 - Todas las actividades se han de hacer siguiendo procedimientos aprobados.
 - Revisiones y verificaciones independientes.
 - Registros de calidad de todas las actividades de seguridad y la obligación de conservación de estos.
 - Cultura de seguridad en todo el personal.

1.3-Métodos de evaluación y análisis de seguridad:

Conservando el concepto de defensa en profundidad y la teoría de las barreras físicas, es necesario desarrollar metodologías para cuantificar la seguridad de las instalaciones nucleares. Es preciso conocer la probabilidad de que estos accidentes puedan ocurrir y estimar sus consecuencias. En un primer momento, los daños podían ser cuantificados, pero no así las probabilidades de los accidentes (AEC, 1957).

- **Aproximación determinista:** Basada en la aceptación de un conjunto de accidentes hipotéticos conocidos como accidentes base de diseño, cuya ocurrencia constituye la base de diseño de la central. Esta tendría que ser diseñada, construida y explotada de modo que tales accidentes previsibles no supusiesen un riesgo indebido para la población, es decir han de ser afrontados sin consecuencias mediante los procedimientos previamente establecidos y contando con las salvaguardias tecnológicas incorporadas. [2]

Un estudio posterior (NRC, 1975), demostró que serían posibles accidentes distintos de los considerados en el diseño determinista, algunos de probabilidad significativa y consecuencias pequeñas, que podrían dominar la seguridad de la instalación; otros no considerados en el diseño, de muy pequeña probabilidad, con la potencialidad de producir consecuencias graves.

- **Aproximación probabilista:** Amplía el espectro razonable de escenarios de accidente y se estima su probabilidad de ocurrencia, se analizan y ponderan sus consecuencias concluyendo con una valoración del riesgo, concepto complementario de la seguridad, definido como la lejanía del daño o, en términos matemáticos, como el producto de la probabilidad de ocurrencia por el daño producido en cada uno de los escenarios accidentales posibles. [2]

Las principales diferencias entre estos modelos son:

- A diferencia de los análisis deterministas, donde se considera el criterio del fallo simple para determinar el número de redundancias requeridas, el APS tiene en cuenta la posibilidad de que puedan existir múltiples fallos simultáneos, cuantificando su probabilidad .
- La aproximación determinista considera la existencia de un camino principal de respuesta al accidente, mientras que en el APS se consideran todos los métodos aceptables de mitigación, cuantificando la probabilidad de éxito de cada uno.
- La aproximación determinista centra su esfuerzo en las funciones de seguridad que han de satisfacer los sistemas de seguridad como un conjunto, mientras que la metodología probabilista considera en su análisis el comportamiento de cada uno de los componentes, y sus relaciones, que forman parte de los sistemas de seguridad.

Estas características hacen que estas dos aproximaciones sean complementarias y necesarias para el buen diseño y para una seguridad eficaz en las centrales de hoy en día [2].

1.4-Las centrales nucleares:

Es importante recordar el principio en el que se basan las centrales nucleares de hoy en día, la fisión nuclear, que consiste en hacer que colisionen neutrones sobre núcleos de átomos pesados, para que éstos se descompongan en núcleos más pequeños y ligeros, liberando la energía que mantiene unidos los neutrones y protones que los forman y emitiendo dos o tres neutrones más, los cuales pueden provocar más fisiones al colisionar con nuevos núcleos pesados, emitiendo nuevos neutrones y así sucesivamente, de manera que la reacción se mantenga por sí misma. Este efecto multiplicador se conoce como reacción de fisión nuclear en cadena.

Los reactores nucleares se clasifican por la evolución tecnológica incorporada en sus diseños, dando lugar a distintos grupos o generaciones: [9]

- **Centrales de generación I:** Constituida por los primeros prototipos iniciales, construidos a lo largo de las décadas de los años 50 y 60 del siglo XX.
- **Centrales de generación II:** Constituida por las centrales nucleares construidas en las décadas de los años 70, 80 y 90 del siglo XX. Representan la mayor parte de los reactores actualmente en funcionamiento en el mundo.
- **Centrales de generación III y III+:** Constituida por las centrales cuyo diseño es el resultado de un desarrollo de las centrales de generación II y que reúnen “mejoras evolutivas”, basadas en la experiencia adquirida en las centrales nucleares actuales. Estos adelantos afectan sobre

todo a los sistemas de seguridad, a la fiabilidad, a la operabilidad y a la estandarización de los diseños. Hoy en día, las centrales nucleares en construcción son de generación III/III+.

- **Centrales de generación IV:** Constituida por una serie de proyectos, programas e iniciativas para el desarrollo y prueba de varios sistemas nucleares muy innovadores. Ofrecen ventajas con respecto a las centrales nucleares actuales en los campos de la sostenibilidad, la economía, la seguridad, la fiabilidad, la no proliferación y la protección física. Estas centrales se encuentran, en su mayoría, en fase de diseño y su desarrollo plantea grandes desafíos, especialmente en aspectos de materiales y combustibles. Se espera puedan estar en operación comercial en los próximos 30 o 40 años.

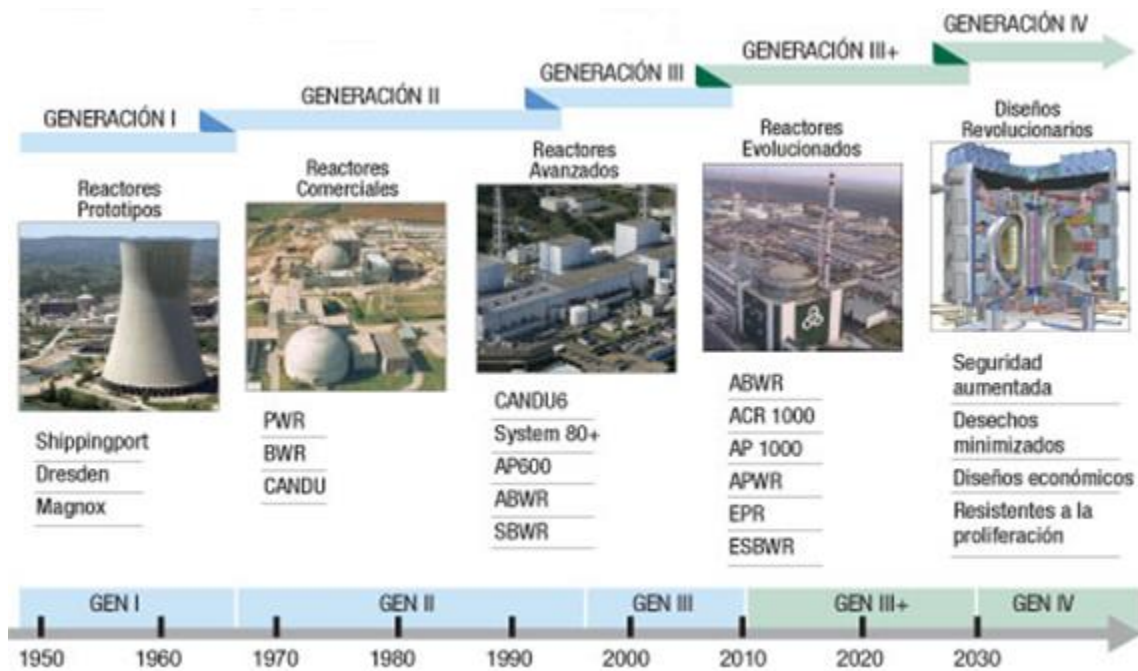


Figura 1: Evolución de los reactores nucleares desde 1950. [10]

1.4.2-Tipos de reactor:

Existen distintos tipos de reactores nucleares, pero se pueden destacar dos diseños que suponen más del 80% de las casi 450 unidades en funcionamiento en el mundo:

- **El reactor de agua a presión (*Pressurized Water Reactor, PWR*):** Las centrales nucleares que utilizan reactores de agua a presión (Figura 2) responden a la idea de no permitir la ebullición del refrigerante, manteniendo el agua de refrigeración a alta presión. El fluido refrigerante a temperatura de saturación abandona la vasija del reactor y se hace circular por el interior de los tubos, en forma de U invertida, de un intercambiador de calor (generador de vapor), donde cede el calor acumulado al agua que circula por el lado secundario de estos generadores de vapor, produciendo vapor que se transporta hasta la turbina donde tiene lugar la transformación de energía mecánica en energía eléctrica. El vapor, una vez que ha cedido parte de su energía en la turbina, se condensa en otro intercambiador de calor (el condensador) y el condensado vuelve como agua de alimentación al generador de vapor

formando un circuito secundario cerrado y totalmente separado del sistema de refrigeración del reactor. Se obtiene así un ciclo de turbina indirecto que utiliza vapor no contaminado.

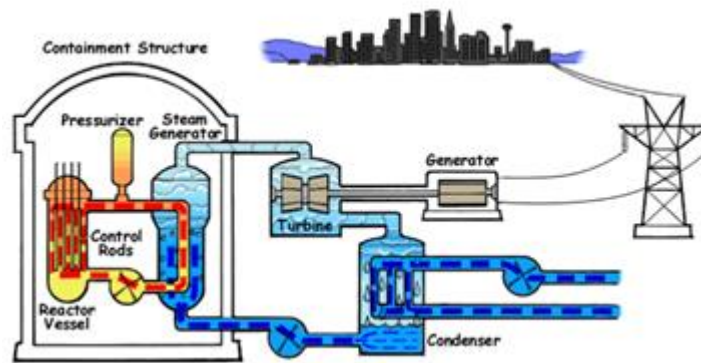


Figura 2: Esquema simplificado de un reactor PWR. [14]

- **El reactor de agua en ebullición (*Boiling Water Reactor, BWR*):** Es un tipo de reactor que emplea dióxido de uranio (UO_2) enriquecido como combustible, y agua ligera como moderador y refrigerante. La característica principal es que la ebullición del agua ligera tiene lugar en el interior del núcleo del reactor. El vapor producido se separa del caudal de agua refrigerante por medio de separadores y secadores y a continuación fluye hasta la turbina. Además, otra de las características principales es que las barras de control se sitúan en la parte inferior de la vasija (Figura 3).

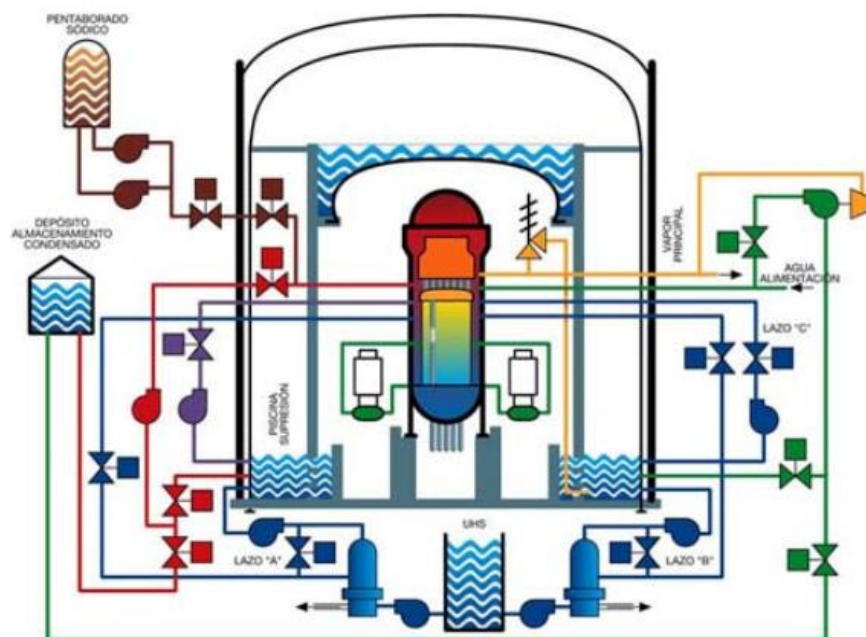


Figura 3: Esquema simplificado de un reactor BWR. [14]

1.4.3-Situación actual en todo el mundo:

Actualmente existen 442 reactores nucleares construidos por todo el mundo, lo que supone una potencia instalada de unos 390.977 MWe, principalmente en países como Estados Unidos o Rusia, en

las grandes potencias asiáticas como China, Japón o Corea y en muchos países europeos donde Francia es el mayor exponente de utilización de energía nuclear.

De estas 442 centrales se aprecian 2 grandes tipos de diseño de reactor, el diseño de agua ligera a presión (PWR), que claramente es el más usado alrededor del mundo, con más de 300 reactores de este tipo y el de agua ligera en ebullición (BWR), que es un tipo menos usado, pero existen unos 60 reactores construidos por los diferentes países.

Además de los reactores ya construidos, existen 53 reactores en construcción actualmente, lo que supone la creación de 56.325 MWe, repartidos en varios países, pero principalmente en grandes potencias como Rusia, China, Corea o India.

1.4.3-Situación actual en España:

El parque nuclear español está formado por siete reactores en operación en cinco emplazamientos (las centrales de Almaraz y Ascó, tienen dos unidades gemelas), con una potencia bruta instalada conjunta de 7.398,7 MWe (7.117 MWe netos), cerca del 6,5% del total de la potencia eléctrica instalada en el país. Genera cada año entre 55.000 y 60.000 GWh (55.336,24 GWh, el 21.2% de la electricidad consumida en el país en el 2019), convirtiéndose desde hace más de una década en una de las fuentes de producción más importante del sistema eléctrico español. [8]

Central nuclear	Empresa propietaria	Tipo de reactor	Potencia MWe	Inicio operación comercial
Almaraz I	Iberdrola (53%) Endesa (36%) Naturgy (11%)	PWR	1.049,4	Septiembre 1983
Almaraz II	Iberdrola (53%) Endesa (36%) Naturgy (11%)	PWR	1.044,5	Julio 1984
Ascó I	Endesa (100%)	PWR	1.032,5	Diciembre 1984
Ascó II	Endesa (85%) Iberdrola (15%)	PWR	1.027,2	Marzo 1986
Cofrentes	Iberdrola (100%)	BWR	1.092	Marzo 1985
Trillo	Iberdrola (48%) Naturgy (34,5%) EDP (15,5%) Nuclenor (2%)	PWR	1.066	Agosto 1988
Vandellós II	Endesa (72%) Iberdrola (28%)	PWR	1.087,1	Marzo 1988

Figura 4: Tabla de las centrales nucleares españolas. [8]

Esos siete grupos de producción de energía eléctrica son de dos tipos distintos:

- Agua ligera a presión (PWR): como las centrales de Almaraz, con dos unidades (1980 y 1983); Ascó, también con dos unidades (1982 y 1985), Vandellós II (1987) y Trillo (1987).
- Agua ligera en ebullición (BWR), como las centrales de Santa María de Garoña (1970) seguida de Cofrentes (1984).

En España hay actualmente dos centrales nucleares en desmantelamiento (Vandellós I y José Cabrera) y una más en proceso de predesmantelamiento (Santa María de Garoña):

- La central de Vandellós I (Tarragona) cesó su actividad en 1989 y desde 2004 se encuentra en fase de latencia (periodo de espera de 25 años hasta que se realice el desmantelamiento completo, previsto para 2028).
- La central nuclear de José Cabrera (Guadalajara), más conocida como Zorita, cesó su actividad el 30 de abril de 2006 y en la actualidad está en proceso de desmantelamiento.
- La central nuclear de Santa María de Garoña (Burgos) se encuentra en proceso de predesmantelamiento, ya que el 1 de agosto de 2017 el Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital anunció la denegación de la renovación de la autorización de explotación.

1.5-Accidentes nucleares:

Los tres accidentes más importantes en los más de 50 años de historia en los que se han utilizado las centrales nucleares para la generación de energía han sido:

- **Three Mile Island** (EE. UU. 1979), donde el reactor sufrió daños graves por un fallo en el circuito secundario de refrigeración que causó que la temperatura en el refrigerante del circuito primario aumentara, seguido del fallo de una válvula de alivio que no se cerró correctamente, además de no ser detectada por los sistemas de seguridad, dando lugar a que gran parte del refrigerante del circuito primario se fugara, causando que al menos el 45% del combustible del núcleo (62 toneladas) se fundiera, pero se pudo contener la radiación y no hubo grandes consecuencias para la salud o el medio ambiente. [11]

Este caso no tuvo gran impacto en cuanto a daño, pero sí que fue un antes y después para la seguridad nuclear, ya que sirvió para crear una metodología de operación donde los operadores debían recurrir a un libro de procedimientos para elegir aquellos que se ajustasen mejor al evento, además también se mejoraron las comunicaciones y el trabajo en equipo.

- **Chernobyl** (Ucrania, 1986), este accidente fue producto de un diseño defectuoso del reactor soviético, junto con graves errores cometidos por los operadores de la planta, debido a la falta de cultura de seguridad.

Se estaba preparando una prueba para determinar cuánto tiempo girarían las turbinas suministrando energía a las bombas de circulación después de la pérdida del suministro principal de energía eléctrica. Una serie de acciones de los operadores, incluida la desactivación de los mecanismos de apagado automático, produjo que el reactor llegara a una condición extremadamente inestable, lo que causó que al intentar insertar las barras de

control estas no encajaran, produciendo un aumento incontrolado de la potencia, además la interacción del combustible muy caliente con el agua de enfriamiento condujo a la fragmentación del combustible junto a una producción rápida de vapor y un aumento de la presión. Este exceso de presión causó que la parte superior del reactor (de 1000 toneladas) se desprendiera parcialmente, rompiendo los canales de combustible y atascando todas las barras de control. La intensa generación de vapor se extendió por todo el núcleo causando una gran explosión de vapor, lo que produjo la liberación de productos de fisión a la atmósfera. [12]

La destrucción del reactor mató inicialmente a 2 personas, tres meses después murieron otras 28 por la radiación, y el accidente tuvo importantes consecuencias para la salud y el medio ambiente.

Este accidente condujo a cambios importantes en la cultura de Seguridad, formación de los operadores y en la cooperación de la industria.

- **Fukushima** (Japón 2011), después de un gran terremoto, un tsunami de 15 metros deshabilitó el suministro de energía y los sistemas de refrigeración de 3 reactores, provocando que los 3 núcleos se derritieran en gran medida en los primeros días.

El terremoto no causó daños graves a los reactores y los sistemas de seguridad funcionaron correctamente, el problema llegó cuando al impactar el tsunami inundó los sótanos donde se encontraban las bombas tanto de los circuitos principales del condensador como de los circuitos auxiliares de refrigeración. También anegaron los generadores Diesel e inundaron los cuadros eléctricos y las baterías, causando un apagón en la estación y aislando los reactores de su último disipador de calor. Posteriormente falló un cuarto núcleo debido a una explosión de hidrógeno, pero debido a las medidas de contención como la construcción de cubiertas para mantener aislados los elementos radiactivos, se pudieron controlar las emisiones radiactivas, aunque hubo fugas de material radiactivo al ambiente. [13]

Este caso provocó reevaluaciones de los riesgos y de la seguridad nuclear y se generalizaron mejoras en el diseño como la de poner los generadores Diesel en la parte superior de la instalación.

1.6-Sistemas de seguridad de los reactores PWR:

En una central nuclear existen diversas funciones de seguridad donde se engloban en diferentes grupos los sistemas de seguridad y las medidas de actuación que se han de seguir para evitar los principales problemas causados por los diferentes sucesos iniciadores. Como se muestra en la Figura 5.

Función de seguridad	Sistemas de seguridad
Control de reactividad	- Sistema de protección del reactor - Sistema de inyección de seguridad - Sistema de control químico y volumen
Control de inventario del sistema de refrigerante del reactor	- Sistema de control químico y volumen
Control de inventario del sistema de refrigerante del reactor y refrigeración del núcleo	- Sistema de inyección a) Inyección a baja presión b) Acumuladores c) Inyección a alta presión
Control de presión del sistema del refrigerante del reactor	- Sistema del refrigerante del reactor
Evacuación del calor del sistema del refrigerante del reactor	- Sistema de agua de alimentación principal - Sistema de agua de alimentación auxiliar
Evacuación del calor del sistema del refrigerante del reactor	- Sistemas de vapor principal - Sistema del refrigerante del reactor
Evacuación del calor del sistema del refrigerante del reactor a largo plazo	- Sistema de evacuación del calor residual - Sistema de inyección de seguridad en recirculación

Figura 5: Tabla de las funciones de seguridad y los sistemas que intervienen.

Las funciones de seguridad y sus sistemas de seguridad son parte indispensable para un buen funcionamiento de una central, ya que se encargan de evitar que una secuencia accidental producida por un determinado suceso iniciador acabe con unas consecuencias graves que puedan causar daños a las personas o el medio ambiente.

La mayoría de estos sistemas están automatizados y actúan al alcanzar ciertos valores límite en los parámetros más relevantes (temperatura, presión, nivel de refrigerante, flujo neutrónico...), aun así, hay un gran número de profesionales trabajando en la central para supervisar el buen funcionamiento de todos los sistemas y el correcto uso de las medidas y procedimientos de seguridad.

1.6.1-Sistema de protección del reactor:

El sistema de protección del reactor consta de un sistema de barras de control y mecanismos para el accionamiento de las varillas, así como trenes de generadores y motores con sus interruptores

automáticos. En un funcionamiento normal del reactor, las barras de control se mantienen en una posición parcialmente retirada del núcleo, ya que existen unos frenos electromagnéticos en cada mecanismo de accionamiento. Al abrir el interruptor, que normalmente está cerrado, se liberan las barras de control, que caen en el núcleo por gravedad. Los interruptores se abren automáticamente con las señales del sistema de protección del reactor. [2]

El control de la reactividad y por tanto el control de la potencia del reactor también se puede lograr aumentando la concentración de boro en el refrigerante, utilizando el sistema de control químico y de volumen del reactor.

1.6.2-Sistemas de alivio de presión:

El sistema de refrigeración del reactor está protegido contra sobrepresiones por sistemas de control, circuitos de protección y por válvulas de seguridad/alivio conectadas a la parte superior del presurizador.

Las válvulas de seguridad/alivio descargan en el tanque de alivio del presurizador que recoge y condensa el efluente de la válvula, este tanque de alivio está protegido contra descargas de vapor bruscas que exceden el valor de presión de diseño. Cada válvula de alivio funciona neumáticamente accionada por una válvula piloto que está controlado eléctricamente. La apertura ocurre automáticamente, cuando se recibe una señal mostrando sobrepresión en el presurizador, o manualmente, desde la sala de control. [2]

También hay válvulas de seguridad y alivio de presión en las principales líneas de vapor, que se descargan a la atmósfera. Protegen contra la sobrepresión en las líneas de vapor y también se utilizan para eliminar el vapor cuando el condensador de la turbina no está disponible.

1.6.3-Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo:

El propósito del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo es reemplazar el refrigerante perdido en caso de rotura de una tubería o de una fuga grande en el sistema de refrigeración del reactor, de modo que se mantenga la refrigeración del núcleo. El sistema de refrigeración central de emergencia consta de tres subsistemas:

- **El sistema de inyección de alta presión (HPIS):** Está diseñado para suministrar refrigerante al núcleo en caso de roturas pequeñas y medianas hasta que la presión del reactor sea lo suficientemente baja como para que el sistema de inyección de baja presión reemplace el refrigerante perdido.
Durante las roturas de tuberías grandes, el sistema de inyección de alta presión no es suficiente para reemplazar el refrigerante perdido, ya que las bombas no pueden trabajar en esas condiciones, pero la presión del reactor se reduce tan rápidamente que el sistema de inyección de baja presión se puede poner en funcionamiento casi de inmediato. [2]
- **El sistema de acumuladores:** Durante la rotura de una tubería, el agua sale del sistema primario hacia la contención del reactor. Cuando la presión en el primario cae por debajo de 4 MPa, el sistema de acumuladores inyecta automáticamente agua en el circuito primario.

Los acumuladores son un ejemplo de un sistema pasivo que no requiere ninguna energía mecánica o eléctrica para funcionar. [2]

- **El sistema de inyección de baja presión (LPIS):** El sistema de inyección de baja presión primero extrae agua del tanque de almacenamiento, cuando está casi vacío, las bombas de baja presión se realinean para recircular el agua del sumidero de contención a través de intercambiadores de calor. Estas bombas e intercambiadores de calor forman parte del sistema de refrigeración que normalmente se usa para la eliminación del calor residual después de la parada del reactor. La realineación de las líneas de succión de las bombas desde el tanque de almacenamiento al sumidero de contención se realiza manualmente. [2]

Por lo tanto, el sistema de inyección de alta presión como el sistema de inyección de baja presión tienen dos modos de funcionamiento. Una función que se encarga de la inyección de seguridad y la otra de la recirculación.

1.6.4-Sistema de pulverización en la contención del reactor:

El propósito básico del sistema de rociado de contención es enfriar la atmósfera de contención cuando sea apropiado. El agua borada se bombea a través de un intercambiador de calor desde el tanque de almacenamiento a través de boquillas de rociado en el techo de la contención, el agua se acumula en el sumidero de contención y cuando el tanque de almacenamiento está vacío, se extrae agua del sumidero y se recircula.

El sistema tiene dos bucles independientes. Cada circuito consta de dos bombas y dos intercambiadores de calor en trenes paralelos. La realineación a la recirculación se lleva a cabo cuando el operador abre dos válvulas accionadas por motor en serie para cada circuito. Estas válvulas normalmente aíslan el sumidero de contención del sistema de pulverización. Luego, el operador cierra las válvulas en las líneas de succión del tanque de almacenamiento. [2]

El sistema de pulverización en la contención no solo enfría la contención del reactor, sino que también proporciona durante la recirculación, redundancia para el sistema de inyección de baja altura para el enfriamiento de emergencia del núcleo

1.6.5-Sistema de Evacuación del Calor Residual:

La función principal es disipar el calor del núcleo y el del Sistema de Refrigeración del Reactor durante las paradas de la central y las recargas de combustible.

Consta de dos o tres trenes según el nivel de potencia térmica, constituidos cada uno por: intercambiadores de calor, bombas de circulación, válvulas y sistemas de control. Las bombas succionan agua del sistema de refrigeración del reactor y hacen recircular el agua a través de intercambiadores de calor hasta al reactor.

El sistema de eliminación de calor residual trabaja en operación para bajar la central hasta recarga y además, sus bombas e intercambiadores de calor forman parte del sistema de inyección de baja presión para la refrigeración de emergencia del núcleo. [2]

1.6.6-Sistemas de refrigeración de componentes:

Durante el funcionamiento normal, la mayor parte del calor residual generado por la planta es eliminado por el sistema de refrigeración del reactor y el condensador de la turbina y descargado fuera del reactor. El sistema de refrigeración de componentes elimina una pequeña cantidad de ese calor residual, que supone el enfriamiento de algunas de las bombas y los intercambiadores de calor en los sistemas operativos normales. [2]

La función de seguridad del sistema de agua de enfriamiento de componentes incluye la eliminación de calor de los cuatro intercambiadores de calor en el sistema de rociado de contención y los dos intercambiadores de calor en el sistema de eliminación de calor residual.

1.7-Objetivos del Desarrollo Sostenible:

Los Objetivos de Desarrollo Sostenible de la ONU, adoptados en 2015, están guiando la dirección de las nuevas visiones globales, remodelando los compromisos internacionales y dando información para el desarrollo de las prioridades nacionales.

La energía nuclear tiene una serie de beneficios en una gama de indicadores sociales, ambientales y económicos en comparación con otras fuentes de energía. El desarrollo de la industria nuclear contribuye en al menos 10 de los 17 objetivos fijados por la ONU [1]:

- **Hambre Cero:** Mejora las variedades de cultivos y la nutrición a través de tecnologías de radiación, evitando hasta el 20-25% de las pérdidas de alimentos.
- **Buena salud y bienestar:** mediante el desarrollo de radiomedicina y radiofármacos.
- **Educación de calidad:** educación y formación de ingenieros y trabajadores altamente cualificados, especialmente en las economías emergentes.
- **Agua limpia y saneamiento del agua:** ofrece tecnologías de desalinización con base nuclear.
- **Energía limpia y asequible:** suministro de energía segura, asequible y con bajas emisiones de carbono que funciona las 24 horas del día.
- **Trabajo decente y crecimiento económico:** una central nuclear de 2GW crea 400,000 años laborales de empleo.
- **Industria, innovación e infraestructuras:** una industria impulsada por la innovación apoya el desarrollo de otras industrias, especialmente en economías industrializadas.
- **Acción climática:** evita contribuir al cambio climático al generar electricidad baja en carbono (29 toneladas de CO₂ / GWh).
- **La vida en la tierra:** combate las plagas y enfermedades a través de tecnologías de radiación e identifica la erosión del suelo a través de radionucleidos.
- **Alianzas para alcanzar el objetivo:** asociación a través de organizaciones supranacionales para garantizar operaciones seguras y confiables de la industria

Los objetivos más relacionados con este Trabajo de Fin de Grado han sido principalmente los de conseguir una energía limpia y asequible junto al objetivo de industria, innovación e infraestructuras, ya que en este trabajo se realiza un análisis de datos reales sacados de una instalación experimental

real y se comparan con unos datos obtenidos a partir de una simulación. Este tipo de estudios permiten a la industria nuclear detectar fallos y posibles puntos de mejora en las instalaciones reales, a la vez que permite una mejora en los procedimientos y sistemas de seguridad, lo que facilita que la industria nuclear avance y evolucione para conseguir una generación de energía cada vez más eficiente y de una forma más segura.

También se tocan otros objetivos como el de trabajo decente y crecimiento económico o el de acción climática, ya que la construcción de centrales nucleares supone una gran creación de empleos de calidad, lo que agiliza la economía en la zona, además de ser una fuente de energía que puede desempeñar un papel importante en la lucha contra el cambio climático, ya que es una energía limpia y segura que permite generar electricidad con muy pocas emisiones de carbono, ayudando a la reducción de las emisiones de gases de efecto invernadero.

2-Objetivos del Trabajo Fin de Grado:

Al elaborar este Trabajo de Fin de Grado se han marcado una serie de objetivos de los cuales posteriormente en las conclusiones (Capítulo 7) se hablará sobre su éxito o fracaso. Los principales objetivos que se han establecido han sido:

- El primer objetivo que se quería conseguir ha sido el de poder recrear la instalación experimental PKL en un modelo de TRACE, para poder simular de una forma lo más exacta posible un accidente causado por una rotura pequeña en una de las ramas frías del circuito primario y así tener unos resultados fiables con los que comparar y analizar los datos experimentales.
- El otro objetivo principal ha sido el de comprobar si el diseño, las medidas de seguridad y los sistemas de seguridad implantados en una central nuclear real son adecuados para en caso de accidente, poder controlarlo y que no suponga peligro ni cause daño ni a las personas ni al medio ambiente.

3-Descripción de la Instalación PKL y de los programas experimentales:

Las investigaciones del comportamiento termohidráulico de los reactores de agua a presión bajo condiciones de accidente se han llevado a cabo en la instalación de prueba PKL en AREVA NP en Erlangen, Alemania, durante muchos años.

La instalación experimental consta de 4 lazos en el circuito primario, con bombas de circulación y generadores de vapor (SG) dispuestos simétricamente alrededor del recipiente a presión del reactor (RPV) y modela todo el lado primario y partes significativas del lado secundario de un reactor de agua a presión (PWR) a una escala de altura de 1: 1. Los volúmenes, las potencias y los flujos de masa se escalan con una relación de 1: 145. Además de una reducción del diámetro hidráulico de 1: 12. [5]

El núcleo está modelado por un paquete de 314 varillas calentadas eléctricamente con una potencia total de 2.5 MW que corresponde al 10% de la potencia nominal escalada. La geometría central es, como la geometría SG, construida como una "sección real"; es decir, las varillas calentadas y los tubos en U individuales tienen la geometría real, pero la cantidad de varillas calentadas en el núcleo y la cantidad de tubos en U en el generador de vapor se reducen por el factor de escala 1: 145. [5]

La instalación también cuenta con todos los sistemas importantes de seguridad y auxiliares como ocho acumuladores, uno en cada una de las ramas calientes y uno en cada una de las ramas frías, cuatro inyecciones independientes del sistema de inyección de alta y baja presión, el sistema de eliminación de calor residual y el Control de presión en el presurizador. La instalación se muestra en la Figura 6.

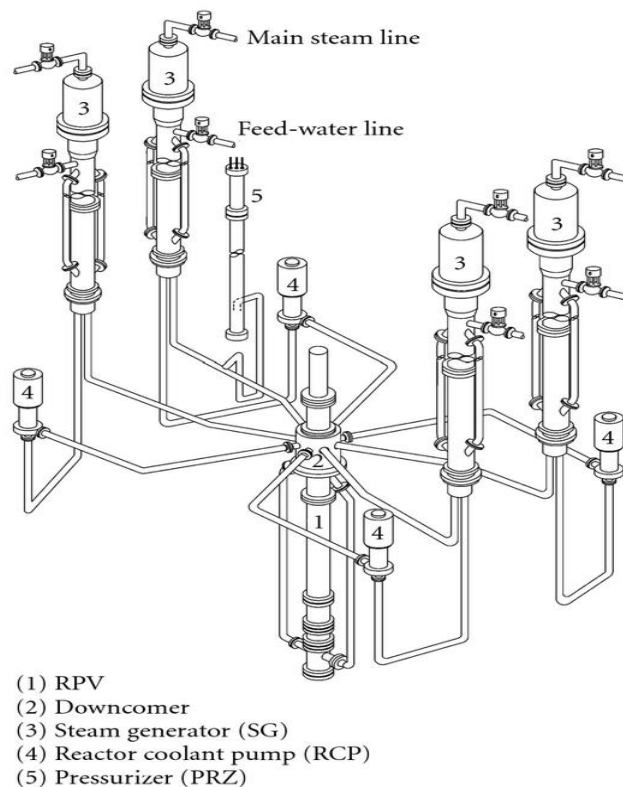


Figura 6: Esquema de la instalación experimental PKL [5].

Las investigaciones realizadas abarcan un espectro muy amplio de simulaciones de escenarios de accidentes con pausas grandes, medianas y pequeñas, sobre la investigación de los procedimientos de parada después de una amplia variedad de accidentes, a la investigación sistemática de fenómenos termohidráulicos complejos. Se han llevado a cabo tres programas experimentales en las instalaciones de PKL. Los programas PKL I y PKL II se centraron en el estudio de los accidentes por grandes pérdidas de refrigerante (LBLOCA) y los pequeños accidentes por pérdida de refrigerante (SBLOCA) con el objetivo de probar y validar los códigos de estimación óptima. El programa PKL III comenzó en 1986, con el objetivo de estudiar diferentes transitorios con y sin LOCAs. En particular, las series E, F y G del programa PKL III incluyen investigaciones sobre los eventos involuntarios de dilución de boro, el efecto del inventario de refrigerante primario en transitorios en condiciones de Operación y Mantenimiento y análisis de transitorios asimétricos. [5]

Las pruebas realizadas hasta la fecha (en total más de 150 experimentos integrales) han contribuido en su totalidad a una mejor comprensión de los procesos termohidráulicos a veces altamente complejos involucrados en varios escenarios de accidentes y a una mejor evaluación de las contramedidas implementadas para el control de accidentes. Además, han proporcionado información valiosa sobre los márgenes de seguridad disponibles en las plantas.

4-Descripción del transitorio a simular:

La simulación realizada muestra cómo evolucionan las condiciones de un reactor tras una rotura en una de las ramas frías en condiciones de parada caliente (modo 3). La simulación dura 8500 segundos y se muestra un transitorio que consta de varias fases diferenciadas. En la fase inicial (0-100 segundos) se simula un estacionario donde se muestran las condiciones iniciales previas a la rotura, donde se puede ver el funcionamiento normal del reactor. A partir de este segundo 100, en el que se produce la rotura pequeña en la rama fría del reactor, las condiciones del sistema cambian; ya que presiones, temperaturas, potencias y el nivel de refrigerante en los diferentes elementos comienzan a disminuir. Con estas nuevas condiciones empiezan a actuar los diferentes sistemas de seguridad en un orden determinado como se muestra en el siguiente árbol de sucesos (Figura 7).

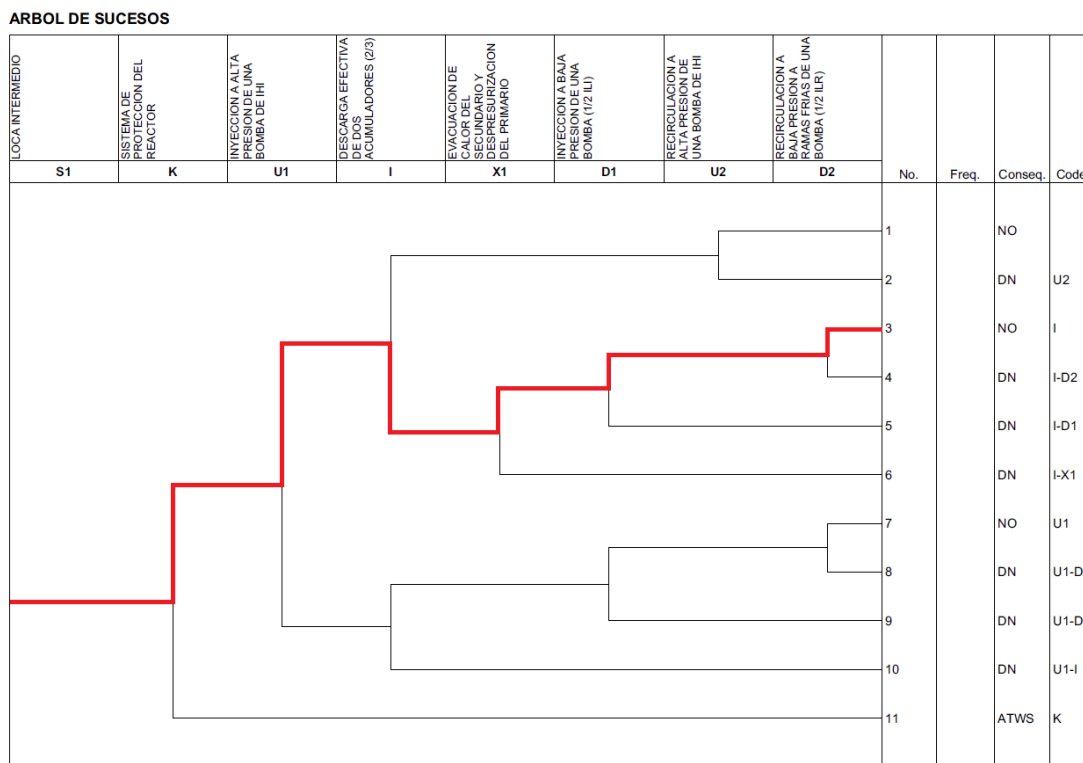


Figura 7: Árbol de sucesos de la instalación.

En el momento en el que se produce la rotura comienzan a producirse diversos sucesos simultáneamente:

El sistema de protección del reactor es de los primeros en actuar, encargado del control de reactividad del núcleo, una vez se produce la rotura se insertan parcialmente las barras de control para controlar la evolución de la potencia y asegurarse de que disminuya con el tiempo.

En el instante inicial junto a la inserción de las barras de control, se genera la señal de inyección de seguridad y se produce tanto el arranque automático de la bomba de carga que está en espera, como el alineamiento adecuado de los componentes del sistema, de tal manera que, aspirando del

tanque de almacenamiento de agua de recarga, se inyecta a las ramas frías del sistema del refrigerante del reactor. Los sistemas de inyección a alta presión (HPIS) comienzan a actuar en el momento que se produce la rotura, donde empieza a aumentar el caudal de inyección que pasa de una inyección inicial de 0.2 kg/s hasta una inyección de 0.48 kg/s. Este sistema de seguridad actúa hasta que las condiciones de presión en el circuito primario sean de 2 Bar, las cuales se alcanzan a los 6082 segundos de simulación.

La curva de inyección a alta presión se ha podido aproximar mediante la siguiente ecuación:

$$\frac{\dot{m}_{1\text{ HPSI-pump}}}{\text{kg/s}} = 0.036 \cdot \left(108 - \frac{P_{\text{prim}}}{\text{bar}} \right)^{0.57}$$

Ecuación 1: Ecuación aproximada de la curva de inyección a alta presión.

Simultáneamente se procede a la despresurización del primario y a la evacuación de calor del secundario, con un enfriamiento de 100 K/hora. El éxito de estas funciones requiere el suministro de caudal a los generadores de vapor, por medio del sistema de agua de alimentación auxiliar, de al menos el caudal de una de las cuatro bombas a uno de los cuatro generadores de vapor, con su función de alivio de vapor disponible a través de la válvula de alivio del generador de vapor en control de presión, así como la acción humana de despresurización hasta la entrada del sistema de inyección a baja presión, antes de alcanzar las condiciones de refrigeración inadecuada del núcleo. Puesto que para la despresurización del primario es necesario disponer de alguno de los caminos de alivio de presión, estas funciones también requieren que alguno de los dos existentes esté disponible, no dando crédito a las duchas del presionador.

El siguiente sistema en actuar debería ser el sistema de acumuladores, cuya función es la de permitir la entrada de agua al núcleo, lo que provoca una recuperación del nivel y hace caer la presión por condensación del vapor del sistema del refrigerante primario lo suficiente como para permitir la entrada del sistema de inyección a baja presión. En este trabajo los acumuladores no entran en funcionamiento, ya que se ha considerado que solo actúen los sistemas de inyección de alta y de baja presión (HPIS Y LPIS).

A continuación, entra en funcionamiento el sistema de inyección a baja presión (LPIS) que solo se requiere en las siguientes situaciones: cuando la inyección a alta presión ha tenido éxito, pero se produce el fallo en la descarga efectiva de los acumuladores o directamente, por el fallo de la inyección a alta presión, siempre que hayan descargado de forma efectiva los acumuladores. En este trabajo se ha adoptado el caso en el que los acumuladores no actúan.

Antes de que los sistemas de inyección a baja presión puedan comenzar a actuar debe existir, en el sistema del refrigerante del reactor, la presión adecuada para permitir su funcionalidad, la cual habrá sido alcanzada mediante la evacuación de calor del secundario y despresurización del primario. A los 2930 segundos de simulación se alcanzan las condiciones de presión adecuadas (10 bar) para el buen funcionamiento del sistema de inyección a baja presión, que inyecta hasta los 3420 segundos de simulación y alcanza una inyección máxima de 0.783 kg/s a los 2976 segundos de simulación.

La curva de inyección a alta presión se ha podido aproximar mediante la siguiente ecuación:

$$\frac{\dot{m}_{1\text{LPSI-pump}}}{\text{kg/s}} = 0.503 \cdot \left(10.35 - \frac{P_{\text{prim}}}{\text{bar}} \right)^{0.58}$$

Ecuación 2: Ecuación aproximada de la curva de inyección a baja presión.

Una vez se produce la señal de bajo nivel en el tanque de almacenamiento de agua de recarga, se genera la señal de recirculación de bajo nivel en el tanque de almacenamiento de agua de recarga, esto es el inicio de la recirculación semiautomática, con la que las bombas del sistema de inyección a baja presión (LPIS) cambian su aspiración del tanque a aspirar del sumidero de contención. A continuación, el grupo de operación debe realizar las maniobras indicadas en la guía, al objeto de alinear en serie la descarga de las bombas de baja presión con la aspiración de las de alta, cambiando la aspiración de éstas y permitiendo que el caudal circule por los intercambiadores de calor del sistema de evacuación del calor residual.

Esta función representa la necesidad de disponer al menos, de la inyección al sistema del refrigerante del reactor del caudal equivalente de una bomba del sistema de inyección a alta presión en fase de recirculación; es decir, tener disponible una bomba de alta presión aspirando desde el sumidero de contención a través del intercambiador del sistema de evacuación del calor residual y en serie con alguna de las bombas del sistema de inyección a baja presión. En consecuencia, en este modo de funcionamiento se requiere también la operación de una bomba del sistema de inyección a baja presión y su intercambiador de calor asociado.

Simulación del Transitorio	
Suceso	Tiempo de actuación (segundos)
Rotura en la rama fría	100
Enfriamiento de los generadores de vapor	100
Inserción parcial de las barras de control	100
Comienzo de la inyección a alta presión (HPIS)	100
Evacuación de calor del secundario	100
Despresurización del primario	100
Comienzo de la inyección a baja presión (LPIS)	2930
Fin de la inyección a baja presión (LPIS)	3420
Fin de la inyección a alta presión (HPIS)	6082
Recirculación	-
Fin de la simulación	8500

Tabla 1: Tabla de los sucesos que ocurren durante el transitorio.

5-Modelo de TRACE de la instalación PKL:

Las simulaciones se han realizado con el código termohidráulico TRACE5 y se ha utilizado las herramientas de SNAP para una mejor visualización. El modelo TRACE5 utilizado consta de 145 componentes hidráulicos; entre los que destacan las 83 tuberías, 22 válvulas, 4 bombas y una vasija del reactor diferenciada en 2 partes, 167 conexiones hidráulicas y 40 estructuras de calor. Este modelo se ha adaptado para simular las condiciones de un transitorio provocado por una pequeña rotura de una tubería.

El modelo utilizado consta de dos circuitos diferenciados: el circuito primario donde se encuentra la vasija del reactor, el presionador, los tubos en U y los sistemas de inyección (LPIS y HPIS). Y el circuito secundario formado principalmente por los generadores de vapor.

Las siguientes figuras muestran la modelización del circuito primario (Figura 8), de la vasija del reactor (Figura 9), de los tubos en U (Figura 10) y de la rotura (Figura 11) que se han usado para simular los transitorios.

5.1-Circuito Primario:

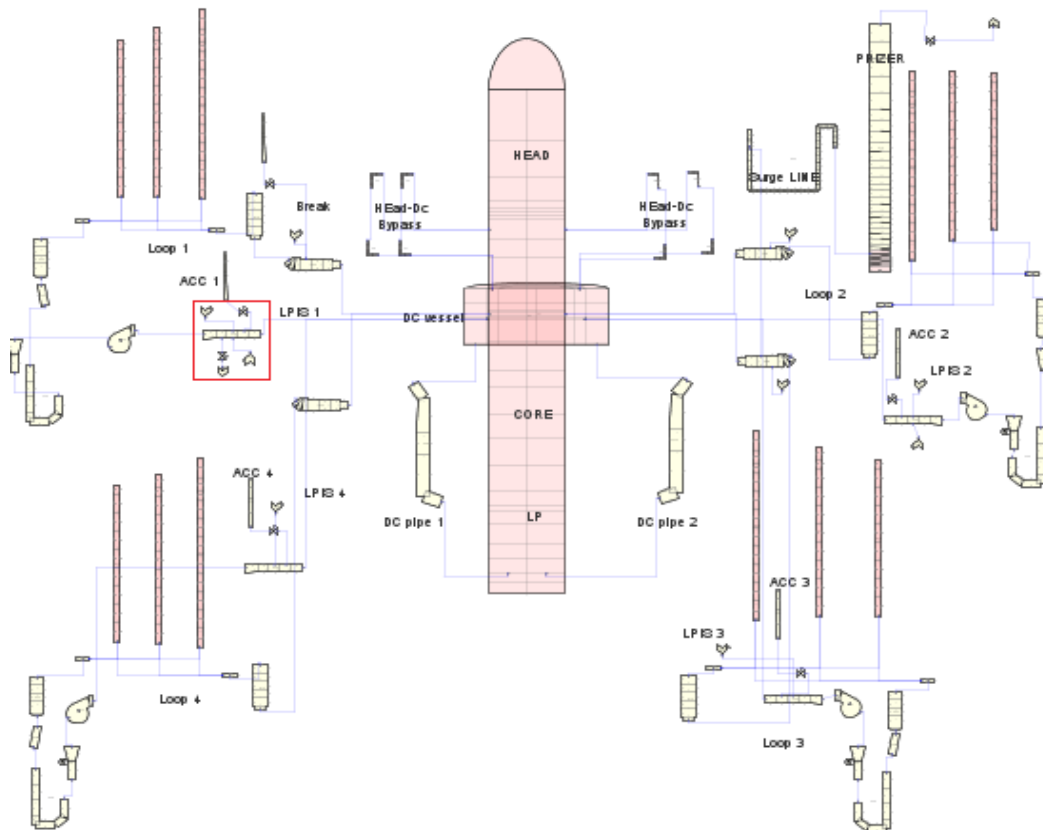


Figura 8: Esquema del circuito primario de la instalación experimental PKL hecha en TRACE.

Como ya se ha comentado la instalación consta de 4 lazos independientes dispuestos simétricamente alrededor del núcleo para así cumplir con los criterios de seguridad basados en la redundancia y

duplicidad de elementos y sistemas. Los 4 bucles primarios se modelan utilizando componentes pipe, pump y valve, creando lazos cerrados que entran y salen de la vasija del reactor y que están conectados con los tubos en U de los generadores de vapor, además en estos elementos es donde se conectan los sistemas de seguridad como los de inyección (LPIS Y HPIS) o los acumuladores.

Lo más notorio del modelado de este circuito primario es el diseño de la vasija y el de los tubos en U ya que son diseños más complejos centrados en plasmar la realidad lo más fielmente posible.

En el caso de la vasija del reactor (Figura 9) se ha diseñado como dos vasijas separadas mediante el componente VESSEL3D del código TRACE, que intentan recrear el flujo de agua en el interior del recipiente de una forma precisa, ya que la vasija pequeña simula un anillo exterior por donde entraría el agua, mientras que la otra sería la parte central de la vasija por donde subiría el agua al calentarse y saldría del núcleo.

La vasija grande se ha modelado con una VESSEL3D de 25 niveles (una altura de 10.8 metros), de los cuales inicialmente se han llenado hasta el nivel 14, para alcanzar una altura de 6.5 metros. Mientras que la vasija pequeña se ha modelado con una vessel de 5 niveles, cada uno dividido en 3 anillos.

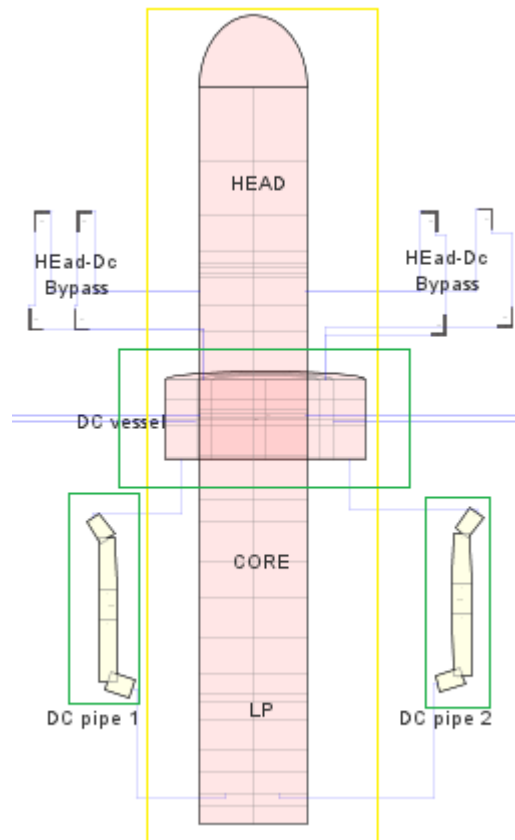


Figura 9: Esquema del diseño de la vasija del reactor hecho en TRACE.

Por otra parte, los tubos en U (Figura 10) se han diseñado como tubos rectos de diferentes tamaños agrupando los tubos de tamaños similares en 3 conjuntos, ya que si se modelan como un único tubo, no se consigue simular la circulación natural del agua cuando paran las bombas. Además, si se

añaden más de tres tubos, no se mejora la simulación de este efecto y provoca un aumento en el tiempo de cálculo debido al mayor número de volúmenes donde calcular.

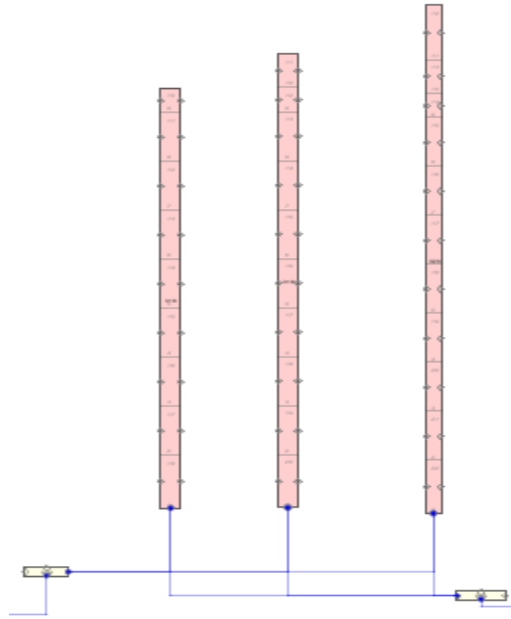


Figura 10: Esquema del diseño de los tubos en U de los generadores de vapor.

La transferencia de calor entre el circuito primario y el secundario se simula utilizando tres estructuras de calor, una para cada una de las tres tuberías que simulan los tubos en U de los generadores de vapor.

5.2-Modelado de la rotura:

Es una pequeña rotura de 32cm de diámetro en una tubería (modelada con una escala de 1/145 debido al diseño del reactor experimental PKL), situada entre la vasija y la bomba de recirculación de la rama fría 1 del circuito primario. En la Figura 11 se muestra como se ha modelado la rotura para este estudio.

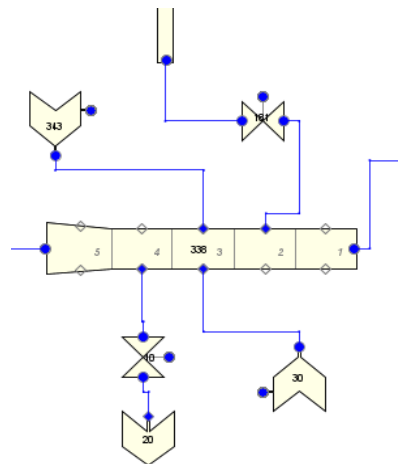


Figura 11: Esquema del diseño de la rotura en la rama fría 1 del reactor experimental PKL hecha en TRACE.

Se ha modelado a partir de una válvula y un break, los cuales están diseñados para abrir y simular una rotura a partir del segundo 100 del estacionario, mediante señales y tablas guiadas por la variable independiente del tiempo. Además, se han ajustado las pérdidas para recrear lo más fielmente posible una rotura auténtica.

5.3-Circuito Secundario:

Este circuito está constituido principalmente por los 4 generadores de vapor, diseñados a partir de 3 elementos diferenciados; un riser, un dowcomer y un separador liquido-vapor en la parte superior de los generadores, además también se encuentran en este circuito las diversas válvulas de alivio y los sistemas de tuberías y válvulas que llevan el vapor hasta las turbinas para la producción de energía eléctrica, como se puede ver en la Figura 12.

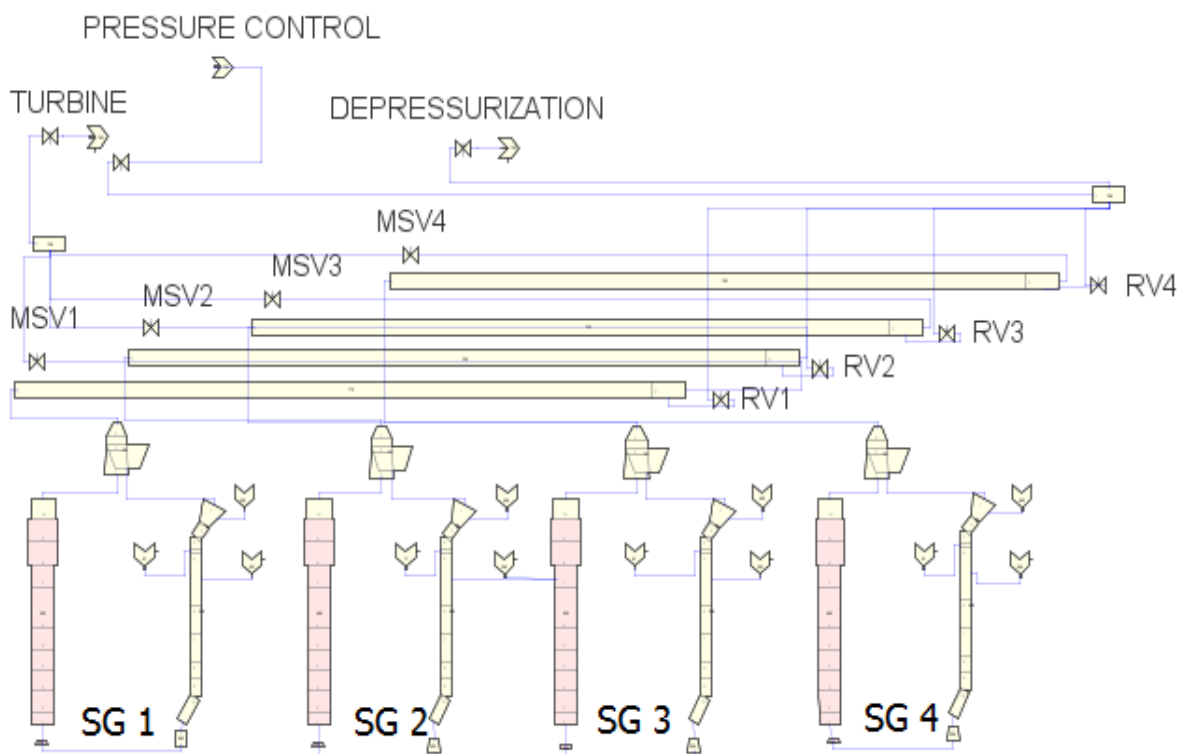


Figura 12: Esquema del circuito secundario de la instalación experimental PKL hecho en TRACE.

6-Resultados de la simulación:

En este apartado se va a realizar un análisis sobre la evolución de las condiciones durante el transitorio de los parámetros más relevantes en el sistema (temperatura, presión, nivel de refrigerante, potencias...). Inicialmente se van a exponer las condiciones iniciales para dar a conocer las condiciones en los primeros instantes del transitorio, posteriormente se mostrará la evolución durante el transitorio completo y se realizará una comparación entre los datos experimentales y los obtenidos mediante TRACE, explicando las diferencias entre ellos.

6.1-Condicionas iniciales:

Inicialmente el objetivo ha sido mantener en unos valores más o menos constantes todas las variables que intervienen en esta simulación, ya que el primer tramo de la simulación (0-100 segundos) se ha diseñado como un estacionario para simular el funcionamiento normal del reactor antes de la rotura. Para conseguir las condiciones iniciales se ha hecho una primera simulación de 650 segundos, en la que los últimos 100 segundos han sido los que se han usado como el inicio de la simulación del transitorio completo.

Condiciones iniciales	
Nivel vasija (m)	6,5
Nivel secundario (m)	12,2
Nivel presurizador (m)	1,1
Presión primario (Bar)	40,5
Presión secundario (Bar)	39
T salida del núcleo CET (K)	525
T de vapor en los 4 SG (K)	522
T agua alimentación (K)	393
Potencia (KW)	530

Tabla 2: Tabla de las condiciones iniciales del sistema.

Nivel en la vasija: En la figura 13 se muestra la gráfica del nivel en la vasija, donde se aprecia que sigue una tendencia bastante estable.

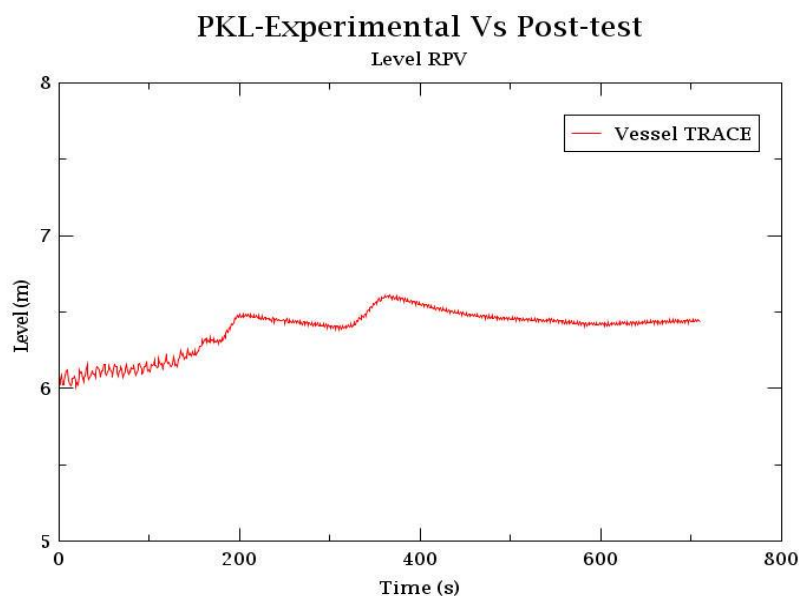


Figura 13: Gráfica del nivel de la vasija en las condiciones iniciales.

Nivel en el Secundario: En la figura 14 se muestra la gráfica del nivel en el circuito secundario.

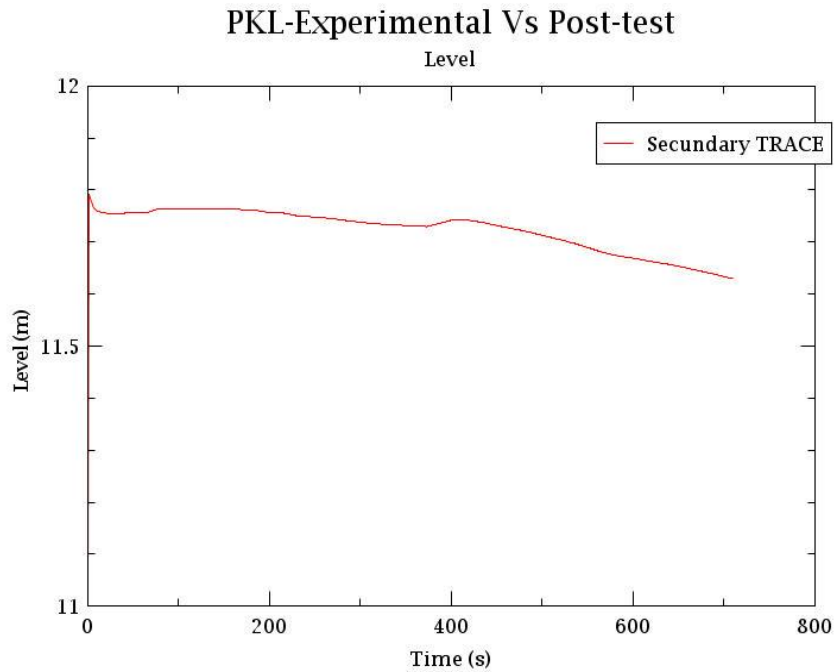


Figura 14: Gráfica del nivel en el circuito secundario en las condiciones iniciales.

Nivel en el presionador: En la figura 15 se muestra la gráfica del nivel en el presionador.

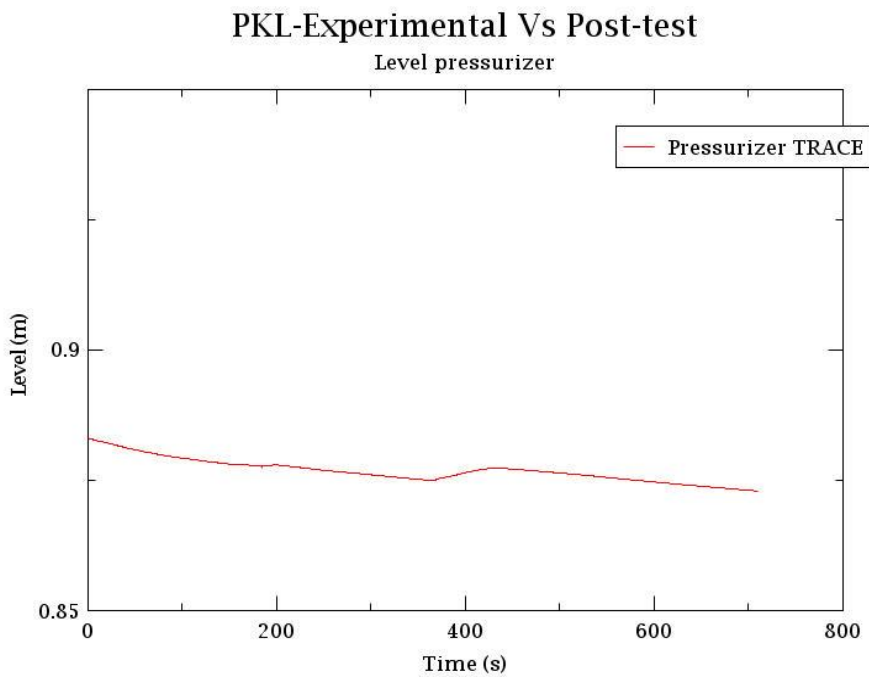


Figura 15: Gráfica del nivel en el presionador en las condiciones iniciales.

CET (Core Exit Temperature): En la Figura 16 se muestra la gráfica de la temperatura del núcleo.

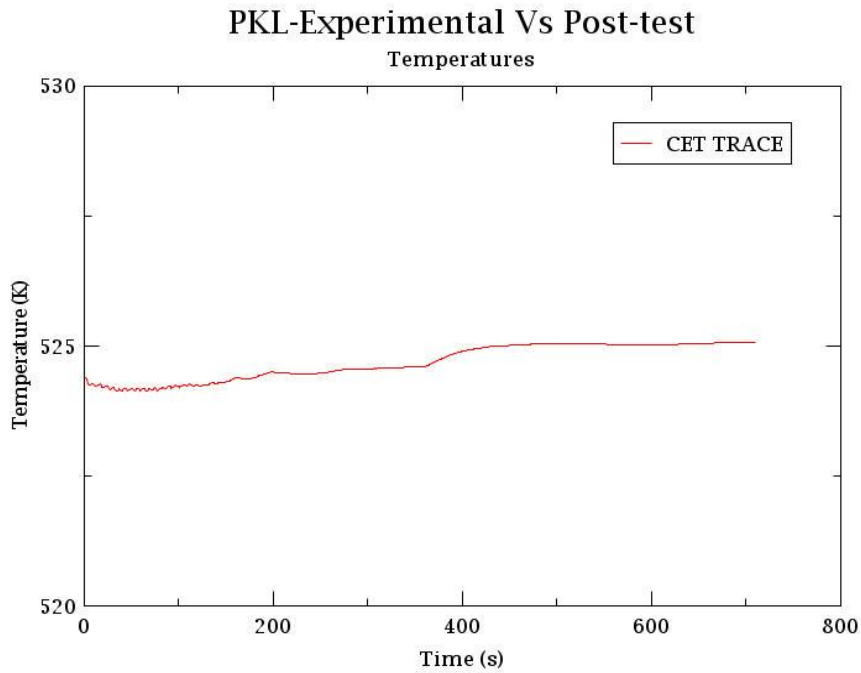


Figura 16: Gráfica de la temperatura del núcleo en las condiciones iniciales.

Presión circuito primario: En la Figura 17 se muestra la gráfica de la presión en el circuito primario.

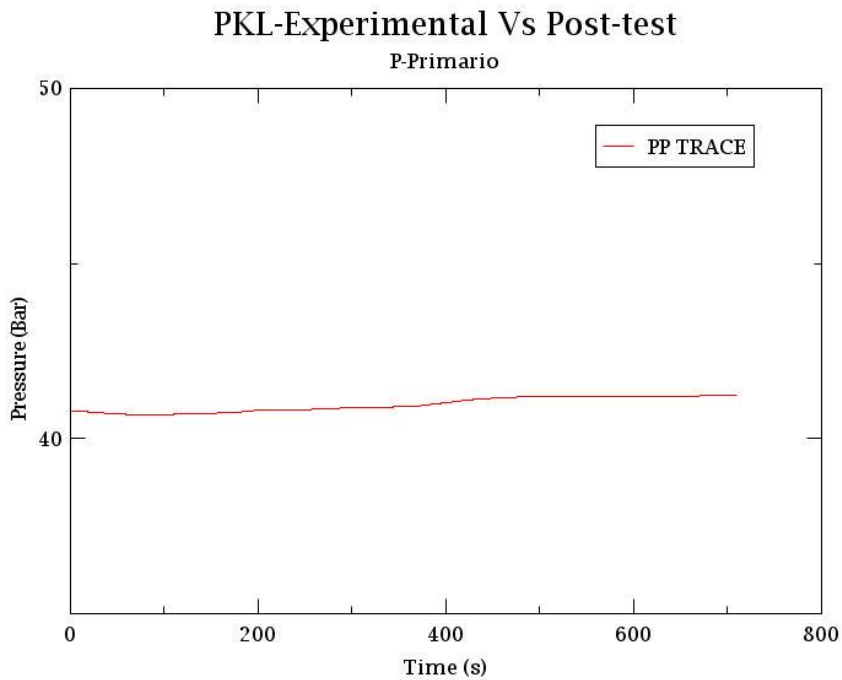


Figura 17: Gráfica de la presión en el circuito primario en las condiciones iniciales.

Presión circuito secundario: En la Figura 18 se muestra la gráfica de la presión en el secundario.

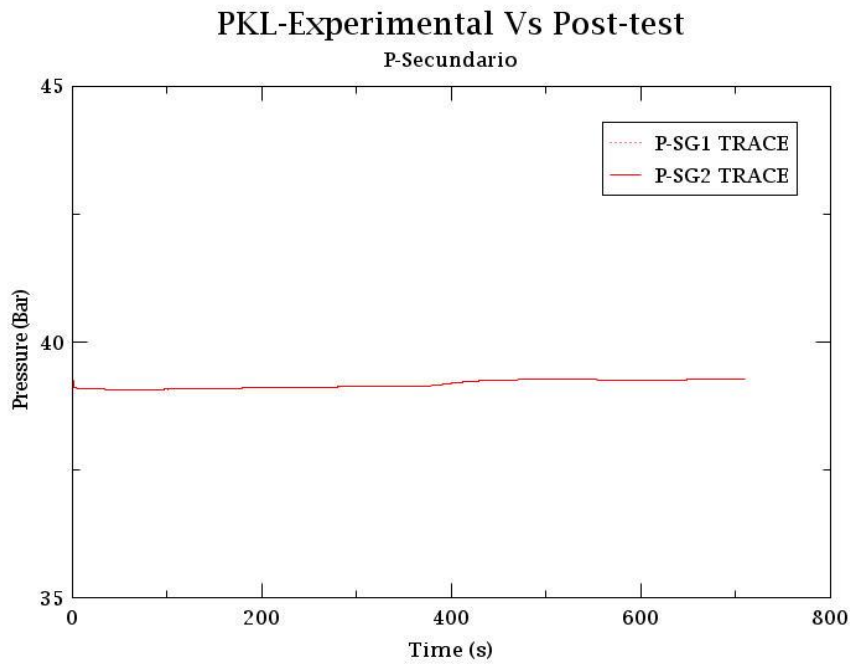


Figura 18: Gráfica de la presión en el circuito secundario en las condiciones iniciales.

Potencia transferida:

- **Potencias:** En la Figura 19 se muestra la gráfica de las potencias generadas en las diferentes regiones del núcleo.

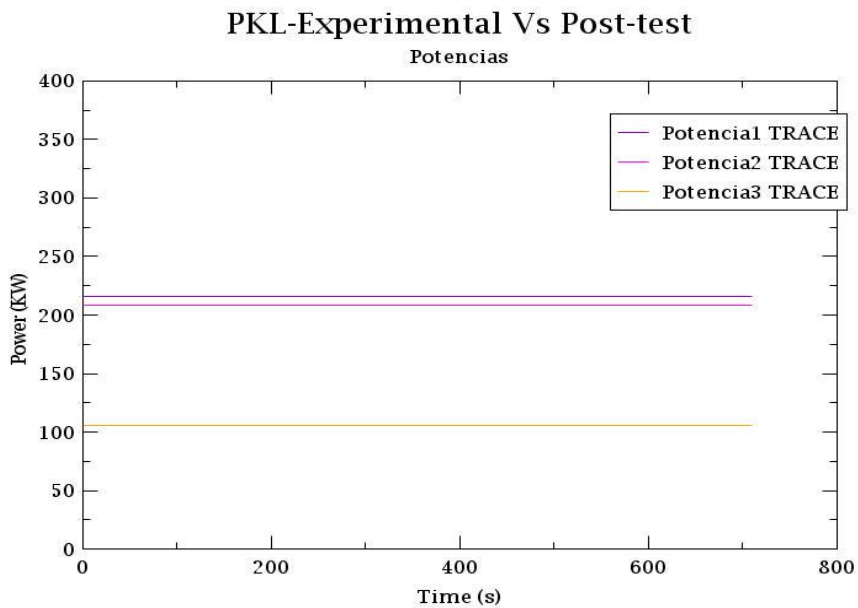


Figura 19: Potencias generadas en las diferentes regiones del núcleo.

- **Núcleo:** En la Figura 20 se muestra la gráfica de la potencia transferida por el núcleo.

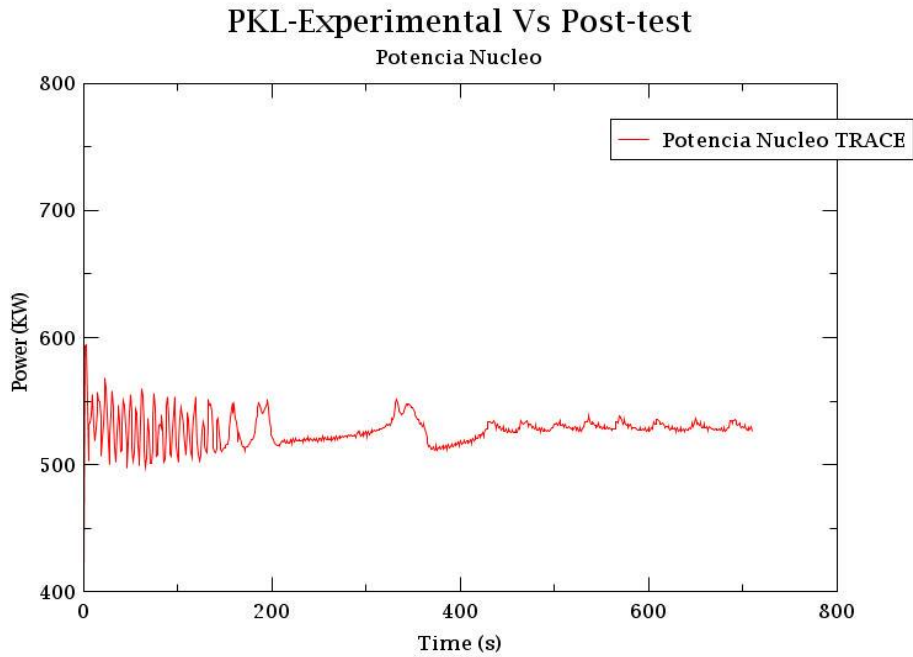


Figura 20: Potencia transferida por el núcleo en las condiciones iniciales.

- **Generadores de vapor:** En la Figura 21 se muestra la gráfica de las potencias transferidas por los generadores de vapor.

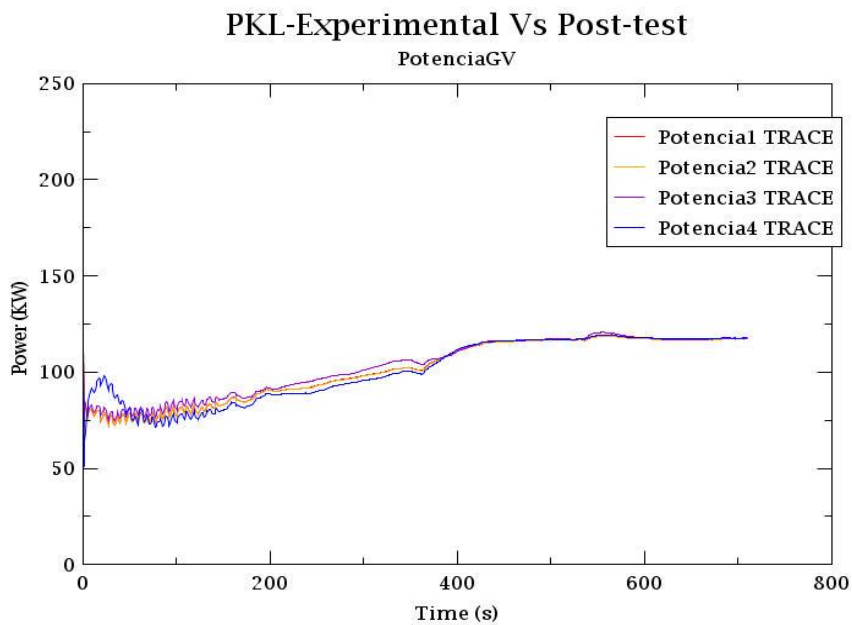


Figura 21: Potencias transferidas por los generadores de vapor en las condiciones iniciales.

6.2-Transitorio:

En este apartado se procede a comparar gráficamente los resultados de la simulación con los datos experimentales, observando la fenomenología que se da durante el transitorio, para ver si siguen las mismas tendencias o si por el contrario difieren, dando una explicación de las causas de estas diferencias:

Caudal de la rotura:

La Figura 22 muestra la evolución de la rotura durante el transitorio, donde se puede observar que en los datos experimentales el caudal integral de la rotura va aumentando hasta alcanzar su máximo en el tiempo 3536, donde comienza a disminuir a causa de la activación de una línea de drenaje, mientras que en los datos de la simulación esto no ocurre y sigue creciendo, ya que no se ha podido modelar adecuadamente esa línea de drenaje.

En el tramo inicial que llega hasta los 3536 segundos se observa un desajuste entre ambas gráficas, producido porque en los datos experimentales la descarga de la rotura se hace hacia un contenedor de contención, mientras que en la simulación esto se ha modelado de forma diferente, con un componente break que descarga directamente al ambiente, el cual tiene unas pérdidas de carga que se han de modelar correctamente, lo que no se ha conseguido del todo.

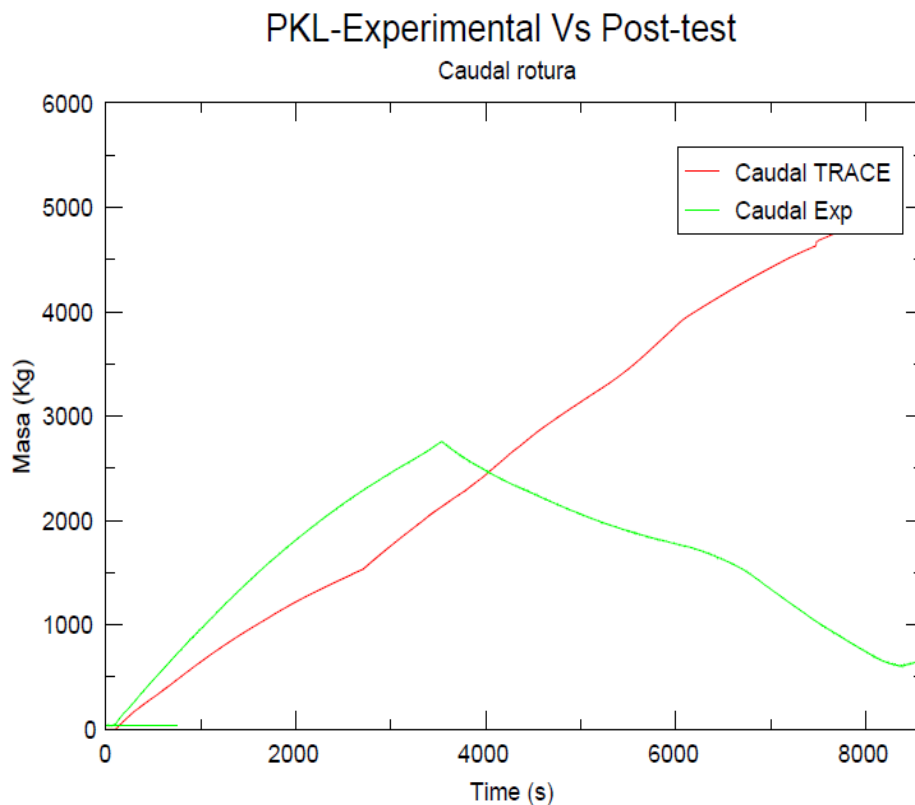


Figura 22: Gráfica del caudal de la rotura tras la simulación del transitorio completo.

Inyección a alta presión:

El sistema de inyección a alta presión comienza a actuar en el instante en el que se produce la rotura (100 segundos), donde empieza a aumentar el caudal de inyección pasando de una inyección inicial de 0.2 kg/s hasta una inyección de 0.48 kg/s. Este sistema de seguridad actúa hasta que las condiciones de presión en el circuito primario sean de 2 Bar, las cuales se alcanzan a los 6082 segundos de simulación.

Al observar estas gráficas se puede apreciar una gran similitud entre los datos experimentales y los de la simulación de TRACE, ya que se han podido modelar con exactitud gracias al uso de la Ecuación 1, que permite una aproximación bastante precisa para la curva de inyección a alta presión. También se observa que la inyecciones a alta presión en las ramas frías 1 y 2 actúan de la misma forma (como tiene que ser por el diseño del reactor experimental).

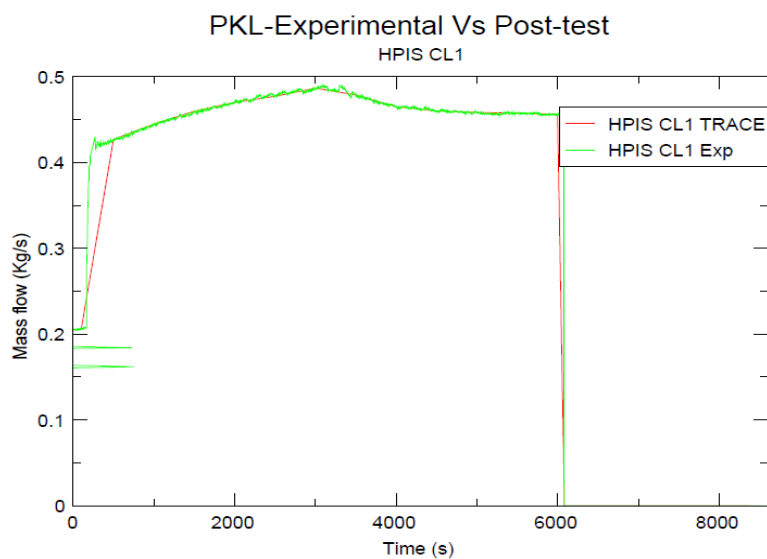


Figura 23: Gráfica de la inyección a alta presión en la rama fría 1 tras la simulación del transitorio completo.

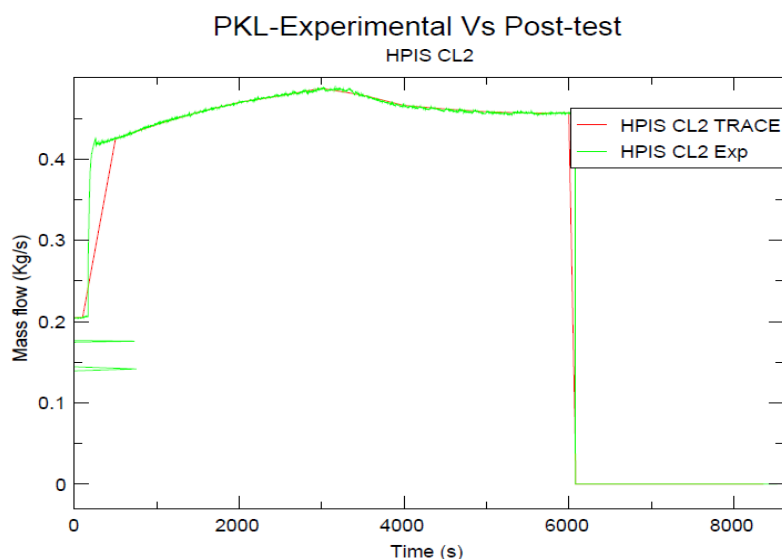


Figura 24: Gráfica de la inyección a alta presión en la rama fría 2 tras la simulación del transitorio completo.

Inyección a baja presión:

A los 2930 segundos de simulación se alcanzan las condiciones de presión adecuadas (10 bar) para el buen funcionamiento del sistema de inyección a baja presión, que inyecta hasta los 3420 segundos y alcanza una inyección máxima de 0.783 kg/s a los 2976 segundos de simulación.

Al observar estas gráficas se puede apreciar que los datos experimentales y los obtenidos mediante la simulación de TRACE son muy similares, ya que se han podido modelar con exactitud por el uso de la Ecuación 2, que permite hacer una aproximación bastante fiable para la curva de inyección a baja presión. También se observa que las inyecciones a baja presión en las ramas frías 1 y 2 actúan de la misma forma (como tiene que ser por el diseño del reactor experimental).

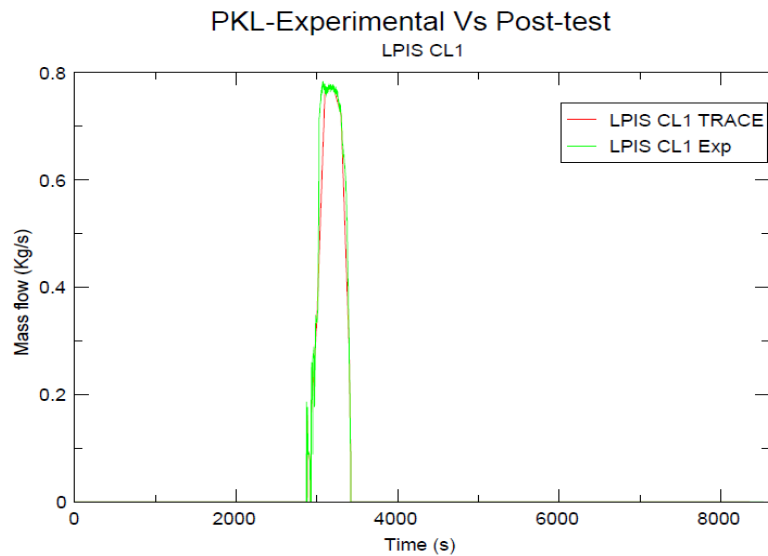


Figura 25: Gráfica de la inyección a baja presión en la rama fría 1 tras la simulación del transitorio completo.

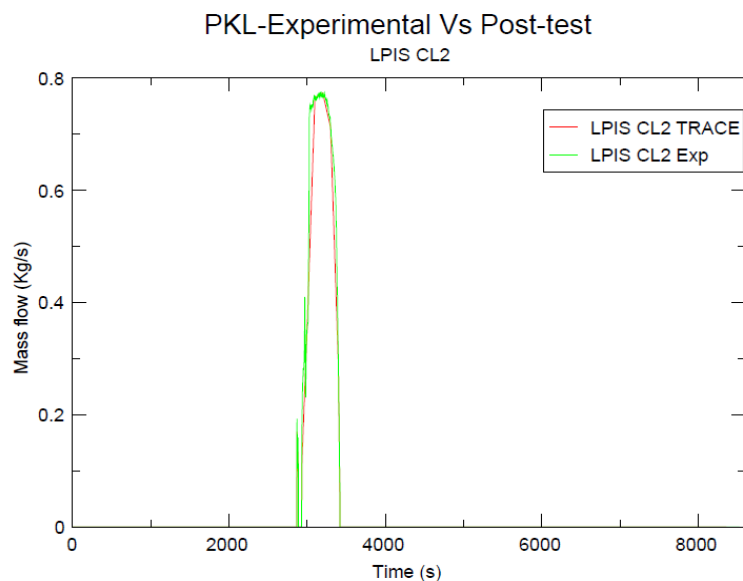


Figura 26: Gráfica de la inyección a baja presión en la rama fría 2 tras la simulación del transitorio completo.

Nivel del presionador:

La gráfica del nivel del presionador ha sido unas de las gráficas que peor se han podido ajustar, como se puede ver en la Figura 27. Es verdad que tanto el tramo inicial (0-3334 segundos) como el tramo final (6570-8500) están bastante conseguidos, pero el tramo central donde en los datos experimentales se observa una subida de nivel a partir del segundo 3334 que llega hasta los 6570 segundos, no se ha podido recrear de una forma exacta en la simulación. Esta subida de nivel se produce por la actuación de los sistema de inyección, pero no se ha conseguido plasmar fielmente su evolución, principalmente porque no se han ajustado de forma precisa las pérdidas de carga del sistema, lo que provoca una mala distribución del agua por el circuito, que tiende a ocupar las zonas más vacías (sellos de lazo) y a quedarse en las zonas con cambios de dirección como los codos de las tuberías.

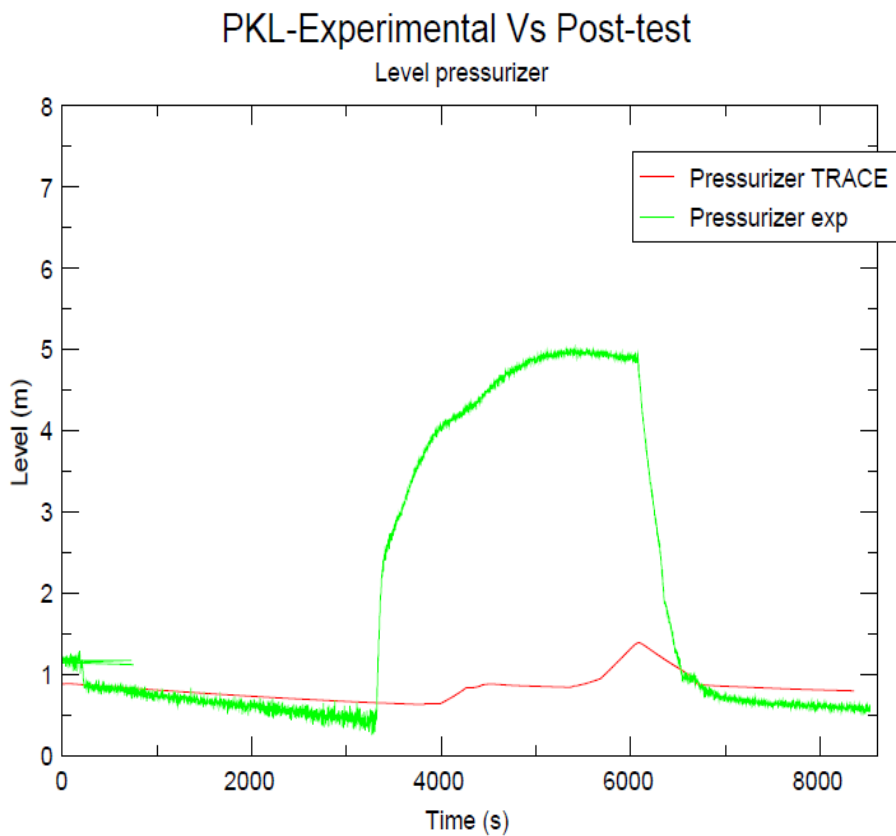


Figura 27: Gráfica del nivel en el presionador tras la simulación del transitorio completo.

Nivel de la vasija:

La Figura 28 muestra la evolución del nivel de la vasija del reactor, donde se observa que la masa dentro del recipiente del reactor es similar para los datos experimentales y los calculados a través de la simulación con TRACE. Aunque existe un tramo a partir del segundo 3420 donde los datos empiezan a diferenciarse, ya que los experimentales siguen una tendencia más estable mientras que los datos de la simulación crecen de forma más brusca y luego disminuyen de igual manera, acabando en unas condiciones finales bastante similares en torno a los 7 metros. Este desajuste se debe a que no se han podido modelar de una forma precisa las pérdidas de carga, por lo que no existe una buena distribución del agua por el circuito provocando que el nivel de la vasija sea mayor de lo adecuado mientras que el nivel del presionador se encuentra por debajo del nivel al que debería estar, como se ha visto en la Figura 27.

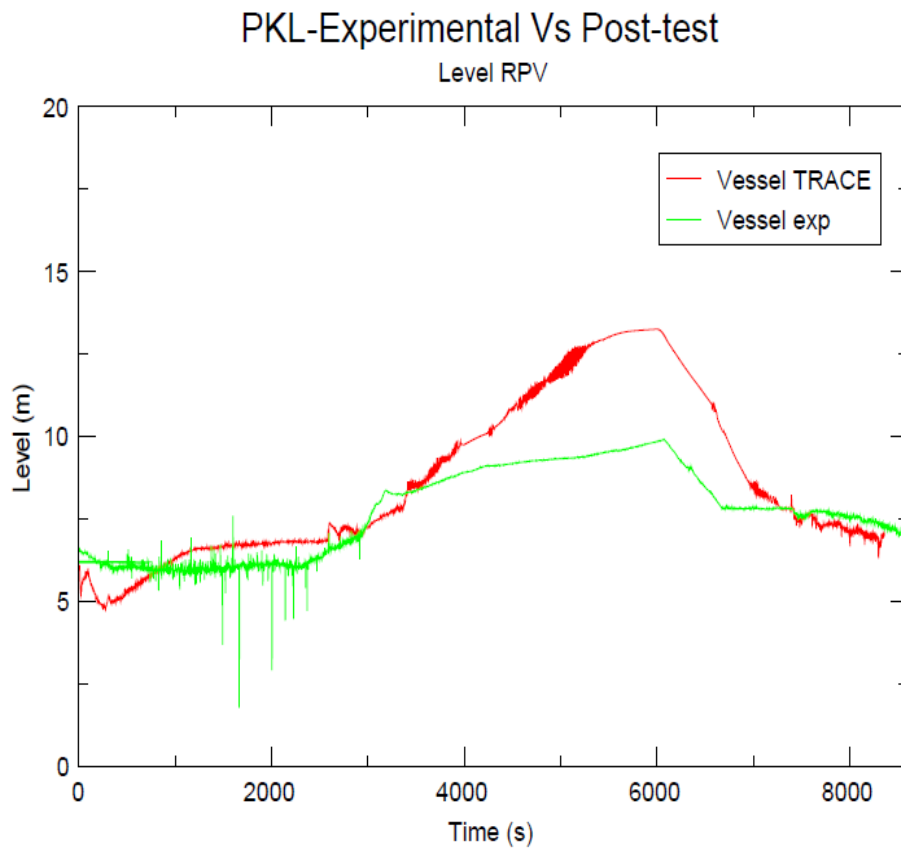


Figura 28: Gráfica del nivel en la vasija del reactor tras la simulación del transitorio completo.

Nivel del secundario:

En la figura 29 se muestra la evolución del nivel en el circuito secundario, donde se puede apreciar una tendencia estable de ambas gráficas. Los datos de la simulación comienzan un poco por debajo del nivel de los datos experimentales pero lo recupera gracias a las inyecciones iniciales y mantiene un nivel estable en torno a los 13 metros, lo que supone un desnivel de menos de un metro respecto a los datos experimentales, cosa que no es preocupante ya que siguen una evolución muy similar entorno a unos valores estables.

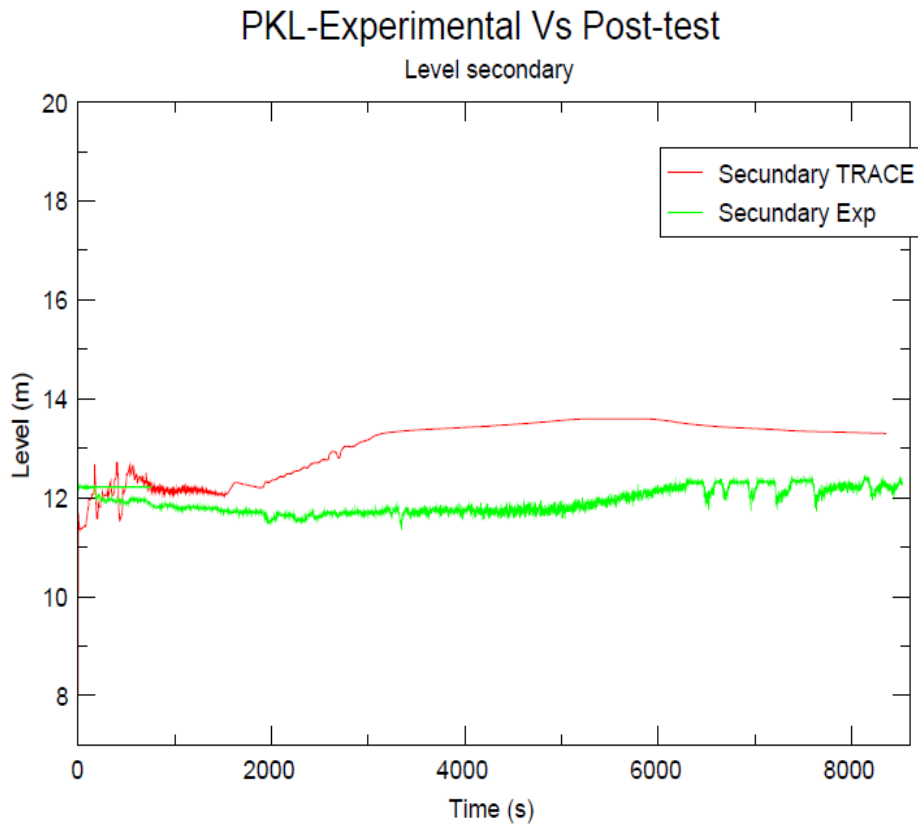


Figura 29: Gráfica del nivel en el circuito secundario tras la simulación del transitorio completo.

CET (Core Exit Temperature):

En la Figura 30 se muestra la evolución que sigue la temperatura de salida del núcleo (CET). A partir del segundo 100 de simulación se observa un descenso de la temperatura producido por la diferencia de temperaturas que existe entre el agua contenida en el núcleo del reactor y el agua que se inyecta a través del sistema de inyección a alta presión (que se encuentra más fría, a unos 393 K), esta tendencia llega hasta los 3176 segundos, momento en el que la pendiente se vuelve mucho más pronunciada, debido a que en ese punto la inyección del sistema de alta presión es máxima pero sobre todo a que en ese momento ya ha comenzado a actuar el sistema de inyección a baja presión (LPIS). Esta pendiente más pronunciada alcanza su temperatura mínima de 398K (lo que supone un descenso de temperatura de unos 127 grados respecto a la temperatura inicial) a los 3420 segundos, momento en el que la inyección a baja presión llega a su punto máximo y comienza a descender hasta no inyectar nada. Esto produce que la temperatura vuelva a incrementarse y recupere la tendencia anterior producida por la inyección a alta presión, que inyecta hasta los 6082 segundos, momento en que se acaba esa tendencia debido a que se llega a la temperatura del agua de inyección (393K) lo que impide la transferencia de calor y el consiguiente enfriamiento del sistema, lo que causa que vuelva a subir la temperatura hasta que más o menos se estabiliza.

En general ambas gráficas son muy similares y siguen las mismas tendencias, aunque existen diferencias sobre todo en el tramo central donde el descenso de la temperatura ha de ser más pronunciado, esta diferencia se puede deber a que el agua que se inyecta no está lo suficientemente fría para hacer descender la temperatura del núcleo de una forma más rápida. Este desajuste se va arrastrando durante el resto de la simulación, aunque como se ve no es un desajuste demasiado grande.

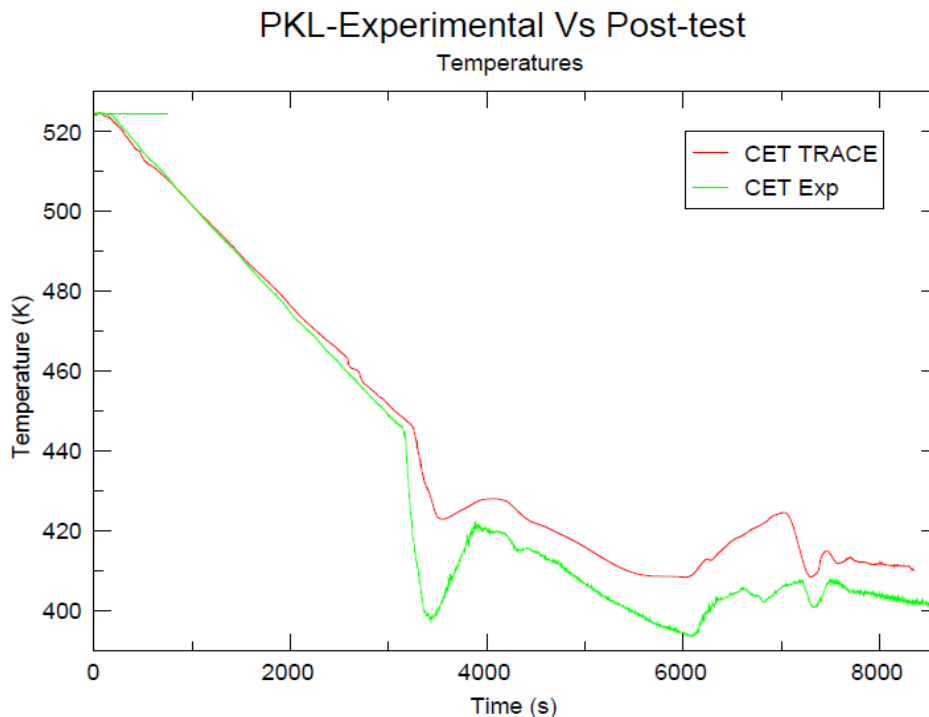


Figura 30: Gráfica del CET tras la simulación del transitorio completo.

Presión circuito primario:

En la Figura 31 inicialmente se observa que la presión está estable en unos 40.5 bar, pero a los 100 segundos de simulación comienza a un descenso bastante pronunciado a causa de la rotura, que llega hasta los 3192 segundos donde cambia la tendencia, ya que el sistema de inyección a baja presión (LPIS) comienza a actuar al alcanzar sus condiciones de funcionamiento (10 bar). Cuando la inyección alcanza su punto máximo (3076 segundos) es cuando se observa una tendencia creciente en la gráfica de los datos experimentales, que disminuye su pendiente en el momento en que la inyección a baja presión deja de actuar a los 3420 segundos.

Finalmente se observa un descenso pronunciado en la gráfica de los datos experimentales, debido a la parada de la inyección de alta presión a los 6082 segundos, hasta llegar a unas condiciones finales muy similares a las conseguidas en la simulación, en torno a los 5 bares.

Comparando ambas gráficas se observan varias diferencias. En el tramo inicial se observa un desfase entre ambas gráficas que puede estar producido por desajustes al modelar el caudal de la rotura, porque como se ve en la Figura 22 no se ha conseguido modelar con exactitud la descarga del caudal integral de la rotura. En el tramo central los datos de la simulación no crecen como hacen los datos experimentales y se quedan mucho más estables, esto está causado por una mala distribución del agua por el circuito, lo que provoca que el nivel en el presionador no suba y esto lleva a que la presión tampoco lo haga.

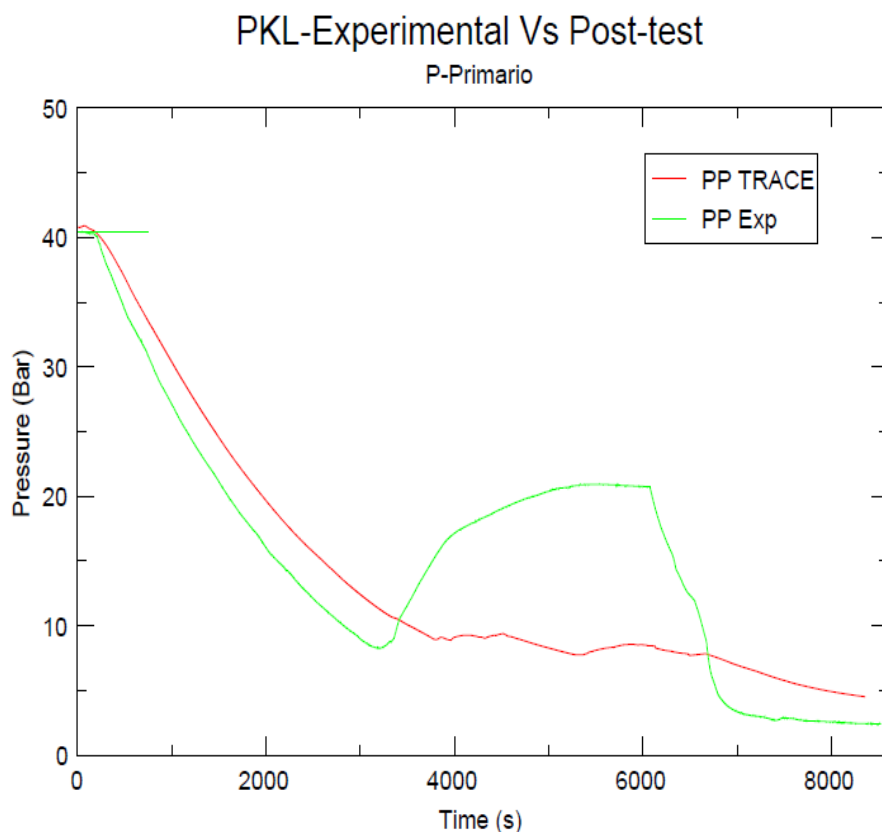


Figura 31: Gráfica de la presión en el circuito primario tras la simulación del transitorio completo.

Presión circuito secundario:

Como se puede observar en la Figura 32 las condiciones iniciales de presión del circuito secundario son un poco inferiores a las condiciones iniciales en el circuito primario (40.5 Bar), ya que en el secundario se empieza con una presión cercana a los 39 Bar. A partir del momento de la rotura (100 segundos) se observa un descenso de la presión que únicamente se estabiliza cuando llega a la presión atmosférica (1 Bar).

La presión en el circuito secundario sigue esta curva ya que se quiere conseguir un descenso de la temperatura en el circuito primario a través de la reducción de presión en el circuito secundario.

Ambas graficas se comportan de una forma muy similar, aunque en la zona intermedia se desacoplan ligeramente debido a que en esos puntos la presión en el primario no está de todo bien ajustada lo que causa un desajuste similar en el secundario.

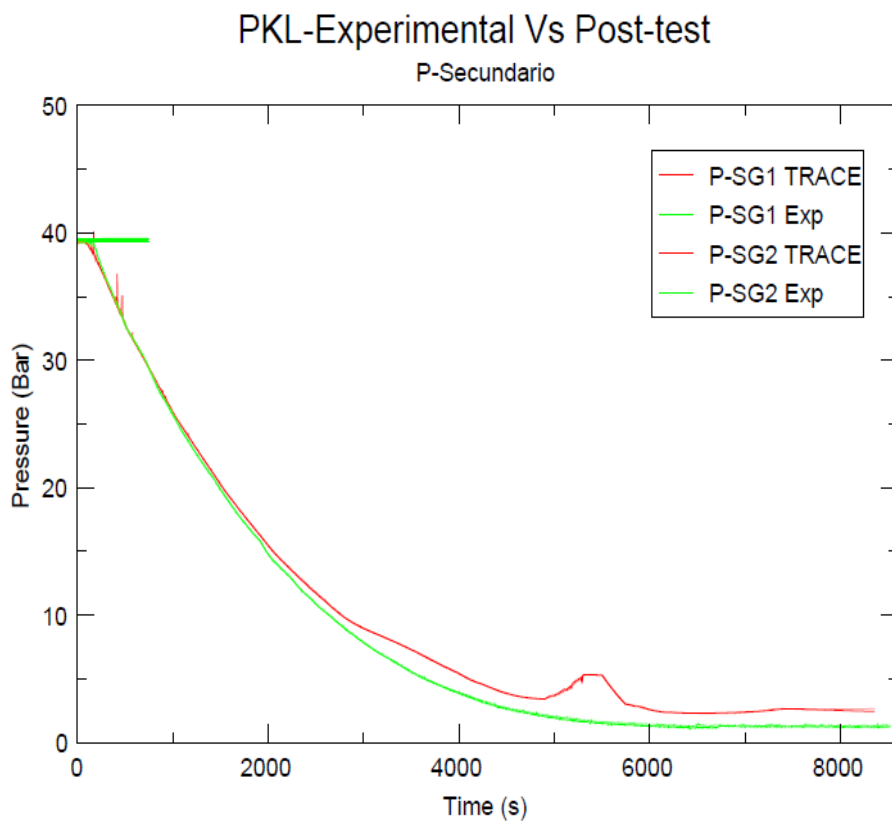


Figura 32: Gráfica de la presión en el circuito secundario tras la simulación del transitorio completo.

Potencia del reactor:

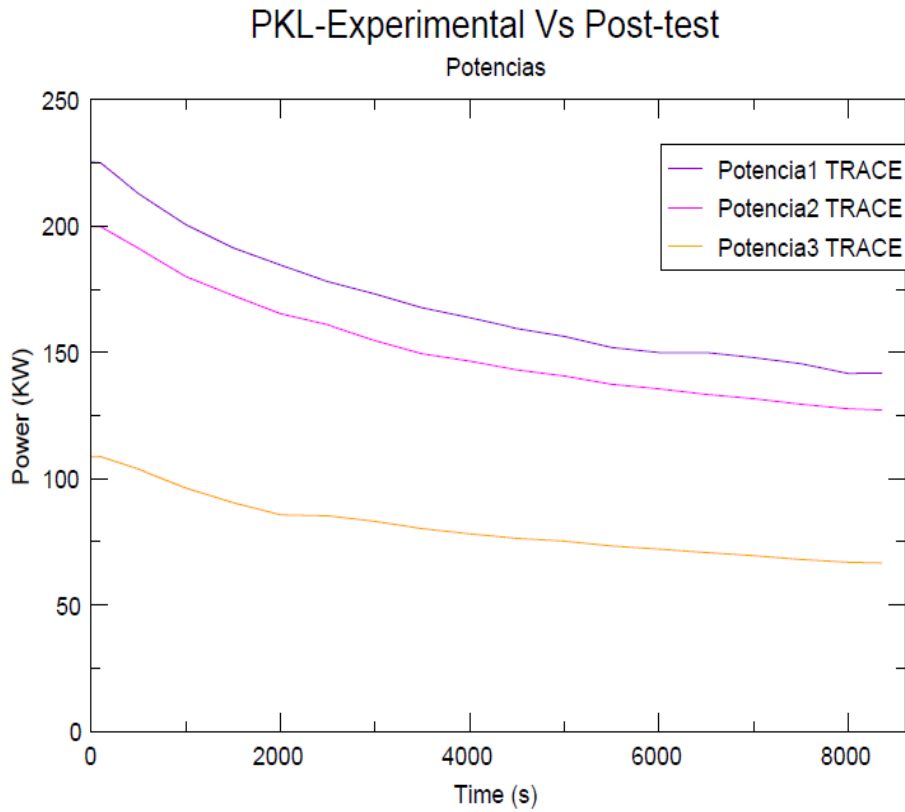


Figura 33: Gráfica de las potencias en el reactor tras la simulación del transitorio completo.

Las gráficas de las potencias (Figuras 33, 34, 35 y 36) salen muy bien ajustadas ya que se ha utilizado la Ecuación 3 para obtener la potencia total del reactor, lo que permite una aproximación fiable para cada tiempo de la simulación.

$$\frac{P_{\text{rod bundle}}}{\text{kW}} = \frac{1.06\text{E}6}{3.63\text{E}3 + \frac{t}{\text{s}}} + 2.46\text{E}2$$

Ecuación 3: Ecuación aproximada de la potencia del reactor.

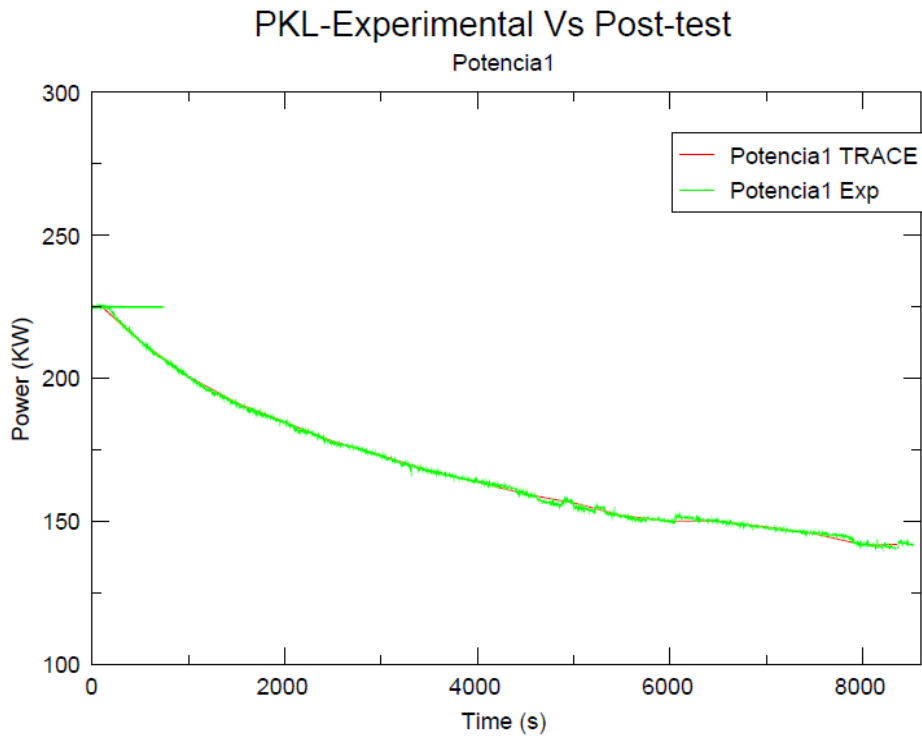


Figura 34: Gráfica de la potencia de la región 1 del núcleo tras la simulación del transitorio completo.

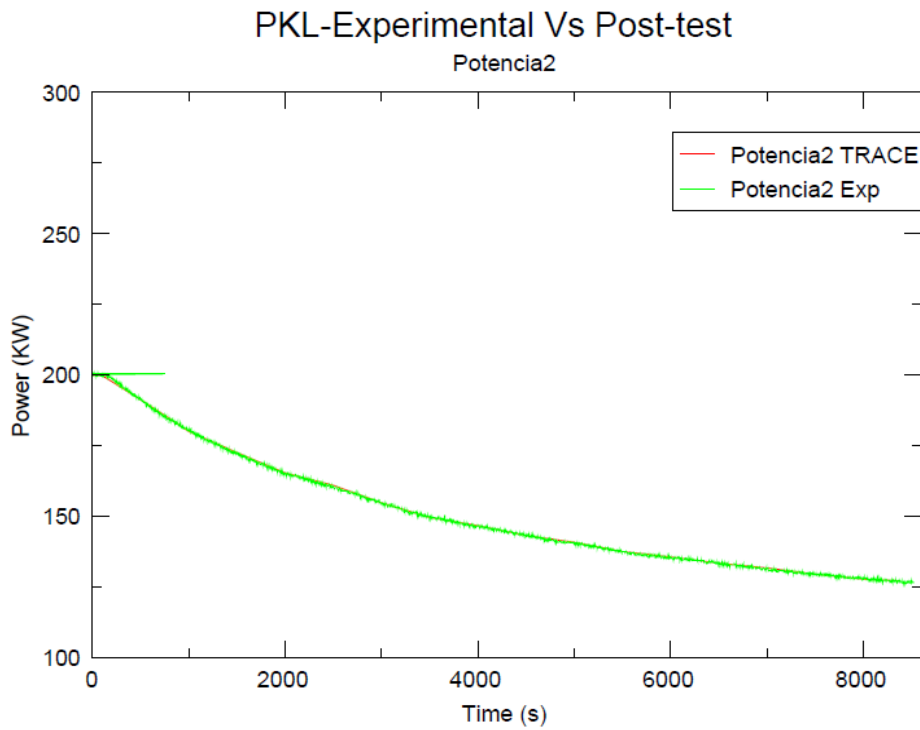


Figura 35: Gráfica de la potencia de la región 2 del núcleo tras la simulación del transitorio completo.

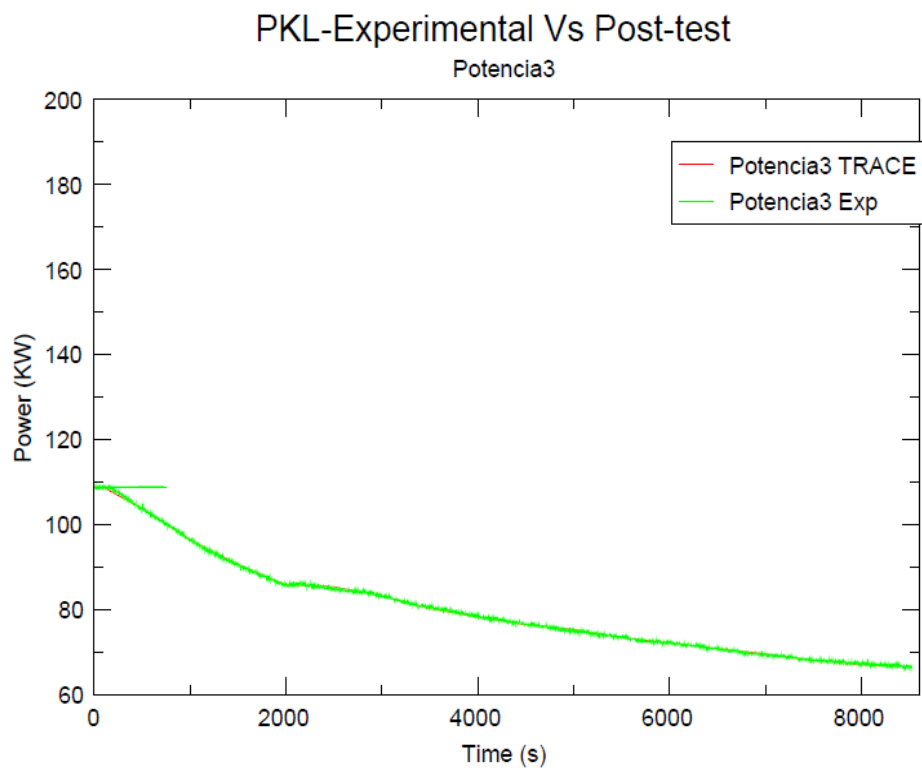


Figura 36: Gráfica de la potencia de la región 3 del núcleo tras la simulación del transitorio completo.

7-Conclusiones:

Este trabajo se ha realizado con la finalidad de conseguir una serie de objetivos:

- El primer objetivo que se quería alcanzar ha sido el de poder crear un modelo en TRACE que plasmará fielmente lo que ocurre en un accidente de este tipo (rotura pequeña en una de las ramas frías del circuito primario), para así poder comparar los resultados y realizar un análisis de la simulación de forma precisa.
- El otro objetivo principal ha sido el de comprobar si las medidas de seguridad que utiliza una central nuclear real y el diseño de estas son adecuadas para evitar grandes daños en los accidentes que se pueden producir.

En cuanto al primer objetivo, se puede considerar que en este trabajo se ha conseguido crear un modelo que se ajusta bastante bien a la realidad y que plasma las tendencias de la simulación de una forma muy similar a los datos experimentales, gracias a que la fenomenología reproduce cualitativamente lo que se ha querido mostrar, permitiendo una comparación fiable entre el modelo en TRACE y los datos experimentales. Por lo que se puede decir que el programa TRACE resulta de gran ayuda para desarrollar estudios de este tipo, ya que con pocos datos iniciales se pueden conseguir aproximaciones bastante precisas de los modelos reales.

También es cierto que hay algunas condiciones que se podrían mejorar, como es el caso de las pérdidas de carga del circuito que impide una correcta distribución del refrigerante por el circuito y hace que en algunas gráficas se muestren resultados imprecisos. Para ello lo ideal sería tener una serie de experimentos distintos en los que se pudieran modelar diversas roturas de diferentes tamaños y con diferentes pérdidas de carga, para así poder tener una cantidad suficiente de modelos en los que encontrar las condiciones que mejor se ajusten a la realidad.

Por otro lado, la conclusión del segundo objetivo es que las medidas que se toman en una central real son medidas efectivas para evitar daños al núcleo y por consiguiente daños graves. En este trabajo se ha podido comprobar esto gracias a que se ha seguido una metodología de actuación común en las centrales reales, en la que se han tomado medidas suficientes para mantener la potencia del reactor controlada al igual que otros parámetros como los de temperatura o presión.

Para finalizar, se puede decir que el uso de reactores nucleares experimentales complementados con modelos de simulación es algo fundamental para el buen funcionamiento de la industria nuclear, ya que son una gran fuente de información que permite mejorar los diseños de los reactores, mejorar las medidas y procesos de seguridad para así poder evitar accidentes graves. Un futuro trabajo sería el de trasladar los resultados del reactor experimental a un reactor real.

8-Bibliografía:

- [1] Documento world energy scenarios 2019. The future of nuclear: diverse harmonies in the energy transition. <https://www.worldenergy.org/publications/entry/world-energy-scenarios-2019-the-future-of-nuclear-diverse-harmonies-in-the-energy-transition>
- [2] El libro “Light Water Reactor Safety”. Authors: B. Pershagen, M. Bowen. ISBN: 9781483286747. Imprint: Pergamon. Published Date: 1st August 1989.
- [3] <https://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/safety-of-nuclear-power-reactors.aspx>
- [4] <https://pris.iaea.org/pris/>
- [5] El artículo, Integral Test Facility PKL: Experimental PWR Accident Investigation. Volume 2012 ID 891056 16 pages <https://doi.org/10.1155/2012/891056>
- [6] El artículo de título “RELAP5 Simulation of PKL Facility Experiments under Midloop Conditions”. En la revista Science and technology of Nuclear Installations. Volume 2017. Article ID 6140323 11 pages <https://doi.org/10.1155/2017/6140323>
- [7] https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull/bull573_sept2016_0.pdf
- [8] <https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/energia-nuclear-en-espana/>
- [9] <https://www.foronuclear.org/actualidad/a-fondo/cuales-son-los-nuevos-reactores-del-futuro/>
- [10] https://www.mundohvacr.com.mx/2011/05/sistemas-de-refrigeracion-en-reactores-nucleares/?fb_comment_id=2023798620993757_3840909799282621
- [11] <https://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/three-mile-island-accident.aspx>
- [12] <https://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/chernobyl-accident.aspx>
- [13] <https://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/fukushima-daiichi-accident.aspx>

[14] Documento Reactores_PWR_BWR de la asignatura tecnología nuclear del grado de Ingeniería de la energía de la ETSII UPV.

[15] Documento de introducción a la asignatura de Seguridad Nuclear de la ETSII UPV
https://poliformat.upv.es/access/content/group/GRA_12980_2019/TEMAS/1_Introducci%C3%B3n_1920.pdf

[16] <https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/glosario-de-terminos/bwr-boiling-water-reactor/>

[17] <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByCountry.aspx>



UNIVERSITAT
POLITÈCNICA
DE VALÈNCIA



ESCUELA TÉCNICA
SUPERIOR INGENIERÍA
INDUSTRIAL VALENCIA

TRABAJO FIN DE GRADO EN INGENIERÍA DE LA ENERGÍA

PRESUPUESTO



Curso Académico: 2019-2020

Índice del presupuesto:

1-OBJETIVO.....	53
2-COSTE MANO DE OBRA.....	54
3-COSTE HARDWARE.....	57
4-COSTE SOFTWARE.....	58
5-PRESUPUESTO FINAL.....	59

Índice de tablas:

Tabla 1: Planificación de horas dedicadas a cada parte.....	54
Tabla 2: Cuadro de precios mano de obra.....	55
Tabla 3: Desglose coste de mano de obra.....	56
Tabla 4: Cuadro costes del Hardware.....	57
Tabla 5: Cuadro costes del software.....	58
Tabla 6: Presupuesto de ejecución por contrata.....	59

1-OBJETIVO:

El objetivo del presente documento es cuantificar de forma detallada el coste que supondría en un ámbito profesional la elaboración del proyecto presentado anteriormente.

Como se observará a continuación, para mostrar más claramente los costes del proyecto se ha decidido dividir estos en:

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

Únicamente se ha decidido considerar estos tres costes debido a que el trabajo realizado es meramente informático y no requiere la elaboración de un presupuesto más elaborado. En los apartados siguientes se muestra el desglose del presupuesto y el presupuesto final, en el cual se muestra el coste total del proyecto.

Los costes de la mano de obra han sido desglosados en su correspondiente apartado según la planificación y ejecución de tareas.

2-COSTE DE LA MANO DE OBRA:

Para la realización del presupuesto se ha establecido un sueldo bruto de 1600 euros mensuales para el ingeniero de la energía, 4600 euros para el cotutor (por ser catedrático) y de 2300 euros para el tutor del proyecto. Según el Boletín Oficial del Estado del Ministerio de Empleo y Seguridad Social para el ejercicio 2020, la empresa destinará 23,60% del sueldo para contingencias comunes, un 5,5% de prestaciones por desempleo, un 0,6% destinado a formación profesional, un 0,2% destinado al Fondo de Garantía Salarial (FOGASA) y un 1,5% de IT/MS (accidentes de trabajo y enfermedades profesionales).

Aplicando los porcentajes anteriores se obtiene que la empresa deberá pagar por el ingeniero de la energía 2102,4€ mensuales, por el cotutor 6044,4€ mensuales y por el tutor 3022,2€ mensuales. A modo de justificación de las horas que se van a pagar se ha realizado una tabla resumen de las tareas realizadas, donde se han separado estas en capítulos:

MOIEJ = Mano de Obra Ingeniero de la Energía Junior

MOC = Mano de Obra Cotutor

MOT = Mano de Obra Tutor

	Horas MOIEJ	HORAS MOT	HORAS MOC
1. PLANIFICACIÓN DEL PROYECTO A REALIZAR	12	12	12
Reuniones para la planificación de los plazos de entrega	2	2	2
Búsqueda de trabajos relacionados	10		
Revisiones		10	10
2. INVESTIGACION TEORIAS APLICABLES	40	5	0
Formación en teorías físicas aplicables	20		
Búsqueda de documentación relacionada	15		
Reuniones para aclaración de dudas	5	5	
3. INVESTIGACIÓN TECNOLOGÍA DE REACTORES	31	0	0
Búsqueda información	20		
Representación gráfica del reactor	11		
4. CALCULOS DEL PROYECTO	115	9	0
Formación software TRACE5	22		
Cálculo de las condiciones iniciales	18	3	
Obtención representación gráfica condiciones iniciales	10		
Cálculo del transitorio completo	30	6	
Representación gráfica resultados del transitorio	12		
Análisis de resultados	23		
5. INFORME DEL PROYECTO	102	0	0
Redacción del proyecto	92		
Elaboración del presupuesto	10		
TOTAL HORAS	300	26	12

Tabla 1. Planificación de horas dedicadas a cada parte.

Para realizar los cálculos del coste por hora de la mano de obra se ha considerado una jornada laboral de 8 horas, con 15 días festivos anuales 30 días de vacaciones pagadas y dos pagas extras anuales. Por lo tanto, las horas de trabajo anuales son 1792 horas y los costes de la mano de obra quedan:

CUADRO MANO DE OBRA					
Nº	CÓDIGO	DESIGNACIÓN	PRECIO (€)	HORAS	TOTAL (€)
1	MO.IEJ	Ingeniero de la Energía Junior	16,425	300	4.927,50 €
2	MO.T	Tutor	23,61	26	613,86 €
3	MO.C	Cotutor	47,22	12	566,64 €
TOTAL M.O					6.108,00 €

Tabla 2. Cuadro de precios mano de obra.

Teniendo en cuenta la Tabla 1 y la Tabla 2 se realiza una tabla en la que se descompone el precio total de la mano de obra según cada tarea del proyecto:

DESGLOSE MANO DE OBRA POR TAREAS				
Nº	DESIGNACIÓN	PRECIO (€)	HORAS	TOTAL (€)
1	PLANIFICACION DEL PROYECTO A REALIZAR		36	1.047,06 €
1.1	Reuniones para la planificación de los plazos de entrega		6	174,51 €
	MO.IEJ	16,425	2	32,85 €
	MO.C	47,22	2	94,44 €
	MO.T	23,61	2	47,22 €
1.2	Búsqueda de trabajos relacionados		10	164,25 €
	MO.IEJ	16,425	10	164,25 €
1.3	Revisiones		20	708,30 €
	MO.C	47,22	10	472,20 €
	MO.T	23,61	10	236,10 €
2	INVESTIGACIÓN TEORÍAS APLICABLES		45	775,05 €
2.1	Formación en teorías físicas aplicables		20	328,50 €
	MO.IEJ	16,425	20	328,50 €
2.2	Búsqueda de documentación relacionada		15	246,38 €
	MO.IEJ	16,425	15	246,38 €
2.3	Reuniones para aclaración de dudas		10	200,18 €
	MO.IEJ	16,425	5	82,13 €

ANÁLISIS Y SIMULACIÓN DE UNA PÉRDIDA PEQUEÑA DE REFRIGERANTE, EN LA INSTALACIÓN EXPERIMENTAL PKL,
MEDIANTE EL CÓDIGO TERMOHIDRÁULICO TRACE

	MO.T	23,61	5	118,05 €
3	INVESTIGACIÓN TECNOLOGÍA DE REACTORES		31	509,19 €
3.1	Búsqueda información		20	328,5 €
	MO.IEJ	16,425	20	328,5 €
3.2	Representación gráfica del reactor		11	180,69 €
	MO.IEJ	16,425	11	180,675 €
4	CÁLCULOS DEL PROYECTO		124	2.105,37 €
4.1	Formación software TRACES		22	361,35 €
	MO.IEJ	16,425	22	361,35 €
4.2	Cálculo de las condiciones iniciales		21	366,48 €
	MO.IEJ	16,425	18	295,65 €
	MO.T	23,61	3	70,83 €
4.3	Obtención representación gráfica condiciones iniciales		10	164,25 €
	MO.IEJ	16,425	10	164,25 €
4.4	Cálculo del transitorio completo		36	634,41 €
	MO.IEJ	16,425	30	492,75 €
	MO.T	23,61	6	141,66 €
4.5	Representación gráfica resultados del transitorio completo		12	197,1 €
	MO.IEJ	16,425	12	197,1 €
4.6	Análisis de resultados		23	377,78 €
	MO.IEJ	16,425	23	377,78 €
5	INFORME DEL PROYECTO		102	1.675,35 €
5.1	Redacción del proyecto		92	1.511,10 €
	MO.IEJ	16,425	92	1.511,10 €
5.2	Elaboración del presupuesto		10	164,25 €
	MO.IEJ	16,425	10	164,25 €
	TOTAL M.O			6.112,02 €

Tabla 3.Desglose coste de mano de obra.

3-COSTE HARDWARE:

Para la realización de este proyecto ha sido indispensable la utilización de un ordenador mediante el cual se ha realizado todo el proyecto. Para la contabilización del coste del hardware se va a considerar que el cotutor y el tutor del proyecto ya cuentan con un ordenador propio, por lo que éstos no se contabilizaran a la hora de hacer el presupuesto.

Además, hay que tener en cuenta que el ordenador del ingeniero de la energía no es de uso único para este proyecto. Debido a esto, se realiza el cálculo de la amortización del equipo. Considerando una vida útil de éste de 8 años y teniendo en cuenta que la duración del proyecto es de 3 meses, se obtiene que la amortización que se debe implementar es de 3,125%.

Nº	PRODUCTO	CANTIDAD	COSTE*	AMORTIZACIÓN	DEPRECIACIÓN**
1	Lenovo Ideapad Z500 Touch.Intel® Core i7. RAM 16GB. Disco duro 1TB	1u	749,00 €	3,125%	23,41 €
2	Xeon3	1u	5000,00 €	2%	100,00 €
TOTAL HARDWARE					123,41 €

Tabla 4.Cuadro costes del Hardware.

*El coste total que se ha indicado del hardware contiene el Impuesto Sobre el Valor Añadido (IVA) del 21%

** La depreciación contiene el Impuesto Sobre el Valor Añadido (IVA) del 21%

4-COSTE SOFTWARE:

En este apartado se van a desarrollar los costes procedentes de los softwares necesarios para la realización del proyecto. Las licencias de los programas utilizados han sido proporcionadas por la universidad y debido a esto, el coste ha sido nulo. Cabe destacar que estas licencias son de uso educativo y, por lo tanto, si el proyecto se realizase con una empresa no estaría permitido su uso, por lo que habría que adquirirlas.

Por otro lado, algunos de los programas utilizados son de uso gratuito o vienen incorporados en el ordenador que se ha utilizado, como es el caso del TextPad.

Nº	SOFTWARE	CANTIDAD	COSTE*
1	Licencia de <i>SNAP</i>	1u	- €
2	Licencia de <i>Microsoft Office 365</i>	1u	- €
3	Licencia de <i>ParaView</i>	1u	- €
4	Licencia de <i>TextPad</i>	1u	- €
5	Licencia <i>TRACE5</i>	1u	- €
TOTAL SOFTWARE			- €

Tabla 5. Cuadro costes del software

*El coste incluye el Impuesto sobre el Valor Añadido (IVA) del 21%

5-PRESUPUESTO FINAL:

A continuación, se muestra en la Tabla 6 el presupuesto de ejecución por contrata del proyecto teniendo en cuenta el coste de la mano de obra, el coste del hardware y el del software.

DESCRIPCIÓN	COSTE
COSTE MANO DE OBRA	6.112,02 €
COSTE HARDWARE	123,41 €
COSTE SOFTWARE	- €
PRESUPUESTO DE EJECUCIÓN MATERIAL	6.235,43 €
10% GASTOS GENERALES	623,54 €
6% BENEFICIO INDUSTRIAL	374,13 €
SUMA	7.233,10 €
21%	1.518,95 €
PRESUPUESTO POR EJECUCIÓN POR CONTRATA	8.751,96 €

Tabla 6.Presupuesto de ejecución por contrata

El coste final del presupuesto es de OCHO MIL SETECIENTOS CINCUENTA Y UNO CON NOVENTA Y SEIS EUROS