



UNIVERSITAT
POLITÈCNICA
DE VALÈNCIA



ESCUELA TÉCNICA
SUPERIOR INGENIEROS
INDUSTRIALES VALENCIA

TRABAJO FIN DE MASTER EN INGENIERÍA INDUSTRIAL

ESTUDIO DE LA ESTRATIFICACIÓN EN UNA PISCINA DE SUPRESIÓN DE UN REACTOR NUCLEAR AL INYECTAR VAPOR A ALTA TEMPERATURA

AUTOR: SERGIO CONESA PÉREZ

TUTOR: FACUNDO ALBERTO ESCRIVÁ CASTELLS

COTUTOR: CÉSAR BERNA ESCRICHE

Curso Académico: 2015-16

Agradecimientos

Primero me gustaría agradecer la ayuda de mi tutor Facundo Alberto Escrivá Castells quien me ayudó en esta labor, con paciencia e interés en todos aquellos aspectos de la Ingeniería Nuclear que yo desconocía previo haber realizado este trabajo. A continuación agradezco a mi cotutor César Berna Escriche, que también me ha ayudado en todo cuanto he necesitado durante estos meses.

RESUMEN

En este trabajo se trata el tema de la estratificación térmica en una piscina de supresión de un reactor nuclear, en la cual, en caso de accidente, se vierte el vapor a alta temperatura y alta presión procedente de la vasija del reactor a través de las válvulas SRV distribuidas por la piscina. El estudio de cómo se comporta el agua tras esta inyección de vapor en las citadas condiciones puede ser importante para accidentes como el ocurrido en Fukushima, en los cuales el transitorio dura un largo periodo de tiempo. De esta forma, mediante la simulación, podemos conocer la evolución de temperatura del agua en cada una de las zonas de la piscina y en cada instante, pudiendo tomar medidas preventivas para conseguir resolver el accidente de la mejor forma posible.

El tipo de reactor empleado es de agua en ebullición (BWR) con una contención de tipo Mark III. Se han tomado datos obtenidos de la bibliografía sobre medidas aproximadas de este tipo de contención para el modelo.

Todo este proceso de simulación se ha realizado en la interfaz del programa SNAP desarrollado por la Comisión de Regulación Nuclear de Estados Unidos, el cual hace uso de un código termohidráulico denominado TRACE. Se hará uso de los diferentes componentes que este programa pone a nuestra disposición para llevar a cabo esta simulación, comprobando cual de ellas se adapta de mejor forma a la realidad.

Con los componentes disponibles se crearán diferentes modelos con los que se analizará su respuesta ante el mismo transitorio, comprobando la velocidad a la que se desplaza el calor en la piscina y su estratificación en función del nivel al que nos encontremos y la distancia a la zona donde se ha efectuado la inyección.

Palabras clave: Estratificación térmica, contención, central nuclear, vapor, simulación termohidráulica, SBO, BWR, PSP, TRACE, SNAP.

ABSTRACT

The present report provides information about thermal stratification in a suppression pool of a nuclear reactor, specifically in case of reactor accident, in which case the pool will receive steam in conditions of high temperature and pressure from the primary circuit of the reactor or SRV valves. The research about how the water of the pool behaves after this steam discharge could be of great importance in accidents as Fukushima, in which the transient can last longer. Using the simulation, it is possible to know the progress of pool water temperature in any area of the pool and at any time, what can be used as a guide to take the best prevent measures to solve the accident.

The kind of reactor that has been modelled is BRW in a Mark III containment. All the design information has been obtained from the literature review.

The modelling and the simulation will be done on SNAP software, developed by the Nuclear Regulatory Commission of the United States of America. This program allows working with thermohydraulic codes in a user-friendly interface. In the present research, the TRACE code developed by USNRC has been used. TRACE is a modular code, divided on different components. These components has been used to construct three different models.

Once the models were created, their responses according to the same transient were analysed in order to check the velocity of the heat transfer and its stratification as a function of the level inside the pool or the distance from the discharge point.

Keywords: Thermal Stratification, containment, nuclear plant, steam, thermohydraulic simulation, SBO, BWR, PSP, TRACE, SNAP.

ÍNDICE GENERAL

Índice de figuras	VII
Índice de tablas	XI
1. Objetivo	1
2. Justificación	3
3. Introducción	5
3.1. La Central Nuclear	5
3.2. La Estratificación Térmica	8
3.3. Accidentes	11
3.3.1. LOCA	11
3.3.2. SBO	11
3.4. Tipos de Contención de un Reactor Nuclear BWR	13
3.4.1. Mark I	13
3.4.2. Mark II	15
3.4.3. Mark III	16
3.5. Central Tipo para el Modelo	19
3.6. Códigos	22
3.6.1. TRACE	22
3.6.2. SNAP	26
3.6.3. AptPlot	28
4. Metodología	31

4.1. Obtención de los modelos en SNAP	31
4.1.1. CONTAN	32
4.1.2. Pipe	35
4.1.3. Vessel	38
4.2. Metodología de cálculo	43
5. Análisis y Resultados	45
5.1. Modelo Utilizando el Módulo CONTAN	45
5.2. Modelo Utilizando el Componente Pipe	47
5.3. Modelo Utilizando el Componente Vessel	53
5.4. Comparativa entre modelos	63
6. Conclusiones	65
7. Presupuesto	69
7.1. Mediciones	69
7.2. Cuadro de precios	71
7.2.1. Precios de la mano de obra	71
7.2.2. Precio de los materiales	71
7.3. Precios descompuestos	72
7.4. Cuadro de precios unitarios	74
7.5. Presupuesto general	75
8. Bibliografía	77
Abreviaturas	79

ÍNDICE DE FIGURAS

3.1. Esquema de una Reacción de Fisión.	6
3.2. Esquema de una central nuclear de reactor PWR.	8
3.3. Corrientes de densidad.	9
3.4. Estratificación. Mezcla Interna en las Ondas.	10
3.5. Contención Mark I.	14
3.6. Piscina de supresión en Mark I.	15
3.7. Contención Mark II.	16
3.8. Contención Mark III.	18
3.9. Esquema de una Central Nuclear.	19
3.10. Esquema de una Central Nuclear 2.	20
3.11. Piscina de Supresión.	21
3.12. Representación de modelo Vessel.	25
3.13. Interfaz del programa SNAP.	27
3.14. Animación con el Programa SNAP.	27
3.15. Interfaz del programa AptPlot.	28
4.1. Caudal másico del componente Fill.	32
4.2. Esquema CONTAN.	33
4.3. Cuadros de SNAP para la definición del modelo CONTAN.	34
4.4. Esquema Pipe.	36
4.5. Ventanas de SNAP para la definición del modelo Pipe.	37
4.6. Ventana para definir el modelo Vessel 1.	39
4.7. Ventana para definir el modelo Vessel 2.	39

ÍNDICE DE FIGURAS

4.8. Ventana para definir el modelo Vessel 3.	41
4.9. Ventana para definir el modelo Vessel 4.	42
4.10. Ventana para definir el modelo Vessel 5.	42
4.11. Interfaz de definición de las opciones de simulación.	43
5.1. Modelo CONTAN. Temperatura en el transitorio.	46
5.2. Modelo CONTAN. Presión en el transitorio.	46
5.3. Modelo CONTAN. Evolución de la masa de líquido.	47
5.4. Modelo Pipe. Temperaturas en el estacionario.	48
5.5. Modelo Pipe. Presiones en el estacionario.	48
5.6. Modelo Pipe. Fracción de huecos en el estacionario.	49
5.7. Modelo Pipe. Temperatura en el tipo 1 de transitorio.	50
5.8. Modelo Pipe. Presión en el tipo 1 de transitorio.	50
5.9. Modelo Pipe. Fracción de huecos en el tipo 1 de transitorio.	51
5.10. Modelo Pipe. Temperatura en el tipo 2 de transitorio.	52
5.11. Modelo Pipe. Presión en el tipo 2 de transitorio.	52
5.12. Modelo Pipe. Fracción de huecos en el tipo 2 de transitorio.	53
5.13. Modelo Vessel. Temperaturas en el estacionario del modelo Vessel.	54
5.14. Modelo Vessel. Presiones verticales en el estacionario del modelo Vessel.	55
5.15. Modelo Vessel. Fracción de huecos en el estacionario del modelo Vessel.	55
5.16. Modelo Vessel. Temperaturas verticales en la sección de descarga.	56
5.17. Modelo Vessel. Temperaturas verticales en la sección más alejada de la descarga.	57
5.18. Modelo Vessel. Temperaturas horizontales durante el transitorio.	57
5.19. Modelo Vessel. Variación de la masa de líquido en la piscina	58
5.20. Modelo Vessel. Fracción de huecos en el transitorio.	59
5.21. Modelo Vessel detallado. Temperaturas verticales.	60

5.22. Modelo Vessel detallado. Temperaturas horizontales.	61
5.23. Modelo Vessel detallado. Fracción de huecos en el modelo.	61
5.24. Modelo Vessel con fricción. Temperatura verticales.	62
5.25. Modelo Vessel con fricción. Temperatura horizontales.	62
5.26. Comparativa de modelos. Temperatura en la zona de descarga	63
5.27. Comparativa de modelos. Temperatura en la zona más alejada de la descarga. .	64

ÍNDICE DE TABLAS

2.1. Comparación consumo de combustible y emisiones (Escriva Castells, 2014).	3
3.1. Grupos de válvulas y puntos de tarado (General Electric, 2012).	21
5.1. Modelo Pipe. Valores del estacionario	49
5.2. Modelo Vessel. Valores iniciales obtenido del estacionario	54
7.1. Mediciones de la primera etapa.	69
7.2. Mediciones de la segunda etapa.	70
7.3. Mediciones de la tercera etapa.	70
7.4. Mediciones de la cuarta etapa.	70
7.5. Mediciones de la quinta etapa.	70
7.6. Mediciones de la sexta etapa.	71
7.7. Coste del material empleado.	72
7.8. Coste total de la etapa 1.	72
7.9. Coste total de la etapa 2.	73
7.10. Coste total de la etapa 3	73
7.11. Coste total de la etapa 4.	73
7.12. Coste total de la etapa 5.	73
7.13. Coste total de la etapa 6.	74
7.14. Coste unitario.	74

1 — OBJETIVO

El objetivo del presente trabajo es el de estudiar diferentes formas de modelar el calentamiento y estratificación del agua en una piscina de supresión (PSP) de la contención de un reactor nuclear tras la inyección de una gran masa de vapor sobresaturado en condiciones de alta presión y alta temperatura procedente de la vasija del reactor. Esta descarga será realizada en una única zona de la piscina, de forma que se producirá una diferencia de temperaturas entre la zona de descarga y las zonas más alejadas.

Para ello se comenzará primero con una breve descripción de las medidas de seguridad de un reactor nuclear tipo BWR para posteriormente centrarnos en el estudio de la piscina de supresión.

El análisis se hará mediante la herramienta SNAP, que a través el código TRACE nos permitirá simular el comportamiento de esta piscina ante este tipo de transitorios.

Debido a que los códigos tradicionalmente se han desarrollado pensando en accidentes tipo Loss of Coolant Accident (LOCA), la fenomenología ocurrida durante los accidentes tipo Station Blackout (SBO) es más difícil de modelar. El objetivo de este trabajo es determinar si, mediante alguno de los componentes que el código TRACE nos brinda, somos capaces de simular correctamente el fenómeno de la estratificación térmica en la piscina de supresión de la presión de un reactor nuclear. Para ello hemos considerado que durante un accidente de tipo SBO tras el instante inicial en el que se produce una descarga de vapor por todas las válvulas, las continuas descargas intermitentes que se producen son realizadas por la misma válvula, el cual es el caso mas desfavorable desde la perspectiva de la estratificación térmica.

Con ello queremos llegar a concluir la posibilidad de usar diferentes componentes para modelar una piscina de supresión, viendo ventajas e inconvenientes de cada uno de ellos y cual podría proporcionarnos una evolución más realista y detallada de los fenómenos que en esta piscina se producen.

2 — JUSTIFICACIÓN

La energía nuclear es una fuente de energía relativamente reciente en nuestra sociedad, no tiene más de un siglo de historia pero durante estos años ha demostrado ser una fuente de energía con un gran potencial, el ratio de energía obtenido por kilogramo de combustible utilizado es más alto que en ninguna otra fuente de energía convencional como puede comprobarse en la Tabla 2.1. Además, la mayor parte de los residuos producidos no deberían generar ningún problema medioambiental siempre que sean correctamente gestionados, a diferencia de lo que ocurre con el resto de energías convencionales, las cuales generan una gran cantidad de gases de efecto invernadero además de otros productos de carácter cancerígeno que sufrimos todos los días. Añadido a lo anterior tenemos que la producción de energía puede ser prácticamente constante, independientemente de las condiciones externas a la planta y las fuentes de uranio, a diferencia de las de petróleo, se encuentran aún relativamente poco explotadas, y día a día se avanza más en distintas fuentes de extracción hasta casi postularse como una especie de energía semi-renovable (Degueldre, 2016).

Tabla 2.1: Comparación consumo de combustible y emisiones (Escriba Castells, 2014).

	Central de Carbón	Central de Gas	Central Nuclear
Consumo diario medio	6.300 t	4,4 Mm ³	75 kg
Consumo diario máximo	8.400 t	5,8 Mm ³	100 kg
Consumo anual	2,52 Mt	1.700 Mm ³	27,2 t
Oxígeno consumido año	6,5 Mt.	4,6 Mt.	—
CO2 emitido al año	7,8 Mt	3,2 Mt	—
SO2 emitido al año	39.800 t	2.540 t	—
NO2 emitido al año	9.450 t	21.000 t	—
Residuos sólidos generados año	383.900 t de cenizas	—	Alta actividad: 3,75 m ³ vitrificado. Media y baja actividad: 500 m ³

Sin embargo, esta energía ha despertado mucho temor en la población desde su invención, pues la mala gestión de esta ha provocado incidentes de gran notoriedad en el pasado. Es por esto que la seguridad en una central nuclear es un asunto de alta prioridad, dado que un fallo en una central de este tipo puede llegar a causar accidentes de grandes proporciones, provocando daños irreparables tanto en el medio ambiente como en la vida de millones de personas. En la actualidad se han vivido dos grandes accidentes de este tipo, Chernobyl (1975) y Fukushima (2011). En el primero miles de personas se vieron desplazadas de sus hogares, una gran extensión de terreno paso a ser inhabitable hasta nuestros días y cientos de personas murieron o arrastran secuelas a lo largo de toda su vida. Las consecuencias del segundo, aunque en principio han sido más leves, aun no se pueden evaluar con certeza. Es por esto que se debe estudiar cada

uno de los aspectos que puedan afectar al desarrollo de uno de estos fallos, así como atender al funcionamiento de todas las medidas de seguridad de las que dispone un reactor nuclear.

En el caso que ocupa este trabajo nos centraremos en el fenómeno termohidráulico conocido como estratificación de la piscina de supresión. Esta estratificación puede ser muy importante en accidentes tipo SBO, en los cuales puede reducir enormemente la capacidad de alivio de presión de la piscina de supresión, comprometiendo la estanqueidad del reactor nuclear en un tiempo mucho menor del que aguantaría con una correcta distribución del calor en la piscina.

En este trabajo fin de máster se llevará a cabo un análisis del comportamiento de la piscina de supresión mediante un programa informático desarrollado por la Comisión Regulatoria de la Energía Nuclear de Estados Unidos, el programa SNAP, de un reactor tipo BWR con contención de tipo Mark III. De esta forma pretendemos hacer un análisis de las diferentes herramientas que este programa ofrece para el análisis de una piscina de supresión, atendiendo tanto a la precisión de los datos obtenidos, como a la cantidad de estos.

3 — INTRODUCCIÓN

En este trabajo se va a realizar un estudio de tres modelos diferentes realizados con el programa SNAP sobre los códigos TRACE y CONTAN, con el fin de obtener una buena simulación del comportamiento de la Piscina de Supresión de la contención de un reactor nuclear.

Para ello en los siguientes apartados se va describir de forma breve el funcionamiento de una central nuclear, en qué consiste la estratificación térmica y cómo afecta a la piscina de supresión, qué tipo de accidentes se pueden dar en una central nuclear en los cuales el papel de la piscina de supresión es fundamental para su control y en qué consisten los diferentes modelos de contención de clase Mark que se han ido utilizando para mantener aislado del exterior un reactor nuclear. Posteriormente se describirá la central tipo que se ha empleado en este trabajo para la simulación y después se hará una breve explicación sobre los códigos termohidráulicos empleados, en qué consisten y cuál es su objetivo, así como la interfaz empleada para su manejo y para las representaciones gráficas.

Una vez introducidos todos estos antecedentes se va a proceder a explicar la metodología seguida en el desarrollo de los modelos (CONTAN, Pipe y Vessel) y los pasos a seguir para comprobar su correcta definición y cómo realizar su ejecución.

Tras esto se realizará un análisis exhaustivo de los resultados obtenidos en cada uno de los modelos, se expondrán las gráficas representadas y se comentará cada una de ellas.

Finalmente, en las conclusiones se hará un breve resumen de las tareas llevadas a cabo para concluir con una comparativa de los tres modelos, ventajas e inconvenientes que cada uno de estos presenta.

Al final del documento se incluye el análisis detallado del presupuesto de este trabajo.

3.1. La Central Nuclear

En la naturaleza de acuerdo con Fernandez Ordoñez y Jimenez Varas (2016) existen básicamente cinco procesos radiactivos:

- Desintegración alfa: cuando a un núcleo le sobra mucha masa para ser estable emite una partícula muy masiva formada por dos protones y dos neutrones, la partícula alfa.
- Desintegración beta negativa: cuando a un núcleo le sobra un neutrón y le falta un protón, uno de sus neutrones se transforma en un protón más un electrón y emite del núcleo a este último.

- Desintegración beta positiva: cuando a un núcleo le sobra un protón y le falta un neutrón, uno de sus protones se transforma en un neutrón más un positrón (un electrón con carga positiva) y expulsa del núcleo este último.
- Desintegración gamma: cuando un núcleo es estable en el número de partículas pero tiene mucha energía, simplemente expulsa radiación electromagnética (como la luz visible o las ondas de radio, pero de más energía normalmente).
- Fisión: cuando un núcleo es muy pesado y puede ser más estable si se divide en dos, lo hace liberando mucha energía y convirtiéndose en dos núcleos más estables que el inicial

Las centrales nucleares que operan en la actualidad son centrales basadas en el principio de la fisión. Como explica Fernandez Ordoñez y Jimenez Varas (2016) la fisión es un proceso nuclear mediante el cual un núcleo atómico pesado se divide en dos núcleos más pequeños, emitiendo en este proceso algunas partículas como neutrones, rayos gamma y otras especies como partículas alfa (núcleos de helio) y beta (electrones). Dado que el núcleo pesado tiene una masa superior a la suma de los núcleos en los que se divide, por el principio de conservación de la energía se determina que parte de la masa del átomo inicial se convierte en energía de acuerdo con la famosa expresión $E = mc^2$.

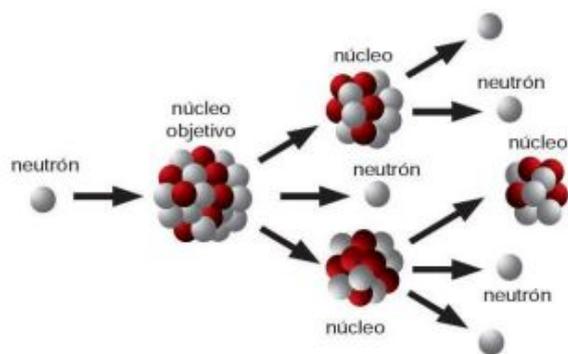


Figura 3.1: Esquema de una Reacción de Fisión.

Aunque en la naturaleza existen fisiones que se producen de forma espontánea, en las centrales esta fisión se induce mediante el envío de un neutrón con la velocidad adecuada contra un núcleo susceptible de ser fisionado. Este núcleo absorbe el neutrón y pasa a ser altamente inestable. Finalmente se divide en dos fragmentos emitiendo a su vez varios neutrones. Si en las inmediaciones del núcleo que se ha fisionado hay otros núcleos susceptibles de fisionarse (las barras de combustible de una central nuclear) estos absorben los neutrones emitidos por la fisión del primer núcleo, que a su vez emitirán nuevos neutrones. Esto es lo que se conoce como la reacción en cadena (Figura 3.1), la cual es clave para el funcionamiento de las centrales nucleares.

En un reactor nuclear esta reacción en cadena es autosostenida y durante un largo periodo de tiempo (entre uno y dos años). Al final de este tiempo se procede a la recarga del reactor.

Este calor liberado es el que se emplea en la central nuclear para la obtención de energía eléctrica de forma análoga a como se utiliza en cualquier central térmica, es decir, la diferencia

de una central nuclear con el resto de centrales térmicas es la forma en la que se genera el calor necesario para la generación de vapor.

Existen principalmente dos tipos de reactores nucleares:

- **Reactores de Agua a Presión (PWR):** En este tipo de centrales el agua se calienta hasta unos 300 °C sin llegar a entrar en ebullición, puesto que se encuentra presurizada para evitar el cambio de fase. El circuito primario es, por lo tanto, un circuito cerrado en el que el agua líquida, impulsada por bombas, pasa por un generador de vapor donde cede calor a un circuito secundario donde sí se genera vapor y a continuación vuelve al núcleo del reactor. En la vasija de este tipo de reactores las barras de control de la reacción se introducen por la parte superior.

En el circuito secundario se encuentran las turbinas que se hacen girar mediante el vapor generado en el paso anterior. Estas turbinas son las encargadas de mover el alternador de la central, generalmente un generador síncrono, para la producción de energía eléctrica. Tras pasar por las turbinas, el vapor se envía a un condensador donde se enfría, empezando de nuevo el ciclo. De nuevo se trata de un circuito cerrado.

El tercer circuito, a diferencia de los anteriores, es abierto. El agua es tomada de una fuente con una gran masa de agua, principalmente ríos o directamente del mar. Este agua se bombea hasta un intercambiador de calor donde absorbe calor del circuito secundario hasta enfriarlo a una temperatura adecuada, evaporándose una gran parte de ella y devolviéndose al medio en forma de vapor. Esta etapa suele ocurrir en el interior de las torres de refrigeración de tiro natural como la de la Figura 3.2.

- **Reactores de Agua en Ebullición (BWR):** En este tipo de reactores el agua se calienta, pasando en el núcleo del reactor de estado líquido a estado gaseoso. Este mismo vapor es el que se envía a las turbinas para producir su movimiento y generar la energía eléctrica mediante alternadores. Se trata pues de un circuito cerrado, pero que realiza la función del circuito primario y del circuito secundario de los reactores PWR. A diferencia de la vasija del Reactor PWR, en este reactor las barras de control de la reacción en cadena se introducen por la parte inferior de la vasija.

El circuito secundario es de las mismas características que el circuito terciario del reactor PWR

Comprobamos que las centrales nucleares constan prácticamente de las mismas instalaciones básicas que una central térmica al uso, la diferencia principal con ellas es el cambio de la caldera por el reactor nuclear. Esto supone la casi nula emisión de gases de efecto invernadero por parte de la central, a excepción de algún equipo auxiliar de seguridad. Por otro lado, el riesgo medioambiental puede venir en caso de un accidente en la central, pudiendo ser sus consecuencias devastadoras para el entorno. Además, la reacción nuclear deja unos residuos que deben ser almacenados durante siglos hasta conseguir que su actividad alcance valores razonables. Es por esto que se deben extremar las precauciones.

Dado que el reactor y el agua que está en contacto con el combustible y que se utiliza para extraer el calor generado en la reacción de fisión, son elementos altamente radiactivos, la

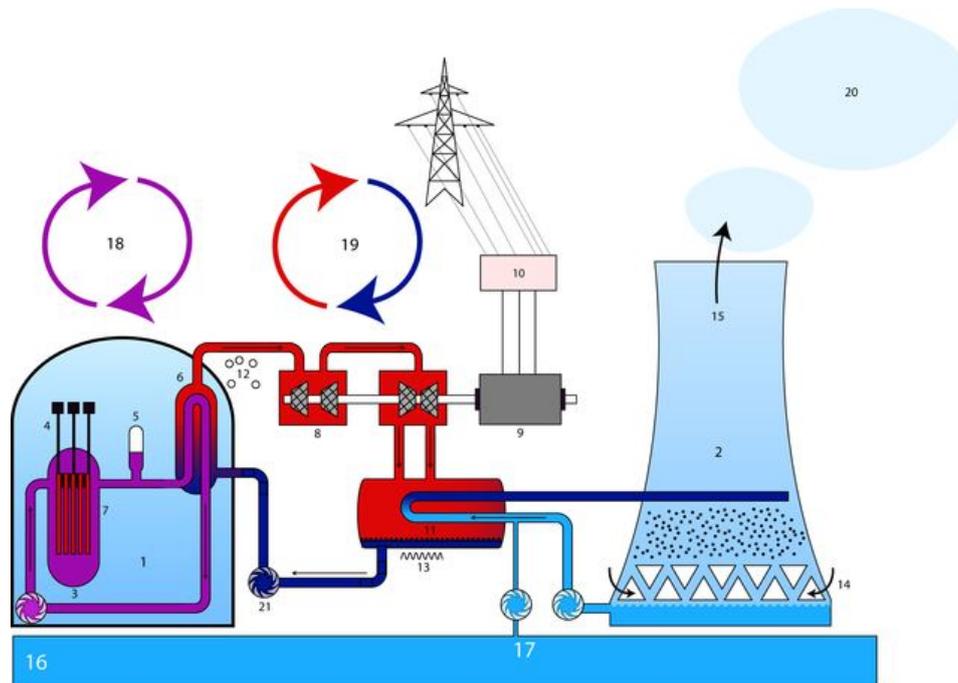


Figura 3.2: Esquema de una central nuclear de reactor PWR. Fuente: Wikipedia.

seguridad de estos es un tema fundamental en cualquier instalación, por ello, el edificio donde se ubica el reactor es un edificio diseñado específicamente para que en caso de accidente o de ataque pueda contener en su interior cualquier escape radiactivo. Este tipo de edificio recibe el nombre de edificio de contención y es donde se encuentra nuestro objeto principal de estudio (Hinestrosa Magan y Sáenz de Santa María Valín, 2016).

3.2. La Estratificación Térmica

Se conoce como estratificación al fenómeno que se da cuando en un determinado volumen de líquido este se "ordena" en diferentes capas en función de distintas variables como pueden ser presión, temperatura, químicas, etc. Dentro de este trabajo la estratificación que nos interesa es la debida a la diferencia de temperatura, es decir, la estratificación térmica. Este fenómeno ocurre en la Piscina de Supresión de la Presión de un reactor nuclear tras la descarga de vapor a través de una válvula SRV (Safety/Relief Valve), situación que vamos a abordar en este trabajo.

Cuando una válvula descarga vapor en un único punto de la piscina se produce una diferencia de temperatura con respecto a las zonas más alejadas, lo que provoca una rápida estratificación en la piscina. Además, la estratificación en capas horizontales bien definidas se sabe que tiende a permanecer durante mucho tiempo, a menos que se le suministre suficiente energía cinética posteriormente a la piscina para mezclar a fondo las capas discretas y romper la estratificación.

La estratificación térmica es importante porque los experimentos han demostrado que su

efecto permanece bastante tiempo después del cierre las SRVs, esto sirve como una condición inicial para eventos de descarga de las SRVs posteriores, lo cual es importante para el cálculo de la presión de la contención primaria del BWR. No existe un modelo que describa todos los fenómenos relacionados con el flujo de la PSP. Sin embargo, ha habido muchos estudios sobre los fenómenos individuales que son importantes en la mezcla de la piscina.

Uno de los fenómenos que se dan en esta estratificación es que al terminar la descarga de la válvula y calentar una parte del agua de la piscina, provoca una diferencia de densidad que da lugar a una diferencia de presión horizontal, y la diferencia de presión produce una corriente de densidad.

La corriente de densidad en una piscina de supresión se representa en la Figura 3.3. Consiste en una capa de agua caliente que se mueve por toda la parte superior de la PSP en combinación con una capa fría situada debajo que se mueve de nuevo hacia la zona donde se ha realizado la descarga. La combinación de los flujos de capa caliente y fría es lo que se ha denominado flujo de recirculación completo de la piscina.

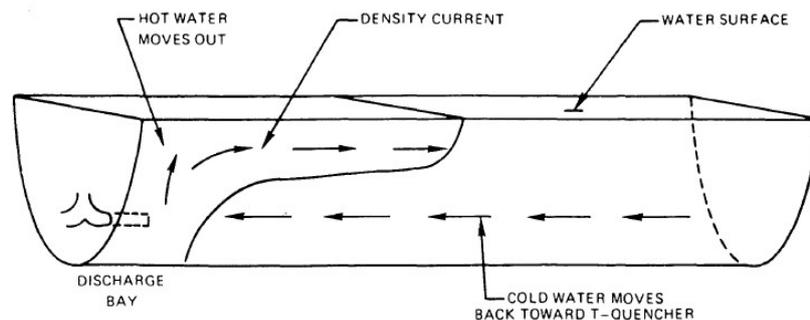


Figura 3.3: Corrientes de densidad. Fuente (Cook, 1984).

La estratificación térmica se encuentra dentro de la categoría de procesos de mezcla internos. Los mecanismos responsables de la mezcla interna en un fluido estratificado se pueden dividir a grandes rasgos en movimiento interno de las ondas y de mezcla interfacial. El movimiento interno de las ondas contribuye a la mezcla térmica principalmente en la dirección horizontal, mientras que la mezcla interfacial contribuye a un mezclado térmico en la dirección vertical. Muy pocos detalles se saben a cerca de ambos mecanismos y lo que se sabe es de naturaleza cualitativa.

El movimiento ondulatorio interno contribuye apreciablemente a la mezcla de fluidos estratificados a través de la ruptura de las ondas interfaciales de gran amplitud. Una onda interna es similar, en muchos aspectos, a una onda de superficie. El punto más alto de la onda se mueve con la velocidad más grande que obliga a la onda más pronunciada a romperse y luego dispersarse. Cuando este fenómeno se produce en el interior de la PSP, la turbulencia resultante elimina las diferencias de temperatura en la dirección horizontal para producir un conjunto de capas bien mezcladas. En la Figura 3.4 aparece un esquema de la mezcla de la onda interna en la PSP.

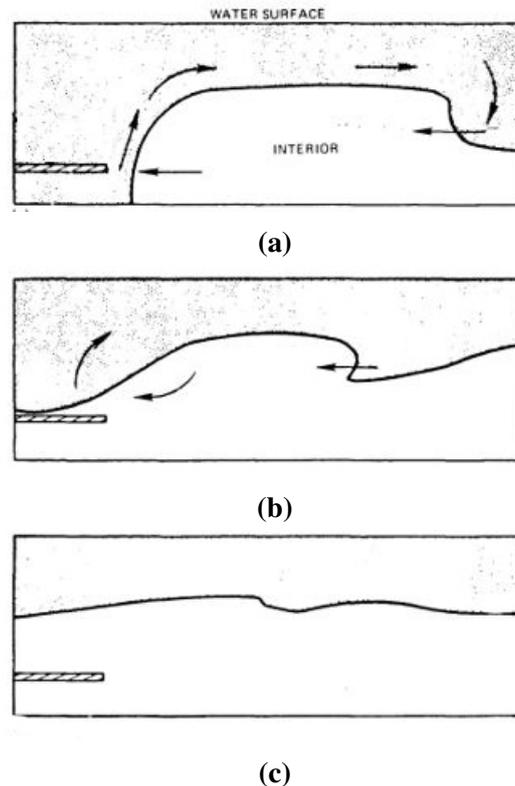


Figura 3.4: Mezcla Interna en las Ondas. Fuente (Cook, 1984).

Las regiones rectangulares en la Figura 3.4 representan la mitad de una PSP en la que una válvula SRV está descargando vapor. La parte superior de los rectángulos representa la superficie del agua, la parte inferior representa el suelo de la piscina, el lado izquierdo representa el eje central de la zona de descarga, y el lado derecho representa el plano de simetría situado 180° de la válvula. La región sombreada representa el agua que ha sido calentada por el vapor descargado. Cuando la válvula deja de actuar, el agua caliente se distribuye como en la Figura 3.4a. Se trata de una distribución inestable debido a que el agua caliente en la zona de la descarga se encuentra, en efecto, bajo el agua más fría en el interior de la piscina. El fluido se mueve hacia el equilibrio dinámico por ondas internas de densidad que se mueven a través de la piscina, interactuando entre sí, y posiblemente, rompiéndose. El movimiento de las ondas se puede ver en la Figura 3.4b. Dicho movimiento se desacelera a medida que la energía cinética de la PSP se disipa en la turbulencia. Finalmente, todo movimiento horizontal cesa y una serie de capas se forma en la dirección vertical.

Por su parte, la mezcla interfacial que se da principalmente en dirección vertical está fuertemente inhibida por efectos de empuje. Si un paquete de agua caliente se mueve hacia abajo en el agua más fría, rápidamente se ve "empujado" hacia arriba por la fuerza de empuje. Del mismo modo, si un paquete de agua fría se mueve hacia arriba en el agua más caliente, es rápidamente "empujado" hacia abajo.

La literatura relativa a la estratificación térmica en los fluidos proporciona muy poca información que se puede utilizar en un estudio de mezcla térmica en la piscina de supresión de la presión. Los estudios de ondas internas que no han sido realizados (sobre la formación y

descomposición de las ondas internas) son precisamente los que se necesitan. Dada una distribución de la temperatura de PSP en el momento de cierre de SRV, se necesita un modelo para la formación, movimiento, y la disipación de las ondas internas (Cook, 1984).

3.3. Accidentes

Para entender el objeto de este trabajo, previamente se comentaran los dos tipos principales de accidentes que se pueden dar en una central nuclear, en los cuales la Piscina de Supresión de la Presión (PSP) participa activamente en su evolución. Por un lado tenemos los accidentes tipo Loss of Coolant Accident (LOCA), los cuales consisten en la rotura de una de las tuberías del circuito principal por la que, como se ha comentado en el apartado 3.1, circula el agua que entra en contacto con el combustible de la central. Por otro lado tenemos el Station Blackout (SBO), en el cual se produce la pérdida completa de suministro de corriente alterna a las barras y de servicios auxiliares de la central, lo que provoca la pérdida de control sobre el reactor.

A continuación se detallarán estos dos tipos de accidente y su relación con la PSP.

3.3.1. LOCA

Como se ha comentado, se considera un accidente tipo LOCA al accidente en el cual se rompe una de las tuberías del circuito primario del reactor. En este tipo de accidentes se descarga a la contención una gran cantidad de vapor de agua a alta temperatura al pozo seco de la contención. Este vapor es conducido a través de unos canales a la zona de la PSP, donde finalmente condensan aumentando la temperatura de la PSP durante el proceso.

Como vemos, en este tipo de accidente el calentamiento de la piscina se puede considerar uniforme, pues el vapor, presumiblemente, se distribuirá por toda ella con una cierta uniformidad, con lo que el problema de estratificación se reduce en gran medida. Todos los códigos nucleares desarrollados hasta la fecha tienen implementado de forma eficaz el análisis de este tipo de accidentes en los que los fenómenos termohidráulicos involucrados son relativamente sencillos. Dado que esta situación se encuentra enormemente estudiada en la actualidad, vamos a centrarnos en el otro tipo de accidentes.

3.3.2. SBO

Los accidentes SBO al contrario que los accidentes LOCA están estudiados en menor medida. Se considera Station Blackout (SBO) a la pérdida completa de suministro de corriente alterna a las barras esenciales y de servicios de la central nuclear. Implica la pérdida del suministro exterior (blackout) con disparo de turbina e indisponibilidad del suministro de emergencia interior (diésel). No implica pérdida del suministro desde baterías o fuentes alternativas, ni fallo único o accidente base de diseño simultáneo.

Este tipo de accidentes han ganado relevancia en cuanto a su estudio en los últimos años debido a que fue lo que ocurrió en la central nuclear de Fukushima (2011) en Japón, tras el impacto de un tsunami en la central provocado por un terremoto de magnitud 9,0 en la escala Richter. El terremoto había dejado dañada la red eléctrica, por lo que la central dejó de recibir energía del exterior, activándose rápidamente los motores diésel auxiliares de la central, sin embargo, la llegada del tsunami dañó estos equipos lo que provocó la pérdida de control en cuatro de los reactores de la central, de tipo Mark I. Como se explicará más adelante este tipo de contención es una de las más sencillas y ya no se emplea en la construcción de nuevos reactores. El contacto del agua a altas temperaturas con algunos de los metales del núcleo del reactor provocó su oxidación liberando hidrógeno dentro de la contención, que debido a la ausencia de recombinadores de hidrógeno (de los cuales dispone la contención Mark III) provocó su acumulación en la parte superior de la contención y, más tarde, su explosión. Finalmente debido al calor residual de los reactores, el material combustible del núcleo se fundió.

En este tipo de accidentes la entrada de vapor de agua a la piscina se hace mediante una serie de válvulas denominadas Safety/Relief Valves (SRV), las cuales se encuentran repartidas a lo largo de la parte inferior de la piscina. Estas válvulas se dividen en diferentes grupos, los cuales disponen de diferentes puntos de tarado. Esto provoca que inicialmente se descargue por todas ellas, pues la presión aumenta hasta valores muy elevados al inicio del accidente. Conforme estas válvulas de alivio reducen la presión van cerrándose poco a poco hasta que finalmente se queda el grupo con el punto de tarado inferior descargando vapor intermitentemente en la piscina. Al estar descargando continuamente la misma válvula, provoca que el calentamiento de la PSP no sea uniforme, perdiendo capacidad de condensación a medida que se va calentando, mientras que en los lugares alejados de la descarga, la temperatura puede ser bastante inferior. En este trabajo se ha considerado el caso más desfavorable que es suponer que siempre es la misma válvula. Si se va cambiando la válvula que abre esta estratificación es menor, pero se ha estudiado el caso más extremo.

Como se ha comentado en el anterior punto, los códigos disponibles actualmente están orientados a simular accidentes tipo LOCA, siendo bastante complicada la simulación de un SBO. Por tanto, el objetivo de este trabajo es el de conseguir, mediante los códigos actualmente existentes, una forma de simular este tipo de accidentes y en particular uno de los fenómenos termohidráulicos que tienen lugar, como es el de la estratificación térmica de la piscina.

Para este tipo de accidentes los fenómenos relacionados con la descarga de las SRVs se han estudiado durante muchos años. El objetivo de estos estudios era el asegurar que tanto el vapor contenido en la piscina de supresión era completamente condensado como que se mantenían aceptables las cargas en la estructura de la piscina. Ambos objetivos se han podido lograr al cambiar el dispositivo de descarga de vapor. Gracias a este tipo de dispositivos se ha eliminado gran parte de la preocupación acerca de las cargas localizadas en la contención cerca de la salida de vapor. Sin embargo, no proporciona suficiente impulso para asegurar una mezcla térmica rápida y completa en toda la piscina. Por lo tanto, existe una problemática acerca de la mezcla térmica en la piscina durante la descarga de las SRVs.

Cada una de las SRVs está diseñada para abrir automáticamente cuando la presión en la línea principal de vapor exceda los puntos de tarado. Cuando un SRV actúa, el vapor entra en la línea de descarga de la vasija del reactor. Inicialmente, la línea contiene agua y nitrógeno.

La presión inicial en la línea es la misma que la presión en el pozo seco. Al entrar el vapor en la línea, se mezcla con el nitrógeno, aumentando así la presión y produciéndose con esto la expulsión del agua contenida en la línea a través de un aspersor. Tan pronto como se expulsa toda el agua, el nitrógeno fluye fuera del difusor, formándose una nube de burbujas que se eleva a la superficie de la piscina. Chorros de vapor a gran velocidad siguen al nitrógeno y condensan en el agua subenfriada que rodea al difusor. A medida que el vapor se condensa en el agua con nitrógeno, el gas no condensable sale de la disolución para formar millones de pequeñas burbujas de nitrógeno que se mueven lentamente a la superficie de PSP. Si el agua que lo rodea está a la temperatura de saturación, los chorros de vapor se rompen y forman burbujas de vapor que también suben a la superficie. Cuando la SRV se cierra, el vapor que queda en la línea de descarga condensa y las válvulas rompedoras de vacío abren para igualar la presión entre el pozo seco y la línea de descarga.

3.4. Tipos de Contención de un Reactor Nuclear BWR

Se denomina contención o edificio de contención de un reactor nuclear a toda la estructura que se rodea la vasija que contiene el combustible nuclear con la finalidad de que tanto en caso de accidente interno, es decir, un fallo de la propia central nuclear durante su normal operación (Accidente de Chernobyl), como de un agente externo natural (Fukushima) o provocado, sea capaz de contener tanto la radiación que pueda emitir a la atmósfera el combustible como el agua rica en compuestos radiactivos que circula por el circuito primario de la central, es decir, en contacto constante con el combustible. De la misma forma, este edificio de contención debe contar con sistemas de seguridad que permitan extinguir la reacción en cadena lo más rápido posible, para evitar que el calor generado pueda superar la capacidad de contención del edificio.

La energía nuclear hoy en día sigue siendo una fuente de energía relativamente reciente, no obstante, y dada la peligrosidad que ésta lleva consigo, en esta corta vida se han ido desarrollando numerosas mejoras en la seguridad de estas centrales. Desde el reactor de Chernobyl, el cual no disponía realmente de lo que hoy en día llamamos edificio de contención hasta los nuevos modelos de contención capaces de soportar casi cualquier tipo de incidencia se ha pasado por diferentes modelos.

3.4.1. Mark I

La contención tipo Mark I (Figura 3.5) está constituida principalmente por un pozo seco que rodea la vasija del reactor y los lazos de recirculación, una cámara de supresión, en la cual se encuentra una gran masa de agua a la que se denomina piscina de supresión (Suppression pool) y una serie de venteos o pequeños conductos que conectan el pozo seco con la piscina.

La función de cada uno de estos elementos se detalla a continuación:

Pozo seco o drywell: Su objetivo principal es la de contener el vapor que se pueda liberar directamente durante un LOCA y dirigirlo a la cámara de supresión. De esta forma sirve como

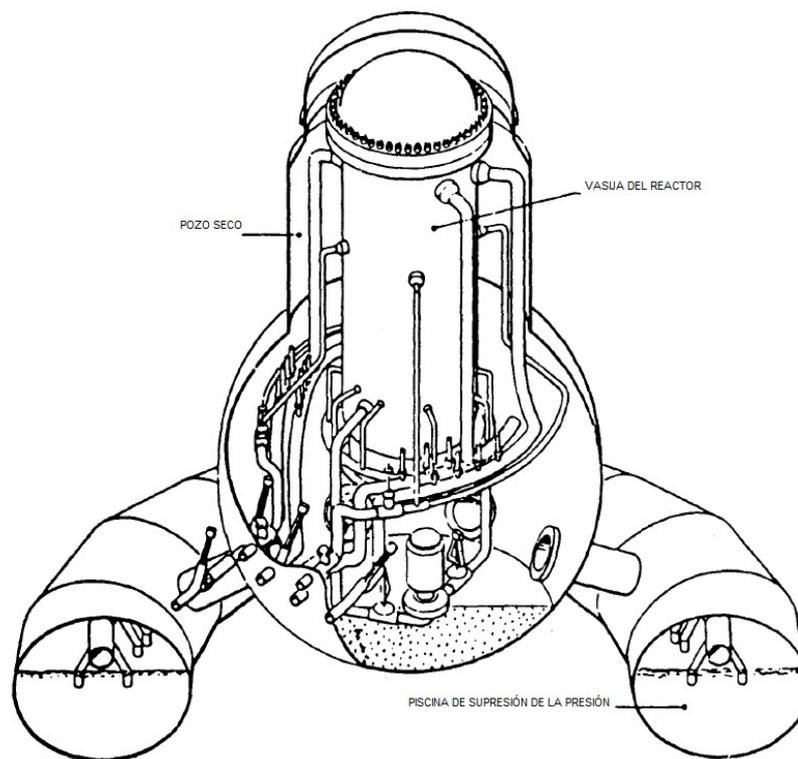


Figura 3.5: Elementos básicos de una contención Mark I. Fuente: (Cook, 1984).

barrera primaria para evitar que salgan materiales radiactivos al exterior. Consiste en una vasija presurizada de acero, formada por una sección esférica en su parte baja y cilíndrica en la superior. La zona que se encuentra por encima del reactor dispone de un sistema machihembrado que permite revisar periódicamente su correcta estanqueidad, sin necesidad de presurizar toda la vasija. Una serie de pernos se encargan de fijar la cabeza del pozo seco a la sección cilíndrica en las situaciones que lo requieran. Además, éste se encuentra reforzado con hormigón armado para mayor resistencia a deformaciones y pandeo. El hormigón y el acero se encuentran separados entorno a dos pulgadas para evitar problemas de dilatación. Generalmente la atmósfera de esta cámara durante la operación está compuesta por nitrógeno (gas inerte) a unos 52 °C.

Cámara de supresión o suppression chamber: La cámara de supresión consiste en una estructura de acero presurizada con forma de toroide (Figura 3.6) en la cual se contiene una gran piscina conocida como piscina de supresión (suppression pool). El principal objetivo de esta piscina es la de condensar el vapor proveniente de la vasija en un LOCA y evitar la salida de materiales radiactivo fuera de la contención. Se ubica en la parte inferior del edificio de contención y está conectado al drywell mediante un sistema de venteos. Además, diferentes sistemas pueden utilizar el agua aquí contenida para refrigerar distintos elementos en caso de emergencia, entre ellos el núcleo del reactor.

Sistema de venteo: Es el sistema que conecta el drywell con la cámara de supresión, es decir, por donde se dirige la mezcla de vapor y agua proveniente de un LOCA a la vez que permite la vuelta de gases no condensables al drywell. Consta de 8 tuberías de 81 pulgadas de diámetro. Una vez en la cámara de supresión inyecta el fluido en una tubería toroidal encargada

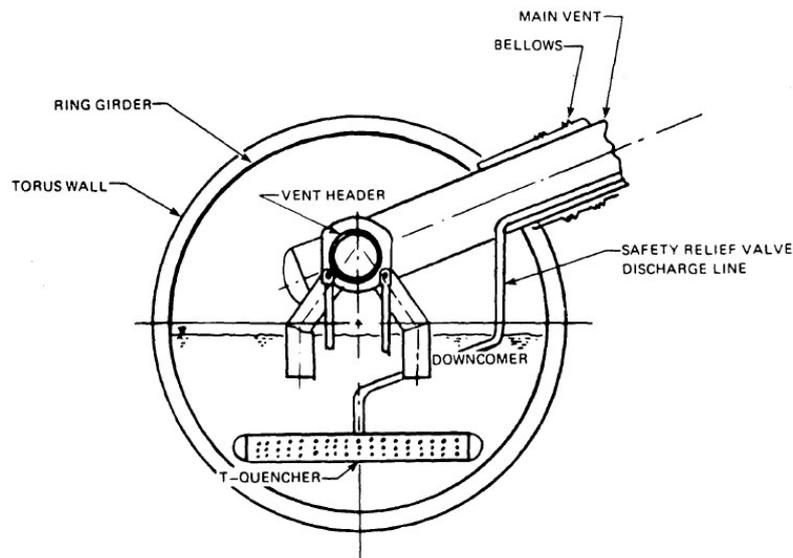


Figura 3.6: Piscina de supresión en Mark I. Fuente: (Cook, 1984).

de distribuir el vapor a lo largo de la piscina de supresión. Desde esta tubería de distribución hay un total de 96 tuberías dirigidas hacia el fondo de la piscina terminando a unos 3 pies sobre el nivel mínimo de agua. En la entrada desde el drywell se dispone de un sistema de deflectores para proteger este sistema. Además, las tuberías disponen de juntas de expansión para acomodarse a los posibles movimientos entre drywell y la cámara de supresión.

Safety/relief valve: Las válvulas de seguridad y alivio son utilizadas en cualquier tipo de contención de un reactor BWR, su objetivo es aliviar la presión durante algunos transitorios del reactor. La válvula descarga vapor a presión en el interior de la piscina de supresión, de forma que este condense. Cada tubería de descarga dispone al final de un dispositivo denominado aspersor que facilita el intercambio de calor durante la actuación de la válvula entre la mezcla de aire y vapor a alta presión y temperatura y el agua fría de la piscina.

Además de estos componentes básicos, la contención dispone de numerosos elementos auxiliares que contribuyen tanto a su buen funcionamiento en caso de fallo, como al correcto funcionamiento durante la normal operación de la planta.

3.4.2. Mark II

La contención de tipo Mark II (Figura 3.7) consiste en una cúpula de acero y una pared de hormigón post tensado u hormigón armado sobre una base de hormigón armado. La superficie interior de la contención está revestida con chapa de acero, la cual actúa como una membrana estanca. La pared de la contención también sirve como soporte del reactor y de las piscinas de almacenamiento de combustible.

El sistema de supresión está configurado en dos niveles. El drywell, en forma de cono truncado, está localizado directamente encima de la piscina de supresión. La cámara de supresión es

de forma cilíndrica y está separada del drywell mediante losas de hormigón armado. El drywell termina mediante una cúpula de acero elíptica denominada drywell head. La atmósfera inerte del drywell se conecta con la cámara de supresión mediante una serie de tuberías descendentes que atraviesan el suelo del drywell, siendo soportadas por éste. Con la finalidad de prevenir desbordamientos hacia el drywell durante el repostaje dispone de un sellado mediante fuelle que aísla el espacio entre la vasija del reactor y el drywell. En cuanto al resto de equipamiento es bastante similar a lo visto para la contención MARK I.

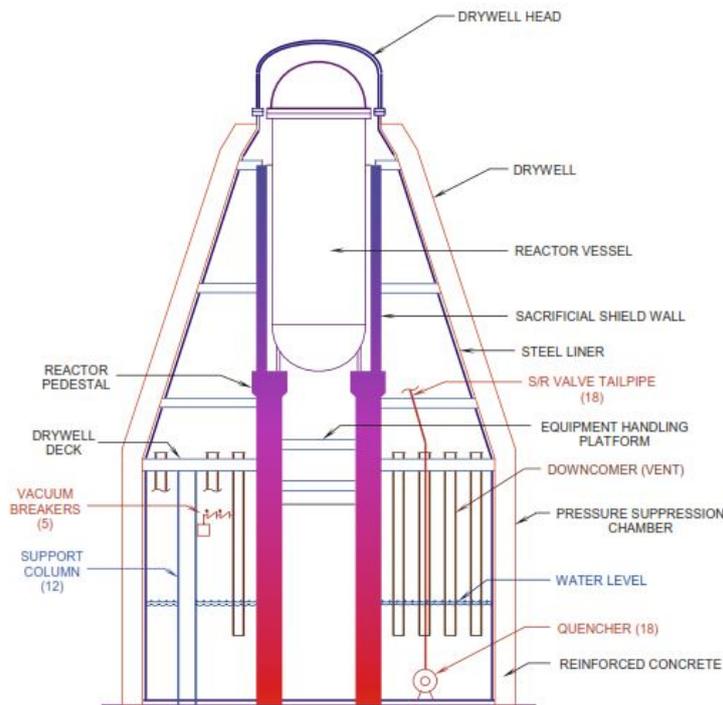


Figura 3.7: Elementos básicos de una contención Mark II. Fuente: (General Electric, s.f.).

3.4.3. Mark III

La estructura de la contención Mark III (Figura 3.8) es similar a la estructura estándar de un compartimento seco y se diseña como un compartimento de acero envuelto en una estructura de hormigón, aunque en ocasiones se realiza como una vasija presurizada de hormigón con revestimiento.

El drywell es cilíndrico, reforzado con una estructura de hormigón con una cabeza de acero desmontable que encierra la vasija del reactor. Está diseñado para resistir y confinar el vapor generado durante la rotura de una tubería dentro del compartimento y canalizar el vapor hacia la piscina de supresión tanto a través del rebosadero como de los venteos horizontales. La piscina de supresión contiene un gran volumen de agua para absorber una gran cantidad de calor. Una delgada capa de acero con forma cilíndrica envuelve la vasija del compartimento, el drywell y la piscina de supresión, para prevenir que gases y partículas producidas durante la fisión puedan salir al exterior.

Los principales elementos que componen este tipo de contención son los siguientes:

- **Drywell:** Como ya se ha comentado y como puede observarse en la Figura 3.8, tiene forma cilíndrica, reforzado con hormigón y con una placa de acero en la parte superior que permite el acceso vertical a la vasija del reactor, tanto para recargas de combustible como para mantenimiento. El drywell está diseñado para trabajar a una presión interna de 2 atmósferas y una presión externa de 1,5 atmósferas. La temperatura interna puede alcanzar los 165 °C. Sin embargo, no es necesario que este disponga de un alto grado de estanqueidad, puesto que no pretende ser una barrera para los productos de la fisión nuclear.

Por la sección inferior dispone de largos venteos horizontales que conectarían el vapor procedente de un LOCA hacia la piscina de supresión.

La misión principal del drywell es contener el vapor liberado de un LOCA y direccionarlo hacia la piscina de supresión. Otras funciones son la de proveer de un escudo para reducir los niveles de radiación de la contención y permitir el acceso de forma normal, proveer de una estructura de soporte para la parte superior de la piscina y sostener las plataformas de trabajo, soporte de tuberías, etc.

- **Venteos horizontales y pared del rebosadero:** La pared del rebosadero es el límite superior de la piscina de supresión y se encuentra dentro del drywell. Está construido con hormigón armado de aproximadamente 0,5 metros de espesor y con una placa de acero en el lado de la piscina de supresión a modo de revestimiento.

Desde la pared del rebosadero hasta la pared interior de la piscina de supresión se encuentran una serie de canales que permiten conducir el vapor liberado por un LOCA hacia la piscina de supresión para su condensación. La altura de la pared de condensación es de 7,5 metros con una diferencia de altura entre el nivel del agua de la PSP y la pared de 1,73 metros, para impedir que esta pueda rebosar e inundar el drywell.

La contención de tipo Mark III utiliza conductos horizontales para conducir el vapor hacia la piscina de supresión. Poseen una sección de 0,7 metros de diámetro dispuesto en tres filas a 2,3, 3,66 y 5,29 metros por debajo de la superficie de la PSP. La profundidad total de la piscina es de aproximadamente 6 metros.

- **Contención:** La contención consiste en un cilindro de acero presurizado que rodea tanto al drywell como a la PSP y que forma la primera barrera para evitar la salida de productos de la fisión durante un LOCA. Para su diseño se fija como objetivo que no más del 0,1 % del volumen de la contención pueda salir durante 24 horas a una presión de 1 atmósfera (presión relativa).

Durante los mencionados LOCAs, en ocasiones puede ser necesario inundar el compartimento para cambiar el combustible del reactor y efectuar reparaciones. Aunque se prevé que para la mayoría de los accidentes, la retirada del combustible del reactor se pueda llevar a cabo mediante los procedimientos normales, como contingencia para cubrir los posibles daños resultantes de un LOCA, el compartimento debe poder ser inundado hasta un nivel de 2,10 metros sobre la parte superior del combustible activo en el núcleo.

- **Upper Pool:** Las paredes de la piscina superior de la contención se encuentran entre el drywell y la columna de la contención. La piscina está completamente revestida con acero inoxidable.

La piscina superior actúa como un escudo contra la radiación cuando el reactor está funcionando de forma normal, como un depósito para la operación de recarga del combustible y como una fuente de agua para reponer parte de la piscina de supresión tras un LOCA.

- **Piscina de Supresión de la Presión o Supresión Pool:** Es la parte de la contención donde nos centraremos en este trabajo. En el caso de la contención de tipo Mark III la piscina de supresión consiste en una corona circular alrededor del pedestal de la vasija del reactor en la zona central que, como su propio nombre indica, tiene el objetivo de reducir la presión de la contención en caso de accidente. Además de los venteos horizontales comentados en el punto de la pared del rebosadero, la piscina dispone cerca de su parte inferior de una serie de válvulas SRV por las que se libera vapor sobresaturado y a alta presión en caso de accidente, principalmente en accidentes de tipo SBO, en los que aumenta de forma significativa la presión en el circuito primario. Esta serie de válvulas dispone de diferentes puntos de tarado y van abriendo y cerrando en función de la presión del circuito. Al igual que en la contención Mark I el agua de esta piscina sirve para refrigerar diferentes partes de la contención según interese.

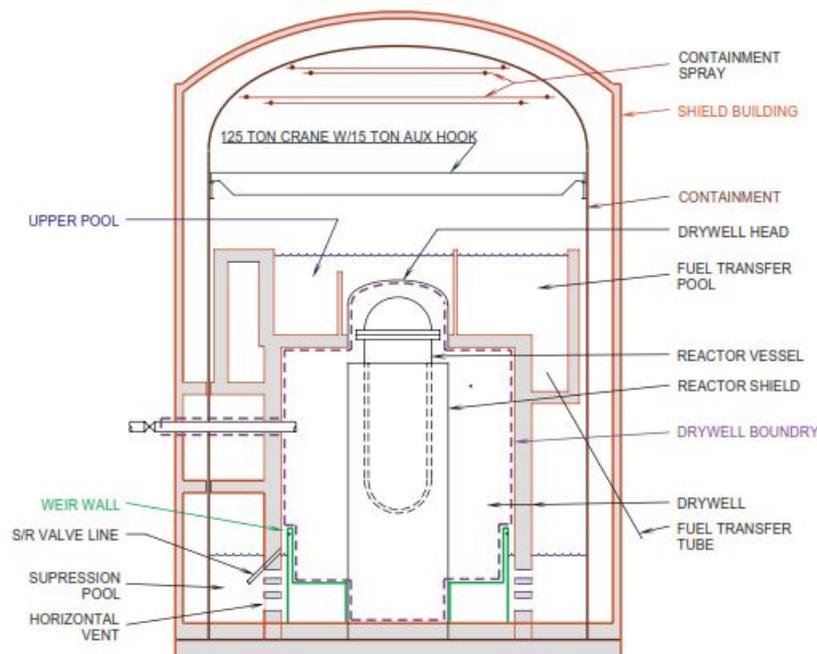


Figura 3.8: Elementos básicos de una contención Mark III. Fuente: (General Electric, s.f.).

3.5. Central Tipo para el Modelo

Como ya se ha comentado, una central nuclear debe estar cerca de una gran masa de agua, para su refrigeración, puede ser un gran río, un embalse o el mar. Esta central se va a suponer que coge agua de un río, es decir, agua dulce y seguiría un esquema como el de la Figura 3.9.

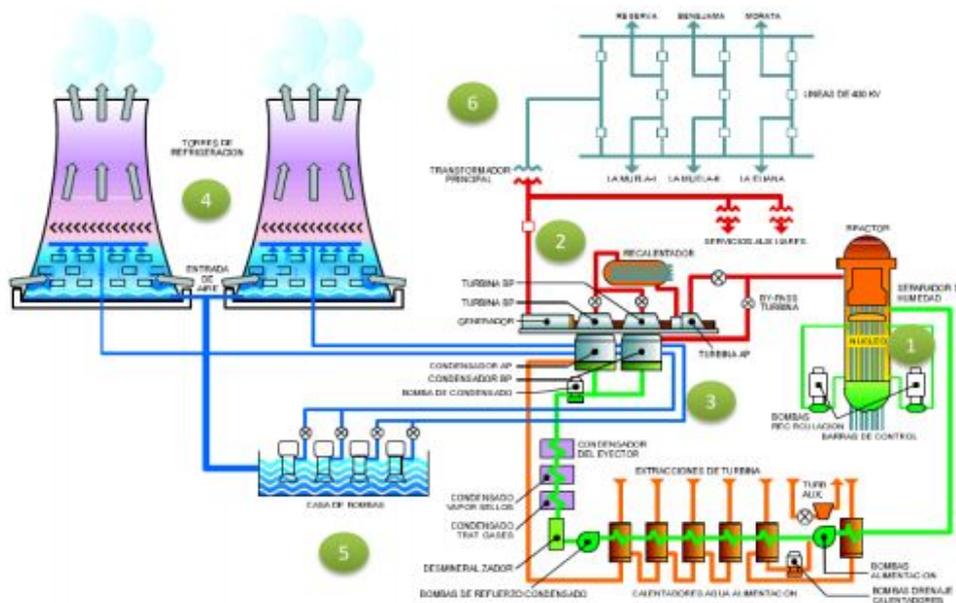


Figura 3.9: Esquema de una Central Nuclear. Fuente: (Iberdrola, 2010).

Los edificios y elementos principales de la Central son:

- **Edificio de Combustible:** Contiene las instalaciones y equipos necesarios para recibir y almacenar el combustible nuevo hasta el momento de su carga en el reactor. También cuenta con dos piscinas, recubiertas de acero inoxidable, para el almacenamiento del combustible irradiado del reactor.
- **Edificio del Reactor:** Este edificio es el que se desarrollará nuestro estudio. Su estructura es la correspondiente a una contención de tipo Mark III como la indicada anteriormente. En el núcleo del reactor se encuentra el uranio contenido en forma de pequeñas pastillas cilíndricas de 1 centímetro de diámetro por 1 centímetro de altura dentro de las varillas huecas de zircaloy, las cuales se agrupan formando los elementos combustibles. Estas varillas se calientan, debido a la fisión continua de los átomos de uranio que contienen, generando la energía necesaria para producir el vapor de agua que, tras un proceso de secado, pasará a expandirse en la turbina, impulsando al generador eléctrico. Además de los elementos combustibles, el núcleo contiene 145 barras de control que permiten hacer uniforme la distribución de potencia regulando la reactividad del núcleo. El reactor de esta central es de tipo BWR/6 con una potencia térmica nominal de 2894 MW.

- **Edificio de Turbina:** es el edificio más grande de la central, alberga la turbina, el generador síncrono y el condensador principal como componentes principales.
- **Transformadores Principales:** La salida de energía del generador principal de 20 kV es recogida por 3 transformadores monofásicos con una relación de transformación en vacío de 20/400 kV, desde donde es transportada al parque de 400 kV con 4 salidas a la red eléctrica nacional más 2 de reserva.
- **Torres de Refrigeración:** La refrigeración de la Central se realiza a través de un circuito cerrado, mediante dos torres de tiro natural, de 130 m de altura y 90 m de diámetro en la base. El agua procedente de la refrigeración del condensador de la turbina principal es enviada a las torres por tubería cerrada, donde primero se eleva hasta unos 12 metros de altura, para posteriormente dejarla caer pulverizada en contracorriente con el aire ascendente. El agua sale del fondo de las torres por un canal descubierto hasta la casa de bombas de circulación que impulsan un caudal de refrigeración de $32,8 \text{ m}^3/\text{s}$ hasta las condensadores, cerrando el circuito.

Además de estas instalaciones que forman parte del ciclo principal, cabe destacar la existencia de otras instalaciones como la EDARI, la captación de agua, etc.

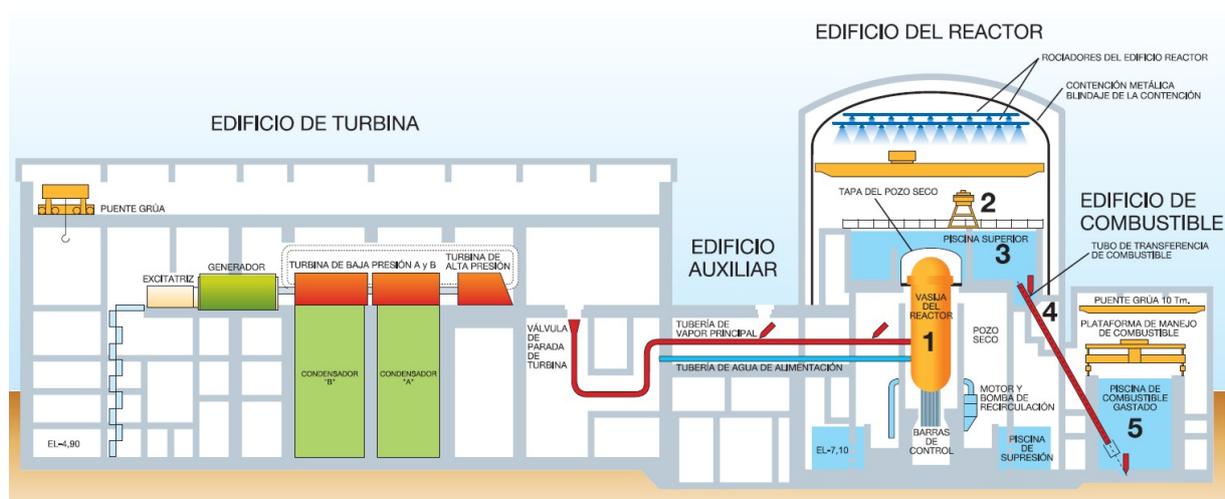


Figura 3.10: Esquema de una Central Nuclear. Fuente: (Iberdrola, 2010).

Centrándonos en la parte que nos interesa para nuestra simulación, la contención, cuya estructura se muestra en la Figura 3.10 con el nombre de Edificio del Reactor, las medidas principales que nos servirán para nuestros modelos son las siguientes:

- Masa de agua en la piscina de supresión: $2.826.000 \text{ kg}$
- Radio de la pared interior de a piscina: 12 m
- Anchura de la piscina: $5,35 \text{ m}$
- Profundidad de la piscina: $5,76 \text{ m}$

- Altura de la cámara de supresión: 47,3 m

En cuanto al sistema de alivio de la presión esta constituido por 16 válvulas de seguridad, denominadas por sus siglas en ingles SRV (Security/Relief Valve), montadas en las tuberías de vapor principal, que abren por exceso de presión durante transitorios en operación normal o en caso de accidente, descargando el vapor a la piscina de supresión. El aspecto de estas válvulas así como la piscina de supresión pueden apreciarse en la Figura 3.11. Hay que tener en cuenta que las válvulas tienen puntos de tarado diferentes para conseguir una actuación escalonada (Escriva Castells y Domingo, 2014).

Siete de estas válvulas tienen asignada la función de descompresión automática (Sistema ADS) cuya misión es reducir la presión de la vasija para permitir la entrada de fluido de los sistemas de refrigeración de baja presión durante emergencia.

Las 16 válvulas de central con reactor de tipo BRW se agrupan en 5 grupos con unos valores de tarado similares a los de la siguiente tabla:

Tabla 3.1: Grupos de válvulas y puntos de tarado (General Electric, 2012).

Grupo	Nº Válvulas	Área($m^2 \cdot 10^2$)	P_{apertura} (MPa)	P_{cierre} (MPa)
1	1	1,5	7,9	6,7
2	1	1,5	8,0	6,8
3	3	4,3	8,0	6,9
4	4	5,7	8,1	7,4
5	7	9,9	8,1	7,4

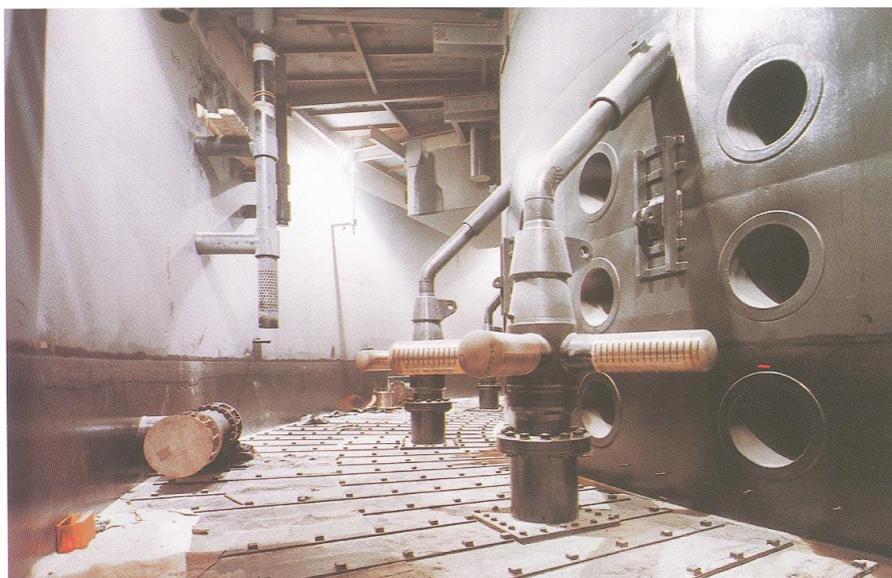


Figura 3.11: Piscina de Supresión.

3.6. Códigos

Los códigos nucleares son herramientas matemáticas empleadas para la recreación de modelos que permitan estudiar el comportamiento de centrales en unas determinadas condiciones. Este es el caso de código TRACE, el cual es el código más avanzado actualmente desarrollado por la NRC.

Tradicionalmente los códigos nucleares se han enfocado en el análisis de la planta, simulando de forma bastante pobre el comportamiento de la contención del reactor en caso de accidente. En ocasiones, como es el caso del código CONTAN, explicado más adelante, se han desarrollado pequeños códigos específicos con la finalidad de simular la fenomenología implicada en estos accidente. Sin embargo, como ya se ha comentado, tradicionalmente se han enfocado en el estudio de accidentes LOCA, sin atender excesivamente a los particulares fenómenos termohidráulicos producidos durante un SBO. No obstante, si que hay códigos específicos que permiten una buena simulación de la contención de un reactor nuclear pero estos códigos no simulan el reactor nuclear (vasija, elementos combustibles, etc), es decir, la planta.

A continuación se describe el código TRACE y el código CONTAN, los cuales empleamos en este trabajo. Finalmente se hará una breve explicación de las herramientas visuales empleada para manejar estos códigos, desarrollada por la NRC, dada la dificultad de trabajar con estos códigos directamente en ASCII.

3.6.1. TRACE

El código TRACE es el código principal que se va a utilizar en esta simulación, se trata de un código termohidráulicos desarrollado específicamente para la simulación de reactores nucleares tanto de tipo PWR como BWR. Se trata de la herramienta de análisis termohidráulicos más avanzada de la NRC. Uno de sus objetivos principales es el análisis de accidentes tipo LOCA o transitorios operacionales.

EL código TRACE es un código modular, es decir, dispone de una serie de componentes, los cuales representan diferentes equipos o componentes reales de una central. Cada uno de estos equipos debe ser definido mediante una serie de parámetros para adaptarlos a los que nosotros tenemos en la realidad. Para realizar una simulación deben unirse cada uno de estos componentes de forma que quede definido completamente nuestro sistema real. Cada uno de estos componentes se compone de un número finito de volúmenes en los que TRACE realiza los cálculos pertinentes. Se recomienda que estos volúmenes y celdas disponga de una longitud de entre 0.2 y 1 m. Es decir, no se tratan en ningún caso de elementos infinitesimales. Es conveniente saber que un mayor número de estos volúmenes conllevará, como se verá más adelante, un coste computacional mayor, siendo el tiempo de CPU una variable a tener muy en cuenta en este tipo de simulaciones pues, fácilmente, la simulación de una planta completa puede llevar entorno a 15 días de tiempo de CPU.

Antes de realizar una simulación se deben definir también las condiciones de contorno

sobre las cuales se realizará esta simulación. Para la definición de estas condiciones, TRACE cuenta con dos componentes principales. El componente FILL, el cual es un componente de entrada, que nos permitirá fijar las condiciones de caudal que vamos a introducir y el componente BREAK, el cual es un componente de salida del sistema y que en este caso nos permite la conexión del código TRACE con el código CONTAN.

A continuación se detallan los componentes de los modelos en los que vamos a simular nuestro accidente.

PIPE

Este componente es utilizado principalmente para la simulación de tuberías en una instalación, ya sea indicándole las condiciones de contorno con un FILL y un BREAK (que veremos más adelante), como componente de unión entre otros componentes de la planta. Se trata de un componente unidimensional, es decir, el flujo debe de ser en una única dirección despreciándose cualquier tipo de flujo radial. No obstante permite introducir una fuente de calor bidimensional en la pared, con un modelo de conducción de calor radial unidimensional.

El componente se encuentra preparado para evaluar condiciones de flujo calorífico crítico y en general es bastante flexible, ya que posee diferentes opciones que nos permiten usarlo más allá de una simple tubería, adaptando sus ecuaciones a modelos de acumuladores o incluso de piscina de supresión, que será lo que utilicemos en nuestro trabajo.

En el apartado de metodología se explicará detalladamente como se ha utilizado este componente para definir la piscina de supresión.

CONTAN

El modelo de CONTAN no es parte propiamente dicho del código de TRACE, sino que es en si mismo un código propio, el cual puede comunicarse con TRACE. Este es el modelo que se usa en la mayor parte de las simulaciones en una piscina de supresión, no obstante, como veremos más adelante se centra principalmente en calcular una serie de parámetros medios, para todo la contención en su conjunto. El modelo de CONTAN incluye diferentes partes, las cuales en su conjunto permiten realizar una simulación bastante completa de cualquier tipo de contención de un reactor BWR. Estos componentes son los siguientes:

- **Compartment:** Es el componente encargado de simular los diferentes volúmenes de los que dispone un edificio de contención, para el caso de una contención Mark III como la que se está tratando este componente se utilizaría para simular tanto el Drywell como el Wetwell. Este componente cuenta con dos regiones muy bien diferenciadas y en las cuales se asume que solo hay una fase, es decir, una región completamente de vapor y una región completamente de líquido. La región de vapor se compone de una mezcla isotérmica de gases no condensables (aire) y vapor. La presión en esta región se asume que es la suma de las presiones parciales de cada uno de los gases. Después de determinar la cantidad de

masa y de energía del sistema, el código determina la presión y la temperatura de la región de vapor. Además, este modelo nos permite definir la profundidad de la piscina, y como varía el volumen de agua contenida en esta conforme descendemos, para poder simular diferentes formas o equipos que en ésta hubiera sumergidos. A su vez, podemos indicar un volumen a partir del cual el líquido de la piscina se vierte en otro compartimento.

- **Heat Structures:** Con este componente se simula la cantidad de calor que se extrae o se introduce en el sistema, principalmente proveniente de la vasija del reactor. Se puede simular tanto con el modelo que utiliza el código TRACE como con el propio del código CONTAN.
- **Coolers:** Este componente simula el efecto provocado por una fuente de calor convectivo, ya sea extrayendo o introduciendo calor en el sistema. El usuario puede definir el coeficiente global de transmisión de calor y la temperatura del líquido refrigerante o definiendo el ratio de flujo de energía desde el compartimento en el que está colocado.
- **Passive Junctions:** Con este componente se simulan los flujos inducidos por las diferencias de presión entre dos compartimentos. Encontramos tres tipos de passive junctions; una sola fase de gas entre dos regiones de vapor de dos compartimentos, flujo de gas en una sola dirección entre dos regiones de dos compartimentos y flujo de gas de una sola fase y en una única dirección entre la región de vapor del compartimento emisor y la región de líquido del compartimento receptor.
- **Forced Flow Junctions:** Se utiliza para simular una conexión entre diferentes compartimentos en la cual hay transporte de materia forzado. Se pueden definir tres tipos: Flujo monofásico de gas entre las regiones de vapor de dos compartimentos, flujo monofásico de líquido entre las regiones de líquido de dos compartimentos o flujo monofásico de líquido entre la región de líquido de un compartimento a la región de gas de otro.
- **Fan Cooler:** Simula el efecto de los fan coolers usados para enfriar la contención.
- **Vents:** Este componente es el encargado de simular el sistema de venteo, la conexión entre el drywell y el wetwell.
- **Source/Sink:** Simula la entrada o salida de líquido dentro del sistema de forma forzada.

Vessel

Este componente se utiliza generalmente para modelar la vasija de un reactor de tipo BWR, el componente puede ser de 1, 2 o 3 dimensiones en coordenadas cartesianas (para equipos de forma rectangular) o cilíndricas (para equipos cilíndricos) y emplea las ecuaciones del modelo bifásico para evaluar el flujo a través de todos sus celdas, este modelo es conocido como modelo de seis ecuaciones. Dado que este componente está pensando inicialmente como la vasija del reactor dispone de opciones para completar su geometría, como puede ser la incorporación de tuberías de recirculación.

En nuestro caso este modelo nos servirá para simular la piscina de supresión. El modelo nos permitirá hacer una simulación en 3D del comportamiento de la piscina, que para el caso

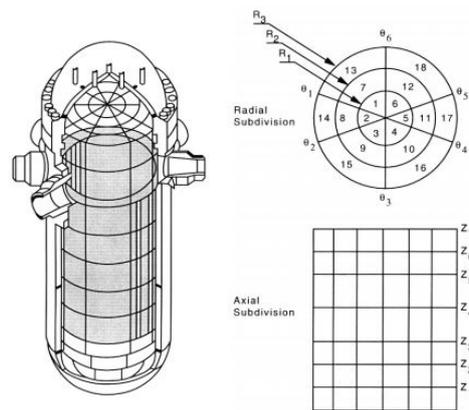


Figura 3.12: Elemento 3D, junto con una visión en planta de su división radial y un diagrama para los diferentes niveles axiales. Fuente: (N.R.C, 2015).

que nos ocupa, en el que la posición en la que se inyecta el vapor a presión es importante puede proporcionarnos información más detallada que el resto de modelos.

FILL

El componente FILL es un componente de TRACE empleado para definir las condiciones de contorno de cualquier componente hidráulico de flujo unidimensional. La diferencia fundamental de este componente es que a diferencia del resto, no corresponde a ningún componente físico del sistema, por lo que no dispone de ningún tipo de cálculo hidrodinámico o de transferencia de calor.

Los parámetros necesarios para definir un FILL son la presión del fluido, su fracción de huecos, temperatura de cada una de las fases y presión parcial de gases no condensables.

Además, podemos elegir entre diferentes tipos de FILL en función de la información que queramos introducir:

- Velocidad Constante: Únicamente se fija un valor de velocidad que se mantendrá constante a lo largo del tiempo.
- Flujo Másico Constante: Únicamente se fija un valor de flujo másico que se mantendrá constante a lo largo del tiempo.
- Generalized State: Se especifica un valor constante para las diferentes variables.
- Tabla de Velocidad: Se puede fijar un valor de velocidad para cada instante de tiempo.
- Tabla de Flujo Másico: Se puede fijar un valor de flujo másico para cada instante de tiempo. Será el que se emplee en este trabajo.
- Tabla Generalized State: Se pueden fijar unos valores temporales para todas las variables.
- Generalized State CS: Los valores los fija el sistema de control del modelo.

BREAK

El componente BREAK es el componente de TRACE que se utiliza para especificar las condiciones de contorno de las partes donde hay una salida del sistema de un fluido. Por ejemplo, en la simulación de un LOCA el componente BREAK serviría para simular la salida de refrigerante por la rotura de la tubería del circuito primario del reactor.

Se trata de un componente de una única celda, de tipo unidimensional. Su definición es muy similar a la del componente FILL, siendo los datos básicos necesarios para su definición el tipo de BREAK, la presión del fluido, presión parcial de no condensables, temperatura de la mezcla y fracción de huecos.

Los diferentes tipos de BREAK se pueden agrupar en 4 grupos:

- Condiciones de contorno constantes: Es el tipo más simple de BREAK, las condiciones de contorno no varían durante la simulación. Un ejemplo puede ser para simular condiciones atmosféricas, las cuales no se verán afectadas por el sistema. Permite definir condiciones constantes de presión, temperatura, fracción de huecos, etc.
- Condiciones de contorno mediante tablas: Similar a lo anterior, pero en este caso se pueden introducir valores para cada instante de tiempo de la simulación. Dispone de varias opciones, las cuales van añadiendo cada vez una nueva variable a controlar hasta llegar a presión, temperatura, fracción de huecos, presión de gases no condensables y concentración de boro.
- Condiciones mediante control del sistema: Nos permite hacer que las condiciones de contorno varíen en función de como evolucionen las variables del sistema. Es el BREAK más flexible de todos.
- Unión de Containment: Es el empleado para la unión del código TRACE con el código CONTAN. Esta es la aplicación que nosotros le daremos en este trabajo.

3.6.2. SNAP

El programa SNAP es un programa desarrollado por la Comisión Regulatoria Nuclear de los Estados Unidos, el cual integra diferentes aplicaciones desarrolladas para simplificar el proceso de análisis de diferentes situaciones que se puedan dar en una central. Este programa aún varios códigos, entre ellos TRACE. El código TRACE funciona procesando un input en formato ASCII, a partir del cual desarrolla los cálculos y genera unos resultados. Esta forma de funcionar hace que trabajar con el código sea sumamente complejo y para nada intuitivo, dificultando enormemente la laborar de modelaje. Es por esto que se desarrolló la interfaz gráfica SNAP por parte de la NRC, y de esta forma llevar a formato gráfico la modelación en TRACE. El programa posee una interfaz intuitiva que facilita enormemente la introducción de los datos del problema, como puede verse en la Figura 3.13.

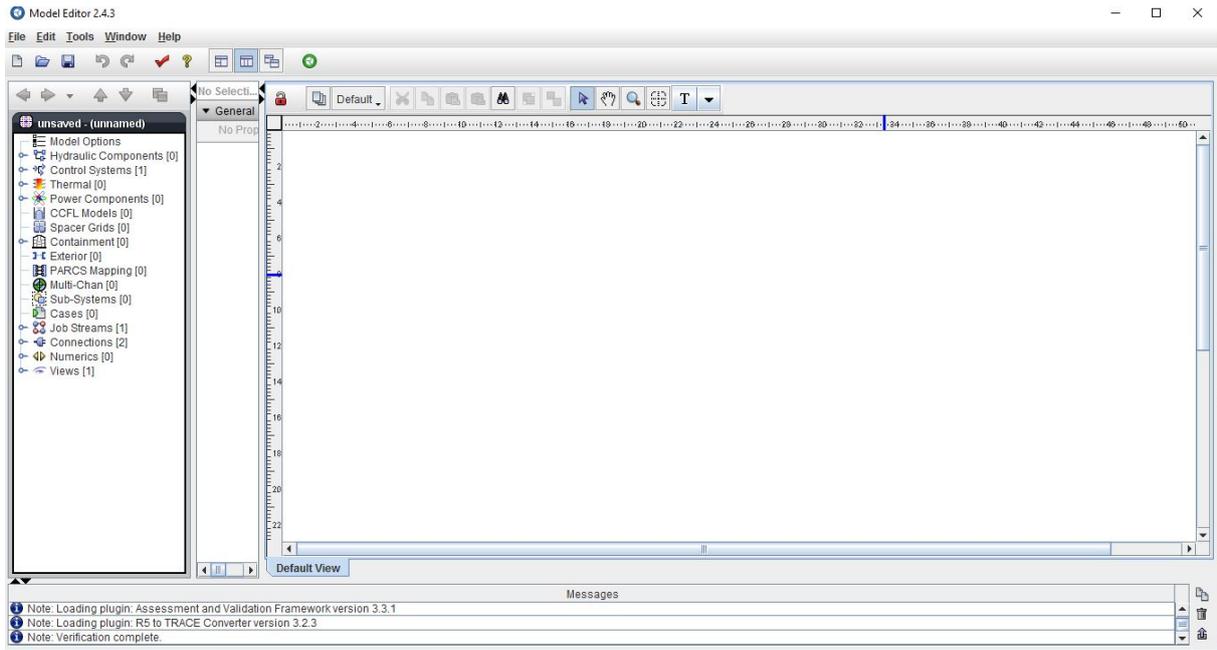


Figura 3.13: Interfaz del programa SNAP.

Además del bloque correspondiente al código de cálculo de TRACE, el programa dispone de un modo de editor de animaciones para poder seguir el desarrollo de la simulación de una forma mucho más visual e intuitiva, de esta forma se pueden conseguir resultados como el de la Figura 3.14.

Finalmente destacar que a parte del código TRACE, SNAP ofrece la oportunidad de trabajar con los códigos de análisis nuclear AVF, CONTAIN, EngTemplate, COBRA, FRAPCON, FRAPTRAN, MELCOR, PARCS, RADTRAD, RELAP y SCALE.

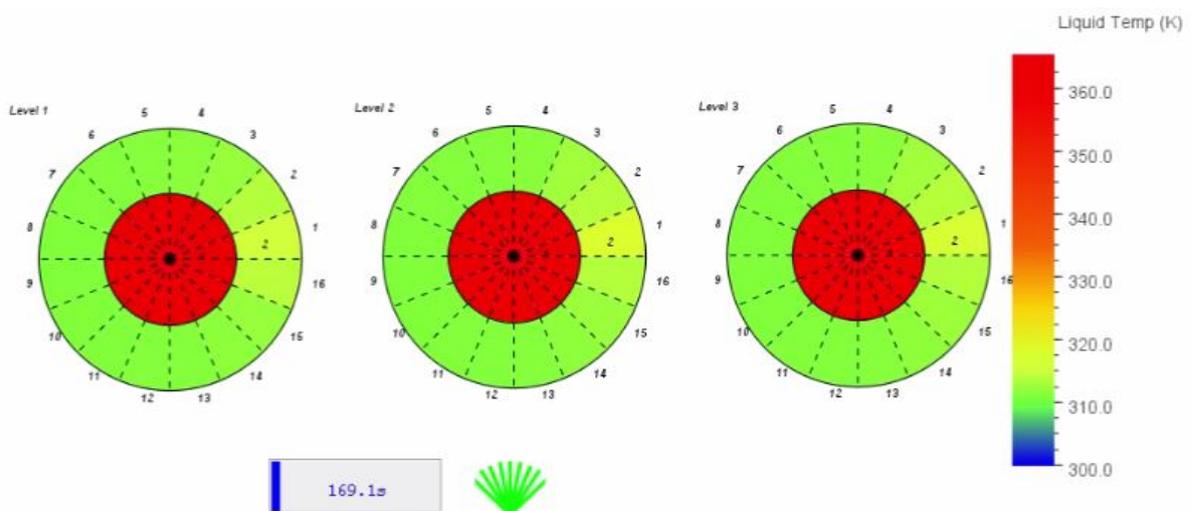


Figura 3.14: Animación con el Programa SNAP.

3.6.3. AptPlot

Junto con el paquete de programas desarrollados por la NRC para el manejo de códigos nucleares, nos encontramos con el AptPlot. Este programa permite analizar los ficheros de salida generados por TRACE tras la simulación mediante el programa SNAP para estudiar todas las variables y representar gráficamente y de forma sencilla cada una de ellas.

Su interfaz es de nuevo bastante intuitiva como puede verse en la Figura 3.15. Sin embargo hace falta algo de tiempo para familiarizarse con la nomenclatura que emplea para la denominación de cada una de las variables.

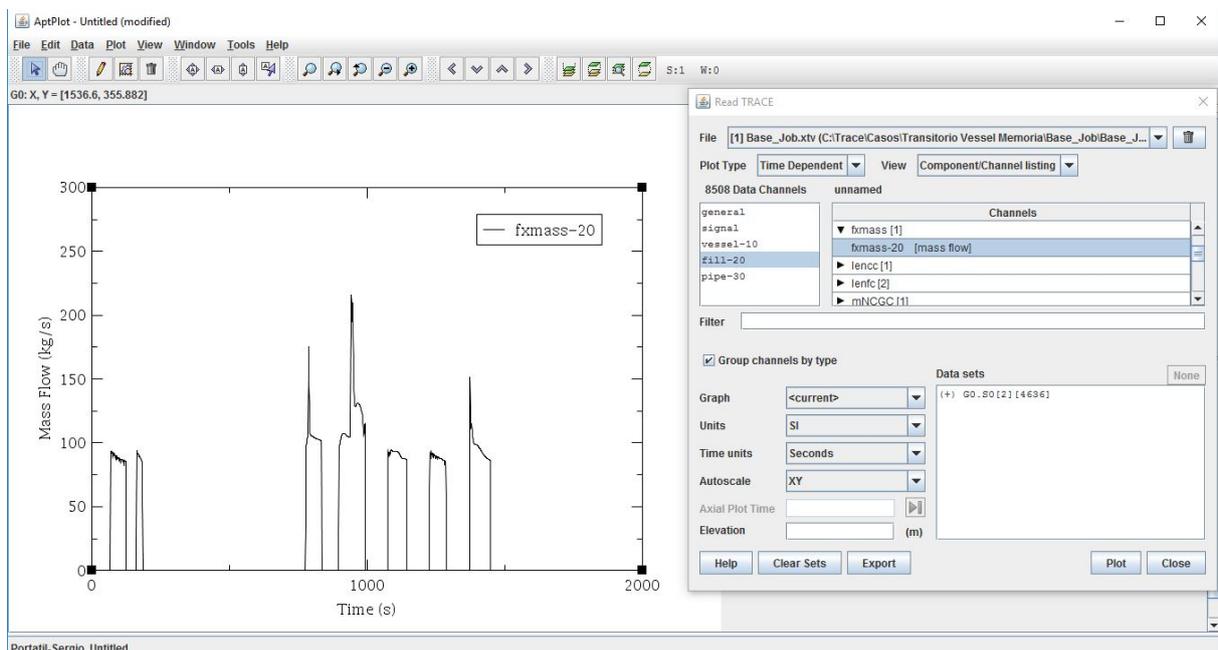


Figura 3.15: Interfaz del programa AptPlot.

A destacar, de las que vamos a emplear en este trabajo tenemos:

- pn: Presión total.
- p: Presión en CONTAN.
- tln: Temperatura del líquido.
- tl: Temperatura del líquido en CONTAN.
- alpn: Fracción de huecos.
- fxmass: Caudal másico.
- rml: Masa total de líquido en CONTAN.
- vlqmss: Masa total de líquido en el componente Vessel.

Estas siglas van acompañadas de una serie de letras y números los cuales nos indican a que componente y a que celda del componente se refieren.

Así pues en el componente PIPE la temperatura del líquido vendría expresado de la siguiente forma: tln-50A03, donde 50 es el número de componente de la PIPE y A03 indica que es en la celda número 3 de ese componente.

Para el caso del componente Vessel, al ser este un componente 3D, la nomenclatura es algo más complicada. El nombre de cada variable se compone de ZZ-XXAXRXXTXX, las primeras letras (ZZ) nos indican que variable estamos representando, las dos primeras cifras antes de la letra A el número de nuestro componente dentro del modelo realizado, las siguientes dos cifras tras la letra A nos indican el nivel en el que nos encontramos (en alturas) de la vasija, las dos cifras tras la R la sección radial en la que nos encontramos, que para nuestro caso será siempre en la segunda pues es en la que está definida la piscina y, por último, las dos cifras tras la T nos indica la sección angular.

4 — METODOLOGÍA

En este capítulo de la memoria se va a explicar como se han ido obteniendo cada uno de los tres modelos empleados en este trabajo para simular el comportamiento de una PSP durante un accidente de tipo SBO.

Para la construcción de estos modelos en base al código TRACE, se ha empleado la interfaz visual SNAP, con la cual se irá explicando cada uno de los pasos a seguir para la obtención de los modelos. En algunos casos se indicarán opciones que, aunque inicialmente no se utilicen, posteriormente se evaluará su utilidad en cuanto a la adaptación de los modelos a la realidad de la forma más fiel posible.

Por otro lado, se hará una breve explicación sobre la forma en la que se trabajará posteriormente con ellos, de forma que nos aseguremos de la correcta definición de estos modelos. Ello pasará por la ejecución inicial de cada uno de los casos sin ningún tipo de alteración externa y comprobando que se alcanza correctamente el estado estacionario.

4.1. Obtención de los modelos en SNAP

Como se ha comentado en el apartado anterior, el programa informático empleado para el desarrollo de este estudio es el programa informático SNAP, en el cual tendremos que recrear la piscina de supresión de nuestro reactor tipo en base a los datos indicados. Como se ha comentado se va a realizar el estudio con tres modelos diferentes para valorar la información que nos proporcionan. En este apartado se detallará paso a paso como se ha logrado la recreación de la piscina en cada uno de los modelos empleados.

Dado el alto coste de tiempo de CPU que conlleva la simulación de toda la planta, para la obtención de las condiciones de contorno de nuestro accidente, se ha realizado previamente una única ejecución de un modelo de central previamente definido. En base a esta simulación se han obtenido los siguientes datos de descarga. Como se comentó en el apartado de accidentes, inicialmente la descarga se produce por las 16 válvulas SRV y, conforme desciende la presión, estas van dejando de actuar en base a su presión de tarado hasta que finalmente se queda una única válvula descargando vapor en la piscina. Es a partir de este punto donde empieza nuestra simulación, y por tanto los datos que se detallan a continuación corresponden a una única válvula SRV. Debido a la gran cantidad de datos introducidos, se ha empleado la Figura 4.1 para su exposición.

A los datos de caudal másico del componente hay que añadir los datos de temperatura, presión y fracción de huecos, los cuales son 536 K para la fase líquida y 524 K para la fase vapor, con una presión de 494,53 MPa y con una fracción de huecos de 1.

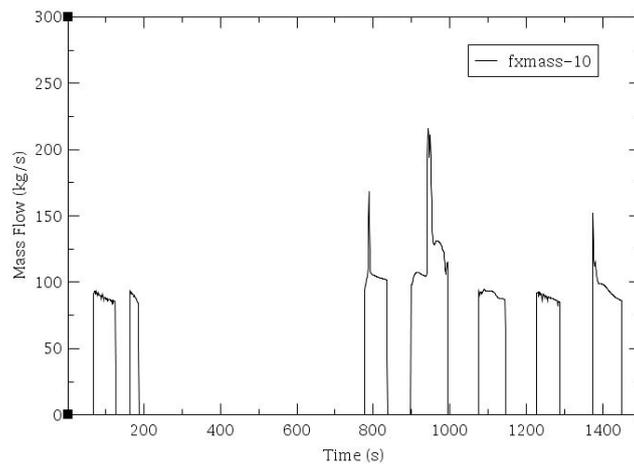


Figura 4.1: Caudal másico del componente Fill.

4.1.1. CONTAN

El modelo más simple pero también el más utilizado. También es el modelo más sencillo de configurar, los datos a introducir en el componente COMPARTMENT son los siguientes:

- Volumen total: El volumen total de la cámara de supresión: $2.885.487 \text{ m}^3$.
- Spill Volume: Volumen al cual la piscina se desbordaría. En este caso fijamos el mismo volumen que el anterior. No se contempla ningún tipo de desbordamiento.
- Level Tracking: Lo activamos para un mejor análisis del sistema.
- Non-condensed Steam: Se sitúa inicialmente como 0 pues suponemos que toda el agua de la contención se encuentra en fase líquida en la piscina, es decir, se considera que la zona no inundada esta compuesta de gases no condensables.
- Heat Transfer Fraction: Este valor indica la eficacia de la transmisión de calor entre los no condensables y el agua líquida de la piscina, dado que están en contacto directo dejamos el valor como 1.
- Condesantion Multiplier: Este valor sirve para modificar el factor de transmisión de calor por convección entre la mezcla de no condensables y vapor de agua y al piscina. Al fijarlo en -1 indicamos que solo hay convección libre.
- Estimated Pressure Change Rate: Sirve para indicar un valor estimado de cambio de presión en las primeras iteraciones. Se dejará en 0.
- Pool Area: Es la superficie de la piscina en contacto con los gases no condensables. De los datos de nuestro reactor tipo tenemos un valor de 493.5936 m^2 .
- Depth VS Volume Table: Este parámetro nos permite indicarle al programa como evoluciona el volumen de la piscina en función de la profundidad a la que nos encontremos.

Es útil para piscinas de sección variable, el cual no es nuestro caso, no obstante tendremos que introducir unos valores para indicar al programa que la piscina es de sección constante. Se introducen 3 pares de valores, (0;0); (2846,06;5,766); (6730.6;13.63).

A continuación dentro de la pestaña de condiciones iniciales introducimos los últimos valores:

- Liquid Mass: Se introduce la masa de agua alojada en la piscina 2.826.000 kg.
- Gas Pressure: Con este parámetro fijamos la presión inicial de la fase gaseosa 101325 Pa.
- Pool Temperature: Temperatura inicial del agua de la piscina 310.928 K.
- Vapor Temperature: Temperatura inicial de la zona gaseosa 310.928 K.
- Partial Pressure: Se fija como -1 para que el programa la obtenga como la diferencia entre la presión de saturación del vapor y la presión total del compartimento.

Junto con este componente definido, tenemos que hacer uso de otros componente para simular la inyección de vapor realizada por las válvulas SRV tras el aumento de la presión. Dado que como se ha comentado este modelo es algo distinto a los demás, al no ser parte del código de TRACE, SNAP tiene una programación específica para que el código TRACE y el código CONTAN se comuniquen, es por esto que para inyectar el vapor en el compartimento se emplea una estructura de 3 componentes, compuesta por un FILL (con las condiciones anteriormente comentadas), un PIPE y un BREAK.

En el componente FILL introduciremos mediante una tabla de valores en función del tiempo la cantidad de vapor en kg que introduce al sistema. Además fijaremos la temperatura y presión de esta inyección. A continuación este caudal pasará por el componente de tubería, definido de tal forma que no oponga mayor resistencia y por el componente BREAK, que se encargará de inyectar el vapor recibido en la piscina. Todo lo anteriormente comentado se encuentra representado en la Figura 4.3 y se puede ver el esquema final en la Figura 4.2.

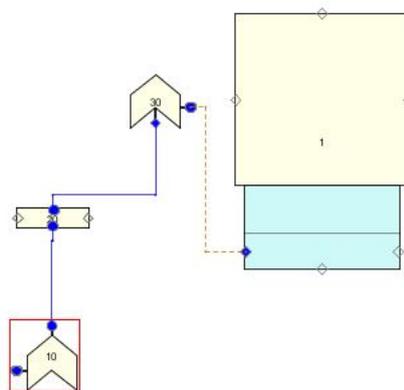
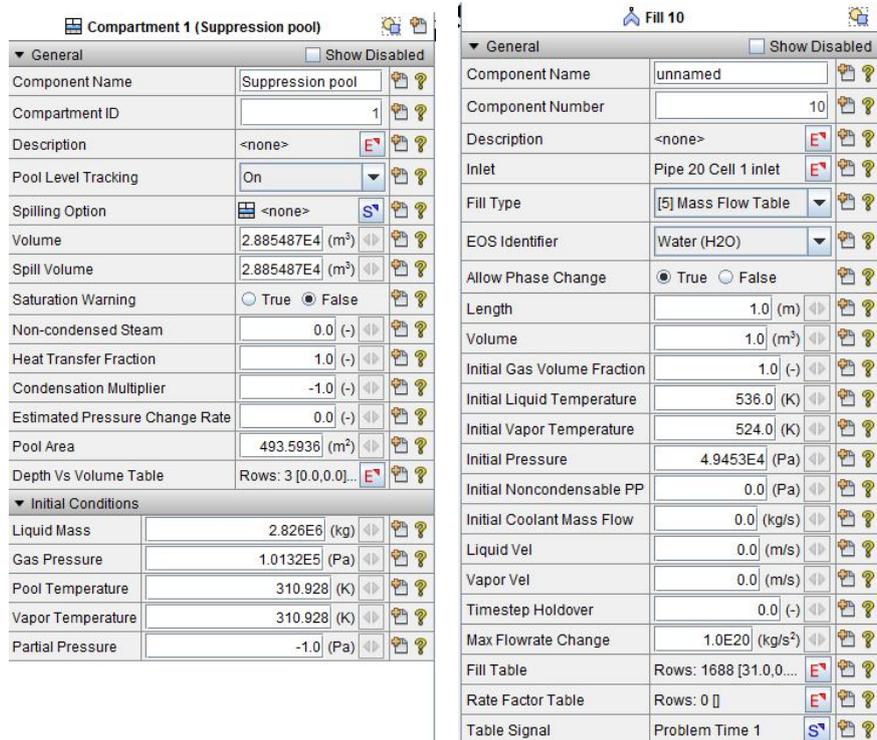
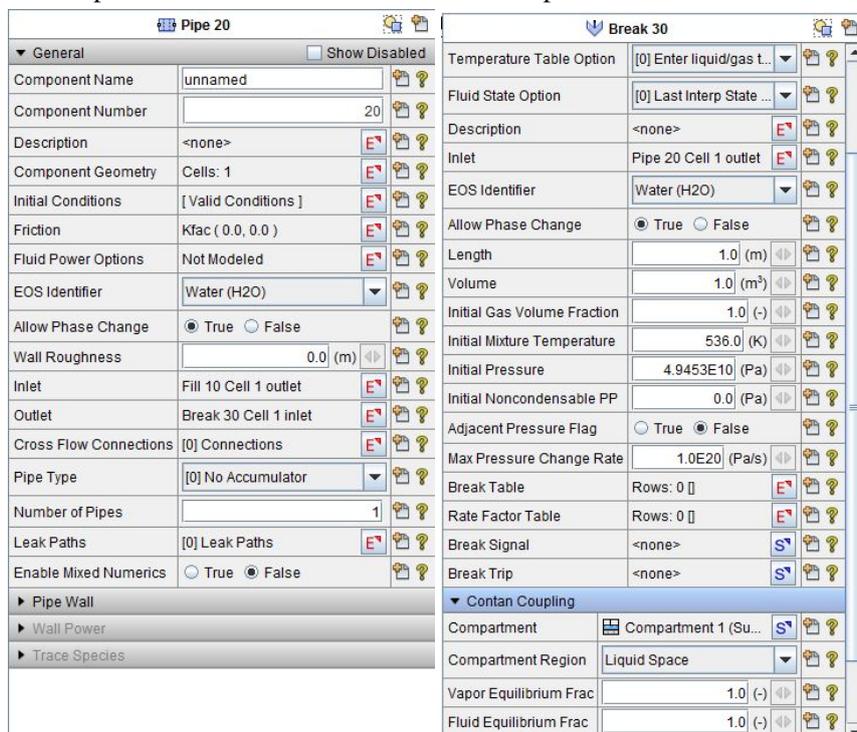


Figura 4.2: Esquema de modelo CONTAN definido.



(a) Tabla de introducción de datos del componente COMPARTMENT.

(b) Tabla de introducción de datos del componente FILL.



(c) Tabla de introducción de datos del componente PIPE.

(d) Tabla de introducción de datos del componente BREAK.

Figura 4.3: Cuadros de SNAP para la definición del modelo CONTAN.

4.1.2. Pipe

Este modelo es algo más complicado de definir que el anterior, pues a diferencia del modelo CONTAN, el cual está diseñado específicamente para simular la contención de un reactor nuclear, la tubería es un componente unidimensional que posee un abanico muy amplio de aplicaciones, lo cual hace la configuración más compleja.

Para realizar este modelo se han tomado una serie de simplificaciones. Por ejemplo, la piscina de supresión junto con la zona de gases no condensables se ha supuesto como dos tuberías horizontales unidas por sus extremos; cada una de estas tuberías simbolizaría una semicircunferencia. Estas tuberías tienen un volumen mayor que la piscina de supresión pero no tan grande como toda la contención, ya que la diferencia tan grande de volúmenes y la preparación del programa para flujo bifásico ocasionaba algunos problemas. Por esto se ha tomado un valor intermedio, que consiga que la presión dentro del sistema sea prácticamente invariante a lo largo de toda la simulación. Que las tuberías sean horizontales también es importante, pues la gravedad influye en nuestro sistema de forma activa. También es importante señalar que cada una de las tuberías se ha dividido en 8 celdas longitudinales, sumando las tuberías tenemos un total de 16 sectores, igual al número de válvulas SRV de que dispone nuestra contención.

La inyección de vapor se realiza mediante un FILL, de forma similar a como se realizaba en el modelo anterior, no obstante, en esta ocasión no es necesario ningún componente más, ya que el FILL se conecta directamente a la tubería, con un ángulo determinado.

A continuación se indican el resto de parámetros en este modelo:

- Total Length: Longitud total que tendrá la tubería. Dado que se ha dividido la piscina de supresión en dos tuberías la longitud de la tubería se toma como la semicircunferencia central de la corona circular que define la piscina. Esto es: 46,10 m.
- Hydraulic Diameter: Dejamos que el programa lo calcule automáticamente a partir del resto de parámetros introducidos.
- Cells Number: Seleccionamos 8 celdas pues queremos dividir la piscina en 16 partes.
- Pipe Numbers: Una única tubería. La otra será una copia de esta.
- Orientación: Horizontal.
- Geometry: En esta pestaña terminamos de completar aquellos datos de la geometría.
- Initial Conditions: Aquí se nos abrirá un cuadro de diálogo con una tabla en la que deberemos introducir presión, temperatura del líquido, temperatura del vapor, fracción de huecos y presión de los gases no condensables en cada una de las celdas. Los valores serán idénticos para todas ellas en ambas tuberías, siendo los siguientes: 101.325 Pa, 310,92 K, 310,92 K, 0,55, 101.325 Pa respectivamente.
- Friction: Este valor nos sirve para introducir un valor de fricción debido a diferentes razones (entre fases, por flujo, etc.) lo dejaremos en blanco, aunque podría ser interesante para análisis más detallados.

- Fluid Power Options: En esta entrada podríamos fijar un aporte de energía a la tubería, como podría ser en el caso de un fluido refrigerante. Se dejará desactivado.
- Wall Roughness: Añade rugosidad a la pared dificultando el movimiento del fluido, se dejará a 0.
- Inlet: Indica una conexión con otro componente, las celdas de los extremos estarán conectadas a los extremos de la otra tubería.
- Outlet: Mismo caso que el anterior, se comporta de forma semejante.
- Croos Flow Conecctions: Esta opción es la que utilizaremos para la unión con el FILL. En una de las celdas de la tubería se conectará con un ángulo de 90 grados, lo cual indica que la inyección se hará desde abajo.
- Pipe Type: Aquí se nos da la opción de diferentes modelos de tubería, adaptando las ecuaciones de flujo, intercambio de calor de forma más exacta a lo que nosotros queremos representar. Como el programa tiene la opción de Suppression Pool, elegiremos esta.

De nuevo se puede seguir mejor la explicación anterior con la Figura 4.5 y se puede ver el esquema final en la Figura 4.4.

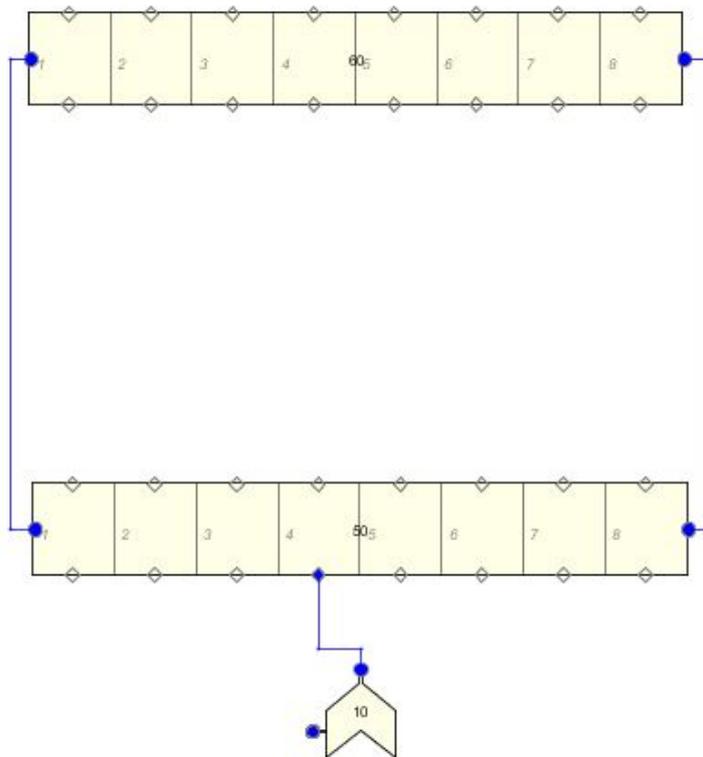
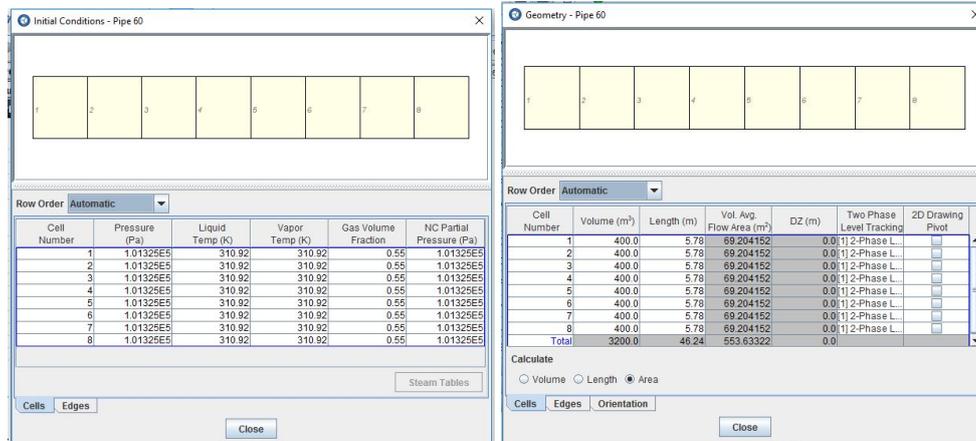
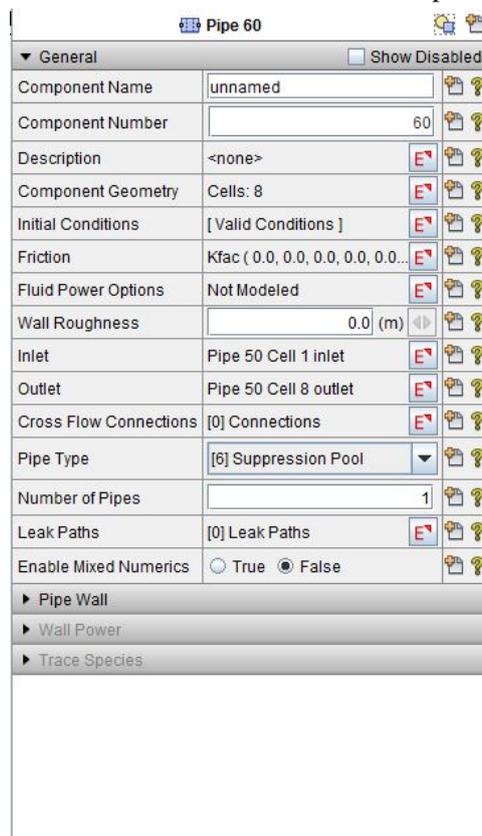


Figura 4.4: Esquema de modelo Pipe definido.



(a) Tabla de introducción de datos de las (b) Tabla de introducción de datos de geometría del componente Pipe.



(c) Tabla de introducción de datos del componente Pipe.

Figura 4.5: Ventanas de SNAP para la definición del modelo PIPE.

4.1.3. Vessel

Se trata como ya se ha comentado anteriormente del modelo más complejo de los tres a desarrollar. Nos permite definir la piscina de supresión como un componente 3D, pudiendo estudiar su comportamiento a diferentes alturas, secciones radiales y secciones angulares. En este sencillo estudio nos conformaremos con hacer unas cuantas secciones axiales y 16 secciones angulares, tantas como válvulas SRV hay en el reactor. Además, esto nos facilitará la comparación de resultados con respecto a los obtenidos en el modelo de tuberías bidimensionales.

El componente hidrodinámico vessel se define en diferentes pasos. En la ventana inicial se nos pide que introduzcamos datos básicos de su geometría. Se detallan a continuación:

- **Vessel Geometry:** Indicamos mediante una lista la forma geometría de nuestro componente 3D. Para nuestra simulación tomamos una geometría cilíndrica.
- **Vessel Height:** Introducimos la altura total de zona de líquido y la zona de aire. Este valor se obtiene de los datos anteriormente descritos sobre nuestra contención, 58,455 m.
- **Vessel Outer Radius:** Indicamos el radio mayor de la piscina, que como se indicó anteriormente es de 17,35 m.
- **Total Azimuthal Angle:** Nuestra piscina es de sección circular por lo tanto el valor será de 360°.
- **Numbers de Axial Levels:** En esta casilla indicamos el número de divisiones en altura que queremos del componente en 3D. En este caso se ha elegido un número de 5 niveles. Las razones para esta decisión son variadas, por un lado, a mayor número de divisiones el cálculo en cada zona será más exacto, pero llevará más tiempo de computación, por otro lado, elegir un número pequeño genera problemas en el cálculo ya que éste está pensado para el estudio de regímenes bifásicos y en este caso tenemos inicialmente una gran zona de gas y una zona menor de líquido pero lejos de estar en saturación. Más adelante se explicará el valor de altura de cada uno de estos volúmenes de control.
- **Numbers of Radial Rings:** Aquí se define el número de secciones radiales que queremos considerar. Para esta simulación se toma el número de dos, para delimitar una sección circular interna, donde estaría situada la vasija del reactor, y una corona circular externa, en la que se sitúa en nuestra piscina de supresión.
- **Number of Azimuthal Sectors:** Número de secciones angulares. Como se ha comentado tomaremos el mismo número que válvulas SRV, 16.
- **Include Downcomer:** Esta opción es para cuando se utiliza este componente para simular la vasija del reactor. Se desactiva.
- **Include Core:** El mismo caso que el anterior. Se desactiva.

Con esto ya tenemos definido de forma básica la geometría de nuestro componente 3D, no obstante, el programa realiza las divisiones de forma que la distancia entre ellas sea idéntica,

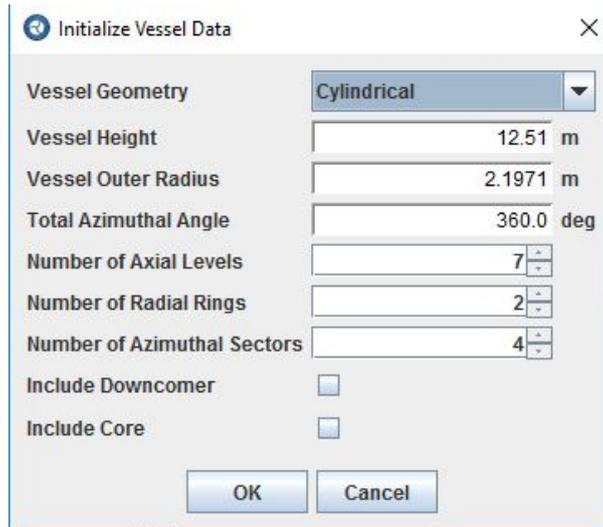


Figura 4.6: Ventana de datos básicos.

esto no nos interesa, por lo tanto tendremos que entrar en la pestaña de geometría y realizar los últimos ajustes.

En esta pestaña como vemos en la Figura 4.7 podemos introducir la distancia entre divisiones de forma relativa o de forma absoluta activando la opción "Display Actual Positions". Las alturas de los niveles de altura en medidas relativas son 2,6 m, 2,6 m, 5,85 m, 23,71 m, 23,71 m para los niveles 1, 2, 3, 4 y 5 respectivamente y en orden ascendente.

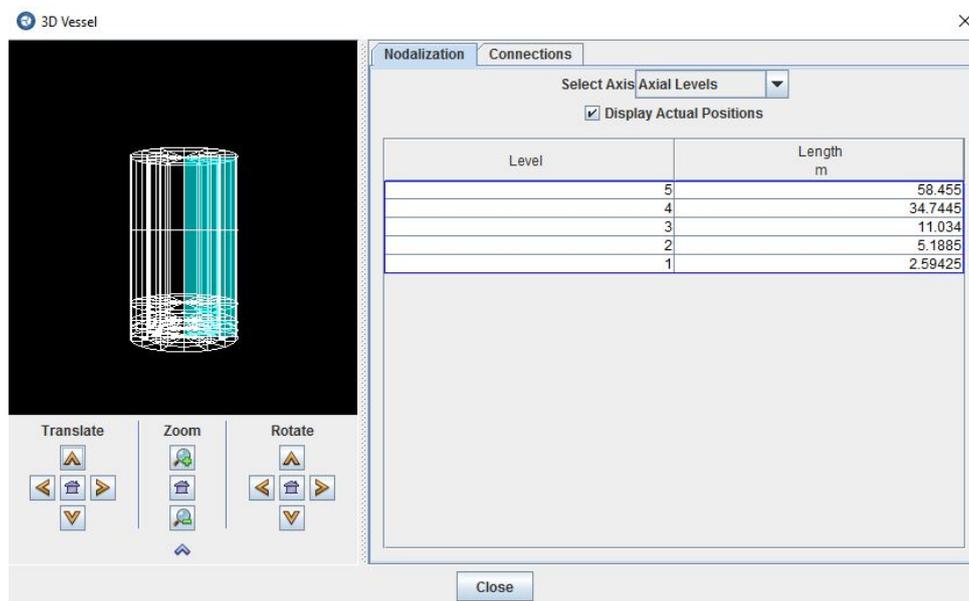


Figura 4.7: Ventana de entrada de datos geométricos.

Cambiando en la lista de "Select Axis" podemos definir el resto de divisiones. En las secciones anulares tenemos una división a los 5,35 m, lo que nos dejará una sección circular central y otra corona exterior de 12 metros de radio mínimo y 17,35 metros de radio máximo.

La división de los sectores angulares será de $22,5^\circ$, tal y como ya se ha configurado, por lo que no tocamos nada más.

Con esto ya tendremos definida completamente la geometría de nuestro componente 3D, a continuación pasamos a definir internamente nuestro componente. Para ello entramos en la opción "Volumetric and Edge Data" y la pestaña "Cells" y vamos configurando los siguientes puntos:

- **Volume & Area Frac:** Sirve para permitir indicar si el volumen/área disponible para el fluido es la calculada con los datos geométricos o es diferente. No lo usaremos.
- **Volume:** En esta opción podemos introducir el volumen real de cada una de las celdas. Para todas las celdas de la circunferencia interior fijaremos el valor en 0 puesto que esta zona es la ocupada por el pedestal de la vasija y no es parte de la piscina. El resto de celdas las dejaremos con el volumen calculado por el programa.
- **Void Fraction:** La fracción de huecos de cada una de las celdas. Para el anillo 1 nos es indiferente dado que no posee volumen pero en cualquier caso se ha fijado con un valor de 1. Para el anillo 2 depende de la altura a la que nos encontremos. Para los niveles 1 y 2 el valor es de 0, para el nivel 3 se ha calculado un valor de 0,89 y para los niveles 4 y 5 toma un valor de 1 puesto que todas las celdas están ocupadas por aire.
- **Initial Vapor Temperature:** La temperatura inicial del vapor la fijamos en 310,93 K.
- **Initial Liquid Temperature:** De nuevo se fija en 310,93 K en todas las celdas.
- **Pressure:** La presión en toda la contención se fija en 101.325 Pa.
- **Noncond. Partial Pressure:** En esta opción se fija la presión de los gases no condensables (aire), se fijará para las celdas de los niveles 4 y 5 el mismo valor que la presión total, con esto le estaremos indicando al programa que ese volumen está ocupado por aire completamente. Para el nivel 3 el valor es de 91.332 Pa.

El resto de opciones que se pueden ver en la Figura 4.8 no son de nuestro interés por estar orientados al componente VESSEL como vasija del reactor.

Pasamos por tanto a la segunda pestaña, la de caras "edges". En esta pestaña habrá que configurar cada una de las opciones para cada una de las caras de la celda, esto es, las secciones entre celdas. Las opciones a configurar son las siguientes:

- **Flow Area:** Define el área de flujo para cada una de las caras de la celda. Para las celdas de la región anular 1, fijamos el volumen en 0. Para el resto dejamos el valor calculado por el propio programa.
- **Flow Area Fraction:** Nos permite aplicar un coeficiente de reducción al área de flujo en cada una de las caras. Para la zona anular 1 fijamos el valor nuevamente en 0. Para el resto de celdas y caras el valor será 1.

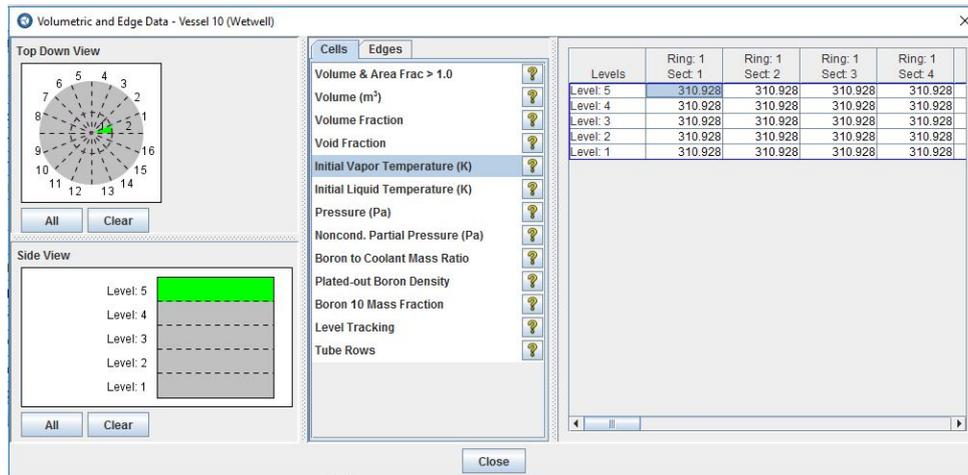


Figura 4.8: Ventana de datos de celdas.

- **Hydro Diameter:** El diámetro hidráulico de cada uno de las caras se ha calculado mediante la siguiente expresión: $D_h = \frac{4A}{P}$ obteniéndose un valor para las caras axiales y angulares de 5,55m. Para las caras radiales el diámetro será 0 puesto que no hay flujo por ellas.
- **F Vapor K-factor:** Nos permite fijar un coeficiente de pérdidas para el vapor a través de las caras. Inicialmente lo dejaremos en 0.
- **F Liquid K-factor:** Igual que el anterior pero par el líquido.
- **Initial Vapor Velocity:** La velocidad inicial del vapor. Será 0 puesto que se encuentra en reposo.
- **Initial Liquid Velocity:** Igual al caso anterior pero para el líquido.
- **Liquid Wall Fric Mult:** Permite aumentar la fricción con las paredes para la fase líquida. Inicialmente lo fijaremos en 0.
- **Vapor Wall Fric Mult:** Igual que el caso anterior pero para la fase vapor.

El resto de opciones no van a ser empleadas en esta simulación.

Finalmente nos queda configurar los últimos parámetros del modelo vessel:

- **Wall Roughness:** Permite fijar la rugosidad de las paredes. Inicialmente la dejaremos en 0.
- **Vessel Type:** Nos permite definir un tipo de VESSEL. El programa emplea un modelo de condensación en la pared diferente para cada uno de los tipos disponibles. Nuestro tipo será RPV.

El resto de opciones no son de interés en esta simulación. No obstante, la opción de introducir válvulas de venteo podría servirnos, pero se ha optado por simular la inyección de vapor con un componente FILL.

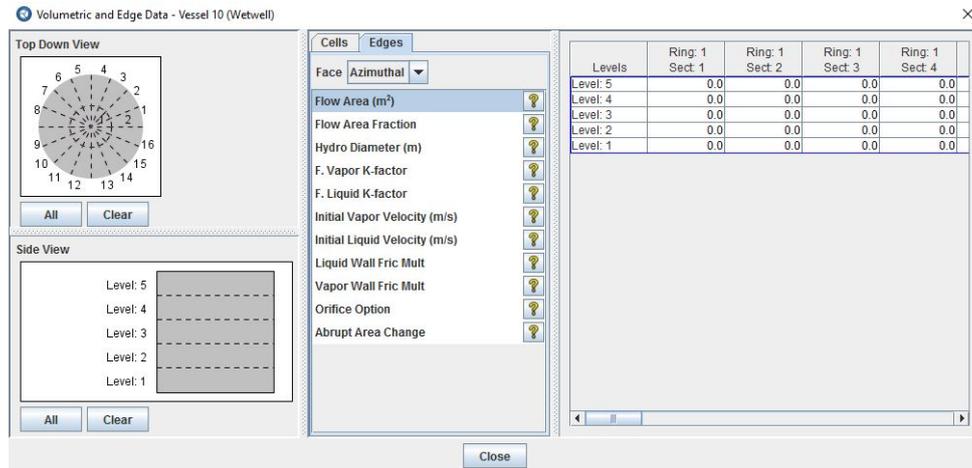


Figura 4.9: Ventana de datos de caras.

En el caso del componente VESSEL, definido en tres dimensiones, tenemos la opción de elegir exactamente donde queremos que se inyecte el vapor. Se ha elegido conectar el FILL a la parte inferior del segundo nivel, simulando el lugar donde se encontraría la válvula SRV. Sin embargo, al igual que nos ocurría con el COMPARTMENT, el programa no permite la conexión directa del FILL con la el componente VESSEL, por lo que se hace circular el caudal por un celda infinitesimal de tubería antes de introducirlo en la piscina.

De esta forma quedaría definido el modelo Vessel.

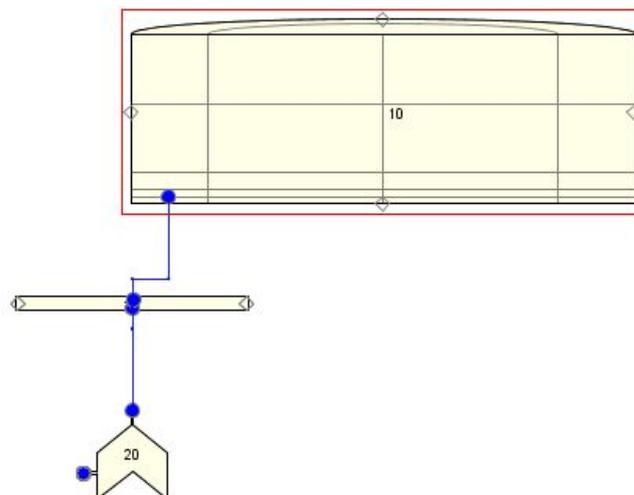


Figura 4.10: Esquema de modelo Vessel definido.

4.2. Metodología de cálculo

Una vez se tienen definidos los modelos que se van a emplear para la simulación de la inyección de vapor en la piscina, se debe simular su funcionamiento tanto en estado estacionario como en fase transitoria. Es decir, se debe simular la piscina sin sufrir ningún tipo de inyección por parte de las válvulas SRV y comprobar su correcto comportamiento durante esta situación. La parte transitoria en cambio consistirá en simular el accidente y ver como reacciona la piscina ante esto.

El modelo estacionario nos sirve principalmente para comprobar que el modelo funciona de forma correcta, pues en la fase transitoria resulta altamente complejo asegurar su correcto funcionamiento debido a que el accidente altera todas las variables del sistema. En esta simulación se ejecutará el modelo sin aporte de vapor al sistema y se hará un seguimiento de las principales variables a seguir en el proceso. En el caso de la piscina se prestará especial importancia a que los fenómenos de condensación y evaporación se encuentren estabilizados, es decir, haremos especial seguimiento de la fracción de huecos, la temperatura de ésta y la presión.

Además, para asegurarnos de que nuestro sistema ha llegado a un estado estacionario real, antes de iniciar el transitorio, se pondrá en marcha un transitorio nulo, que terminará de estabilizar las distintas variables del sistema. Esto se hace para evitar que una variación muy leve, aunque constante, pueda pasar desapercibida por el algoritmo de TRACE.

La ejecución de un estacionario o un transitorio en el programa SNAP se realiza mediante la opción "Model Options" disponible en el menú contextual situado a la izquierda en la interfaz del programa. Una vez dentro de ese menú vamos a la opción Transient Calculation y seleccionamos entre Steady State o Transient. Seleccionando Steady State quedará definido que lo que queremos hacer es calcular un estado estacionario. Para el caso del estacionario deberemos fijar el "grado" de estacionariedad que queremos alcanzar con las opciones Steady-State Iterations y Steady-State Convergence, las cuales fijaremos en 10 y 1E-4 respectivamente como valores por defecto del programa. Para el caso del transitorio simplemente deberemos fijar el tiempo de proceso a simular en la opción Timestep Data. En la Figura 4.11 se pueden observar estos menús.

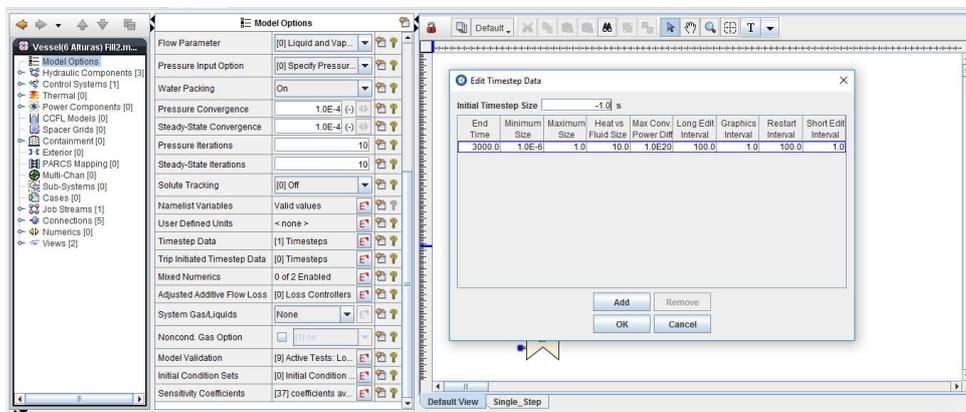


Figura 4.11: Interfaz de definición de las opciones de simulación.

5 — ANÁLISIS Y RESULTADOS

En este apartado se expondrán los resultados obtenidos en cada uno de los modelos y se comentarán las diferencias, tanto en los resultados de estratificación como de información proporcionada por cada uno de los sistemas. Para cada uno de los modelos se determinarán mediante la simulación del estacionario y de un transitorio nulo, si fuera necesario, los datos de partida para el transitorio en el que se simulará la inyección de vapor a alta temperatura. Se recuerda que en la Figura 4.1 se muestran los datos de caudal másico inyectado al sistema.

5.1. Modelo Utilizando el Módulo CONTAN

Como ya se ha comentado, este modelo es el más sencillo, por lo tanto el estacionario en este modelo sería perfectamente prescindible. Como corroboración de esto, al realizar el cálculo del estacionario comprobamos que este se alcanza en el segundo 1, es decir, los valores son idénticos a los de referencia. Por lo tanto pasaremos directamente a analizar el transitorio.

Para el transitorio se ha fijado un valor arbitrario de 3000 segundos, siempre superior al valor de segundos de la función de inyección de vapor anteriormente indicada.

El tiempo de CPU utilizado por el ordenador es de 8 segundos, es decir, el cálculo es prácticamente instantáneo. Sin embargo, al comprobar los resultados del modelo vemos que solo tenemos información de la temperatura global del líquido de la piscina (Figura 5.1), sin poder diferenciar entre distintas zonas de ella. Es decir, este modelo solo calcula el promedio global de las condiciones de la piscina, pero no nos permite analizar que ocurre en cada lugar ni tiene en cuenta los diferentes fenómenos termohidráulicos que se dan en ella.

Por lo tanto, aunque este modelo nos proporciona información rápida y global de lo que ocurre en la contención de un reactor, su nivel de detalle es mínimo, y en ningún caso seremos capaces de saber o prever la estratificación en la piscina de supresión del reactor. Es por esto que el uso de otro tipo de modelos es obligatorio. No obstante, este modelo nos puede servir para conocer los valores a los que debe llegar la piscina de supresión cuando todas las variables se estabilicen tras la inyección de vapor de la válvula SRV.

Para este fin analizamos los datos obtenidos en las Figuras 5.1 y 5.2 donde vemos la temperatura final que alcanzaría el agua de la piscina con cada periodo de inyección de vapor. Vemos que la temperatura final debería estar entorno a los 322,57 K y la presión final de la contención entorno a 101.915 Pa.

Otros de los valores que podemos comprobar con este modelo es la cantidad de agua en forma de líquido que tendrá finalmente la piscina de supresión. Con la variable rml (Masa de líquido) obtenemos la Figura 5.3, vemos que el valor final es de 2.869.260 kg de agua partiendo

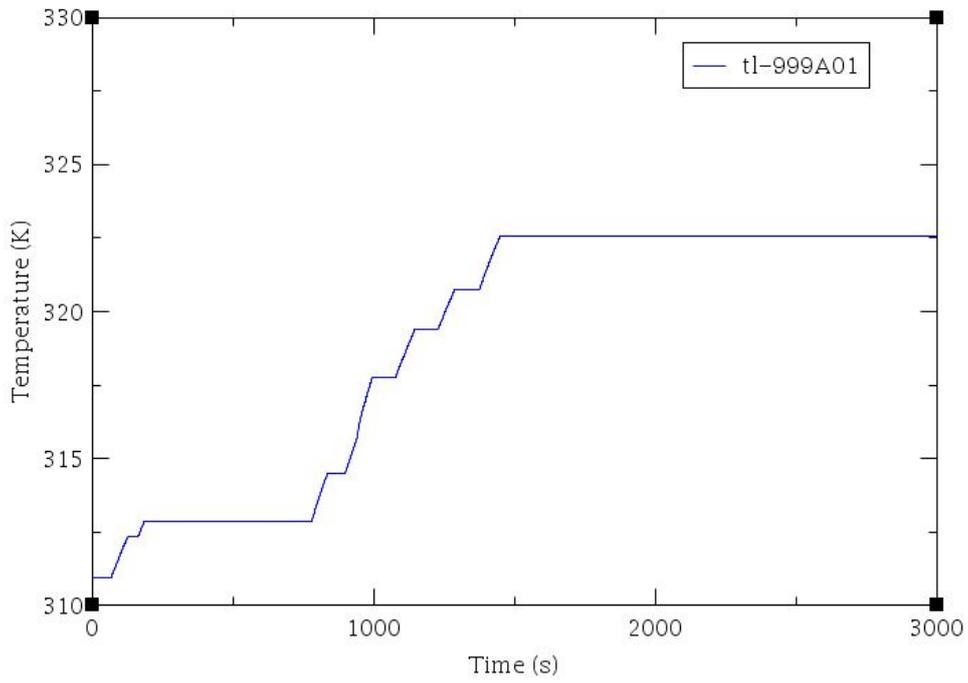


Figura 5.1: Modelo CONTAN. Temperatura en el transitorio.

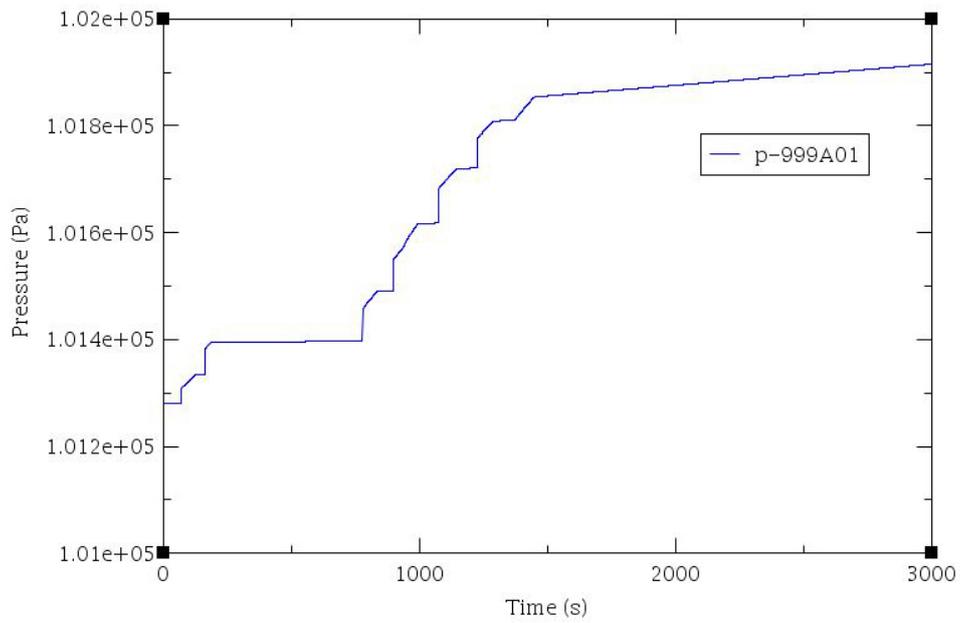


Figura 5.2: Modelo CONTAN. Presión en el transitorio.

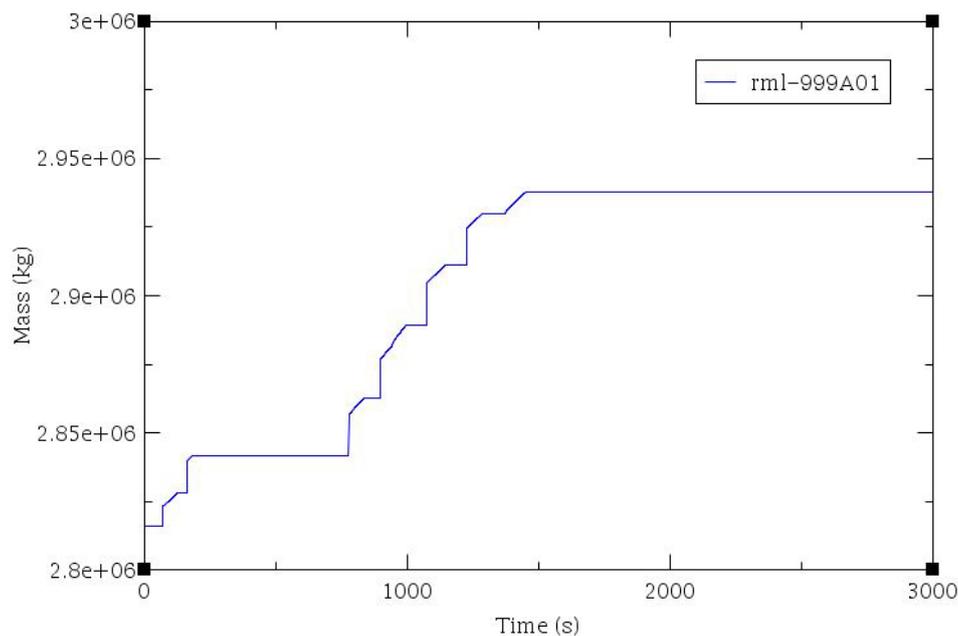


Figura 5.3: Modelo CONTAN. Evolución de la masa de líquido.

de un valor de 2.826.000 kg. Es decir, se han ganado 43.260 kg de agua. En esta gráfica se puede apreciar como el modelo de CONTAN no es demasiado elaborado, pues la condensación se produce de forma casi instantánea tras las descarga de la válvula.

5.2. Modelo Utilizando el Componente Pipe

Introduciendo el modelo Pipe de la forma descrita en el apartado de "Metodología", ejecutamos inicialmente el modelo para el cálculo del estacionario, de forma que obtenemos las siguientes gráficas en las que vemos como se ajustan ciertos valores iniciales en apenas 3 segundos, es decir, el tiempo de CPU para el cálculo es prácticamente nulo y se alcanzan las condiciones determinadas como estacionario.

Como vemos en las Figuras 5.4 y 5.5 la presión aumenta en unos 6000 Pa, mientras que la temperatura no sufre apenas variación, teniendo que irnos hasta las centésimas para valorarla.

El error entre la presión del estacionario y la presión de referencia puede deberse a que el modelo analiza cada una de las celdas, en las cuales tenemos una parte con agua, la que pertenece a la PSP y una parte con aire, perteneciente al pozo seco. La presión en el pozo seco es la que nosotros consideramos como presión de referencia, pero la presión en la parte "inundada" varía en función de la columna de agua. Es por esto que la presión en la celda se desvía respecto al valor de referencia, pues el programa hace un compendio de las presiones que hay en esa celda. En cualquier caso, el error calculado se considera dentro de los límites aceptables para nuestro propósito en este trabajo. Con los datos recogidos en la Tabla 5.1 pasamos a introducirlos en el modelo para ejecutar el transitorio.

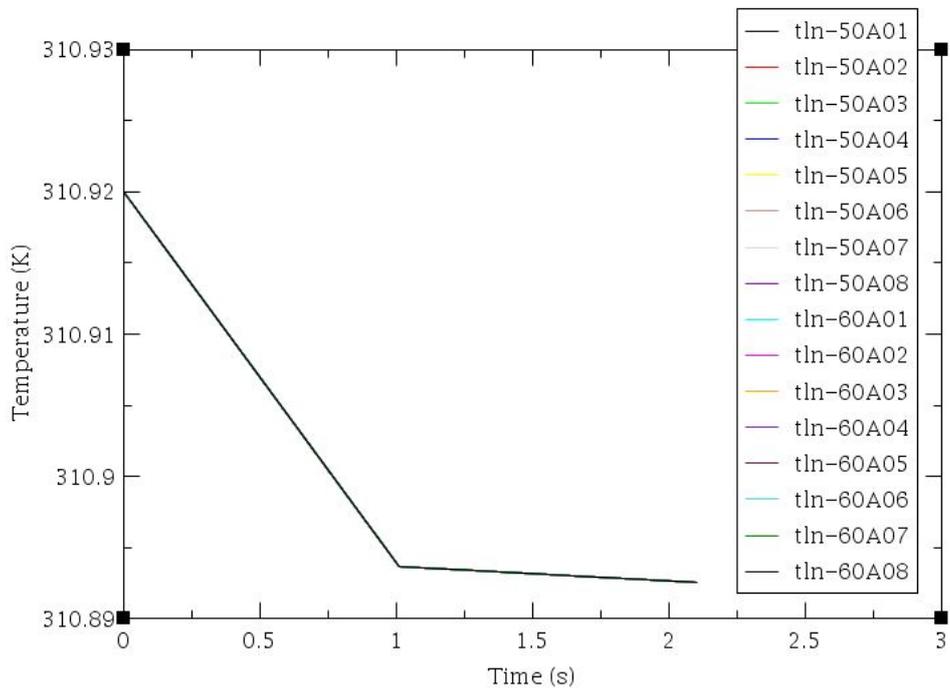


Figura 5.4: Modelo Pipe. Temperaturas en el estacionario.

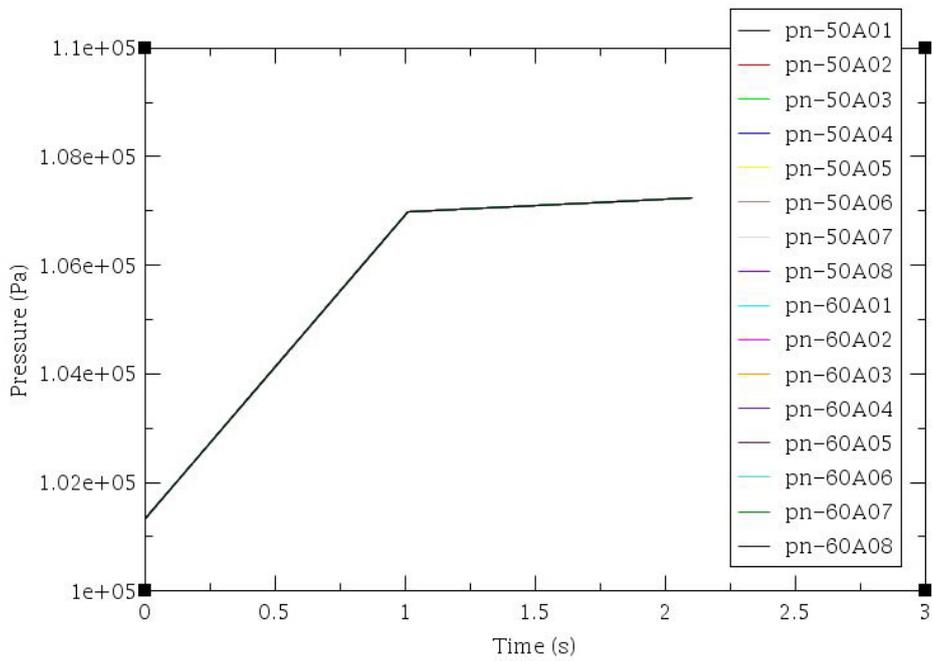


Figura 5.5: Modelo Pipe. Presiones en el estacionario.

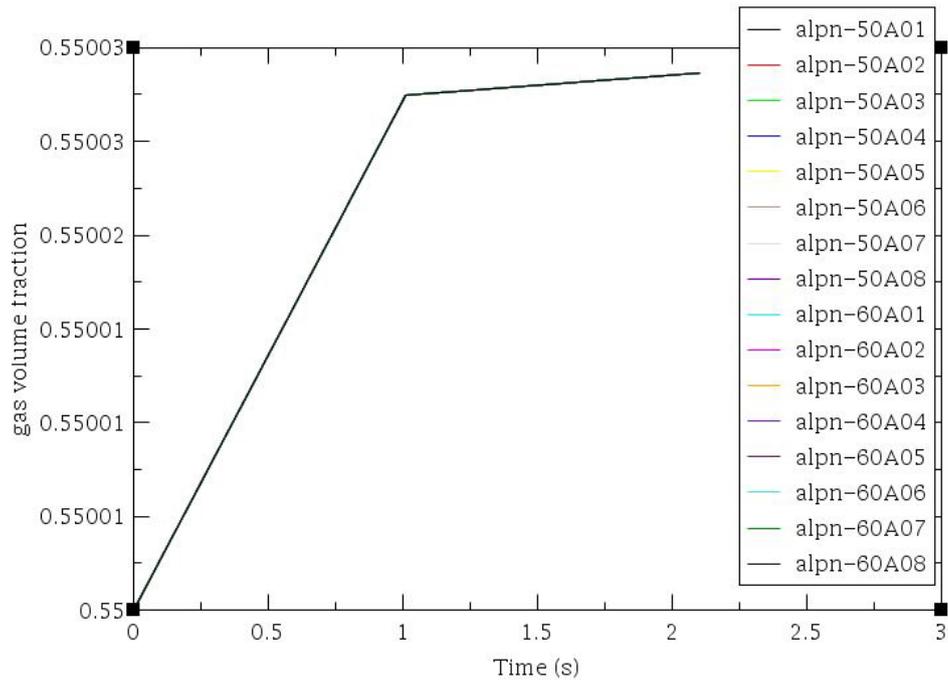


Figura 5.6: Modelo Pipe. Fracción de huecos en el estacionario.

Tabla 5.1: Valores iniciales obtenidos del estacionario.

Variable	Valor de referencia	Valor estacionado	Error _{rel}
Presión	101.325	107.236	5,83 %
Temperatura	310,92	310,89	0,01 %
Fracción de huecos	0,55	0,55	0,00 %

En este modelo apreciamos un comportamiento extraño. En función del ángulo en el que se disponga la unión entre el componente FILL y el componente PIPE, la estratificación en la PSP es diferente. El primer caso que analizaremos será el de las Figuras 5.7, 5.8 y 5.9 en las que se le ha dado a la conexión entre FILL y Pipe un ángulo de 90°.

Para este modelo, el cual llamaremos modelo 1, se ha decidido simular un tiempo de 20000 segundos, por las razones que se comentarán más adelante. Esta simulación ha requerido de un tiempo de CPU de 43 segundos. Posteriormente haremos una prueba aumentando el número de celdas a calcular.

Lo primero que llama la atención de estas gráficas es que el tiempo de convergencia de las temperaturas es muy elevado, pues aun en la simulación de 20000 segundos nos encontramos lejos de llegar a esta situación. Por otro lado vemos que la fracción de huecos responde a lo que sería esperable, un ligero aumento con la inyección de vapor en la piscina y un descenso importante conforme este va condensando gracias a la PSP. De la presión simplemente comentar que hay un aumento tras la inyección que conforme condensa el vapor se va reduciendo.

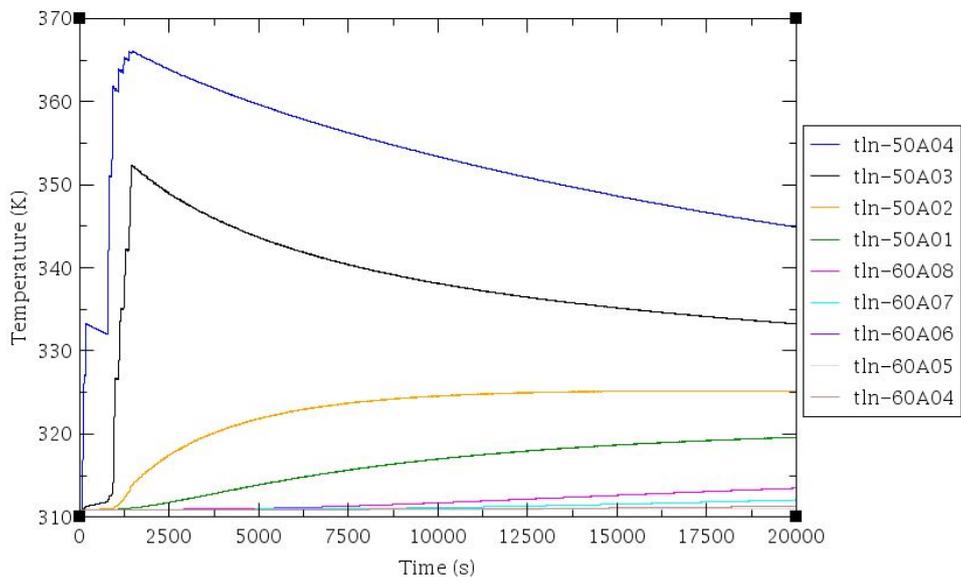


Figura 5.7: Modelo Pipe. Temperatura en el tipo 1 de transitorio.

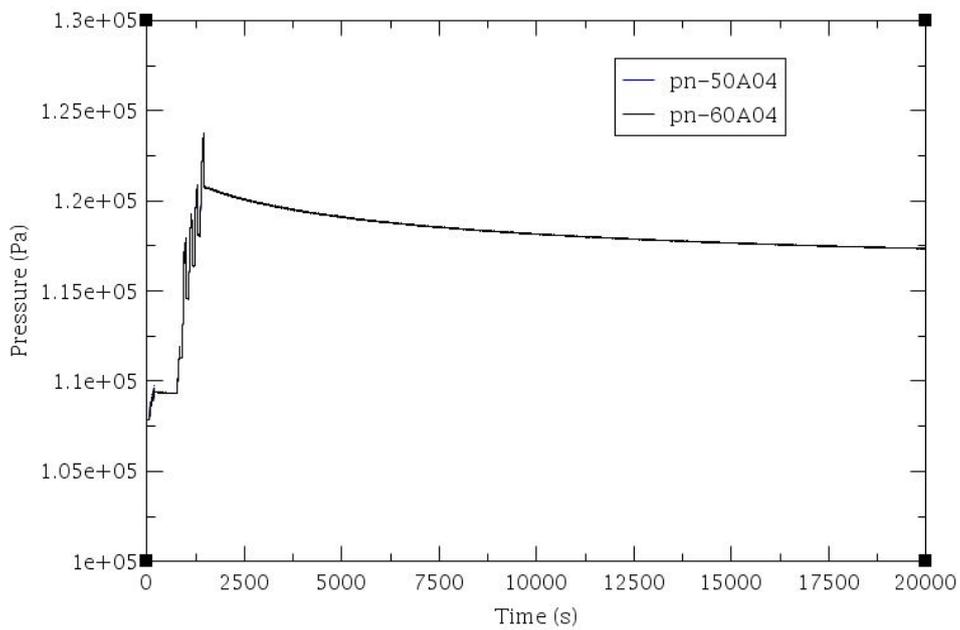


Figura 5.8: Modelo Pipe. Presión en el tipo 1 de transitorio.

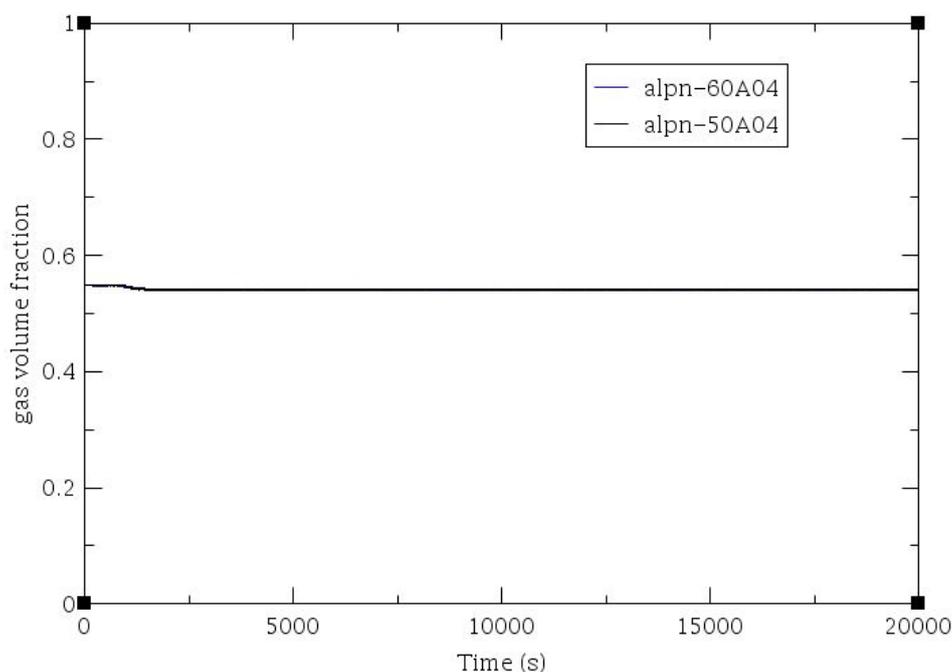


Figura 5.9: Modelo Pipe. Fracción de huecos en el tipo 1 de transitorio.

A continuación, pasamos a analizar los resultados en el caso de realizar la descarga con un ángulo de 0° , con lo que tras una simulación de 26 segundos para simular 10000 segundos de proceso obtenemos las Figuras 5.10, 5.11 y 5.12

Comprobamos como en la temperatura el comportamiento pasa a ser similar a una onda amortiguada. Es de suponer que lo que el modelo nos muestra es que el agua caliente sale impulsada de la válvula a una gran velocidad y que empieza a recorrer las tuberías, de forma que la mezcla se realiza de una forma bastante rápida y con una serie de ondulaciones, que nos marca en cada momento donde se encuentra la onda de descarga. Así pues vemos como se inyecta en la celda 4 de la Pipe50 y pasa a la celda 5, manteniendo algo de la forma de la función de la temperatura de la celda anterior pero con un pico inferior, a su vez en la celda 6 se reduce aun más el pico y la forma se va asemejando a una onda senoidal. Finalmente vemos como la onda va pasando en orden creciente por la Pipe50 y en orden decreciente por la Pipe60 hasta que vuelve a pasar de nuevo por la Pipe50 pero con un máximo cada vez más bajo, hasta que finalmente se estabiliza la temperatura en unos 319 K.

En cuanto a la presión vemos que se comporta de forma muy similar al caso anterior, con la diferencia de que se llega a alcanzar un pico algo mayor al principio.

Para la fracción de huecos vemos que se repite el comportamiento que observábamos en la temperatura, con un movimiento oscilatorio hasta que llega a estabilizarse en un valor de 0,541. Esto nos hace pensar de nuevo en la idea de una corriente de vapor que va circulando por la piscina.

En las variables de salida de este modelo no tenemos ninguna opción que nos permita saber

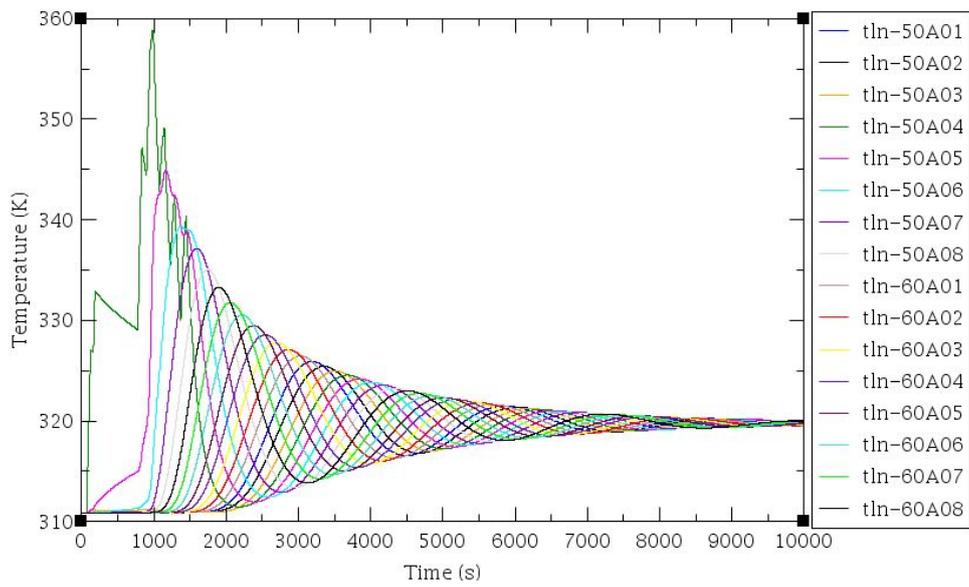


Figura 5.10: Modelo Pipe. Temperatura en el tipo 2 de transitorio.

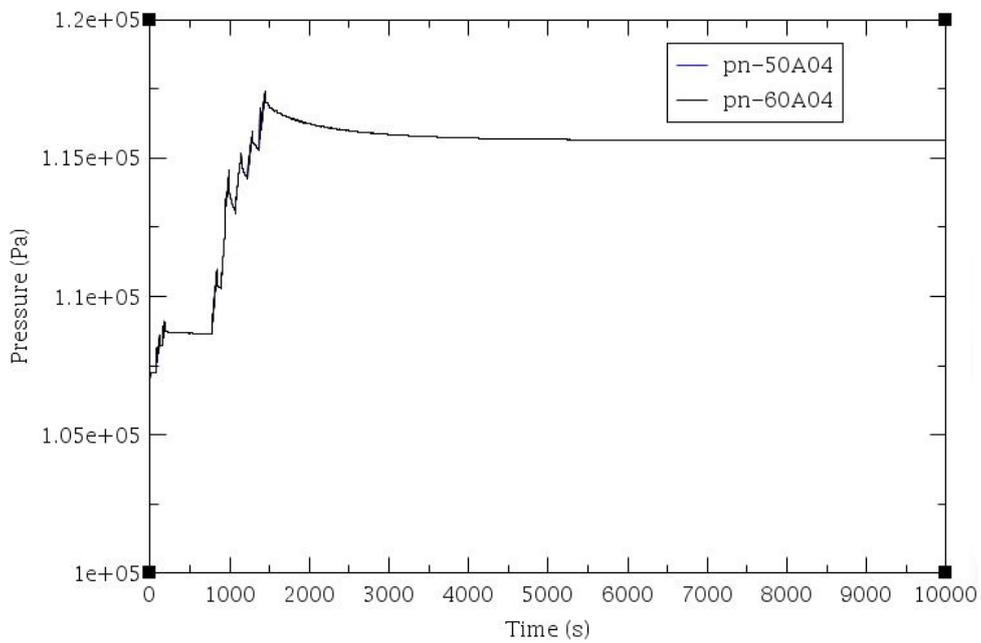


Figura 5.11: Presión en el tipo 2 de transitorio.

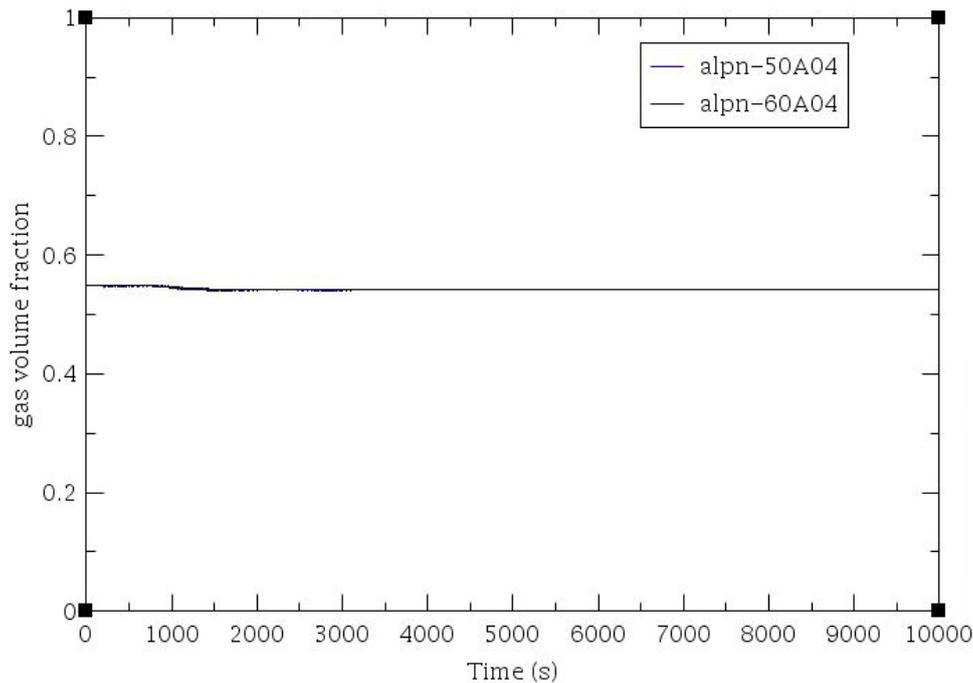


Figura 5.12: Modelo Pipe. Fracción de huecos en el tipo 2 de transitorio.

la cantidad total de masa de agua que se dispone en fase líquida o en fase vapor, por lo que no podemos hacer un balance de la cantidad de vapor condensado tras la descarga.

Finalmente dividiendo el modelo en el doble de celdas, lo cual nos deja con un total de 32 celdas y ejecutando de nuevo la simulación, el tiempo de CPU ha sido de unos 30 segundos para simular 10.000 segundos de proceso. Vemos que el tiempo de CPU sigue siendo muy bajo, por lo que se podría aumentar la cantidad de celdas. No obstante, los resultados obtenidos no proporcionan ninguna ventajas con los ya mostrados anteriormente.

5.3. Modelo Utilizando el Componente Vessel

Con el modelo de Vessel fijado tal y como se ha indicado en el apartado de "Metodología" y con el modo de cálculo estacionario activado pasamos a su ejecución obteniendo los resultados de las Figuras 5.13 y 5.14 en un tiempo de 51 segundos. Como vemos, el programa considera que no se ha llegado al estado estacionario.

Antes de empezar con el análisis se recuerda que como se vio en el apartado Aptplot, la nomenclatura para las variables del componente VESSEL en las gráficas el programa sigue una nomenclatura particular.

Una vez aclarado esto podemos apreciar en las gráficas como la temperatura del líquido inicial se corrige ligeramente, de mayor temperatura a menor en los niveles inferiores y con un aumento de la temperatura en los niveles superiores. Por otro lado, en las gráficas de presión vemos que inicialmente se corrige aumentando un poco la presión en los niveles inferiores

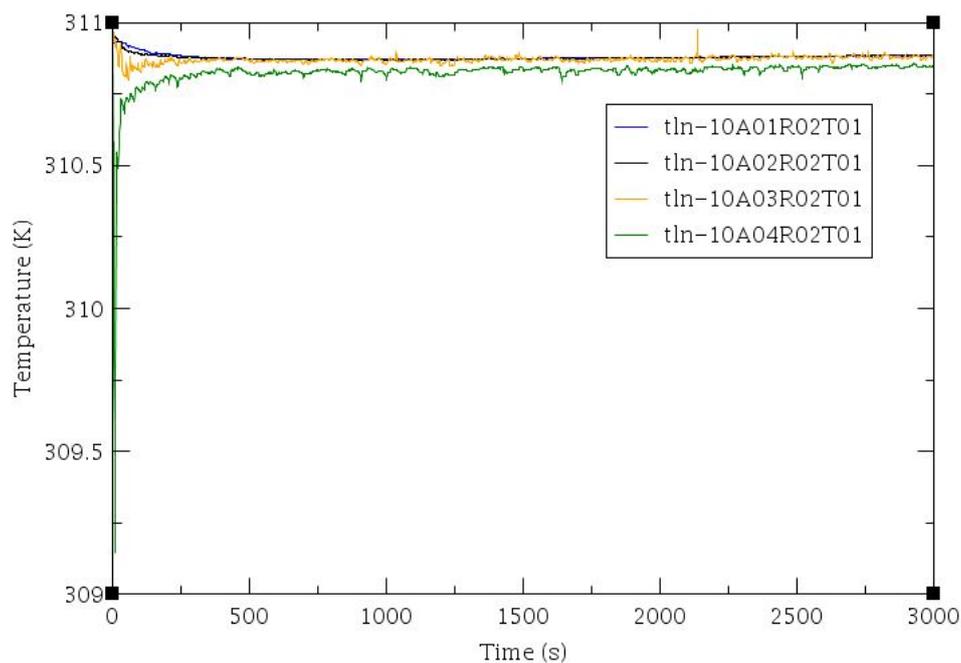


Figura 5.13: Modelo Vessel. Temperaturas verticales en el estacionario del modelo Vessel.

(correspondiente a los metros columna de agua de cada nivel). También se aprecia que a mayor profundidad los valores fluctúan más, pero siempre alrededor de un mismo valor.

Para el caso del volumen de huecos (Figura 5.15) en cambio vemos que para los niveles tanto inferiores como superiores se obtiene un valor más o menos cercano al valor deseado (0 dentro de la piscina y 1 fuera) a diferencia de los niveles centrales, siendo el valor especialmente inestable en el nivel 2 y 3 situados el primero cerca de la interfase y el segundo entre las dos fases. Esta es la razón principal por la que es importante situar un nivel de interfase que de cierta estabilidad al resto de niveles, absorbiendo él la mayor parte de los procesos de condensación y evaporación que el código TRACE considere. Para una mayor zona de estabilidad de esta variable deberíamos dividir el modelo en más niveles axiales, no obstante, esto nos llevaría a un tiempo de cálculo mayor que si bien para el análisis estacionario no tiene un gran impacto, veremos que para el transitorio sí.

De esta forma se recogen en la Tabla 5.2 los valores de referencia y los valores obtenidos tras el estacionario en la zona de la superficie de la piscina. Así pues, tomando como datos de partida los recogidos en la tabla ejecutamos el transitorio.

Tabla 5.2: Modelo Vessel. Valores iniciales obtenido del estacionario

Variable	Valor de Referencia	Valor Estacionado	Error _{rel}
Presión (Pa)	101.325	102.823	1,48 %
Temperatura (K)	310,92	310,89	0,01 %

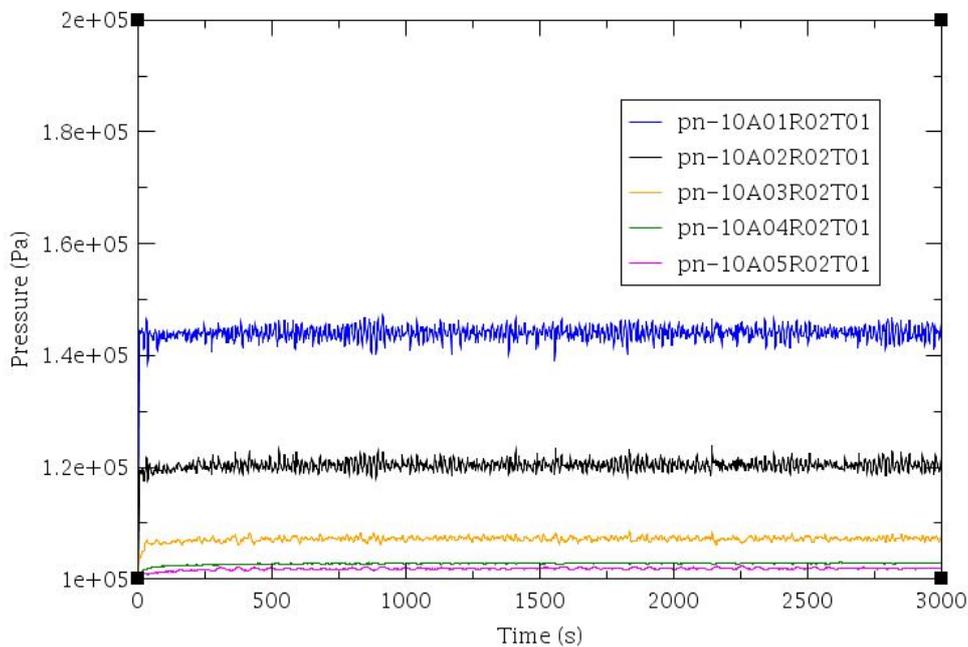


Figura 5.14: Modelo Vessel. Presiones verticales en el estacionario del modelo Vessel.

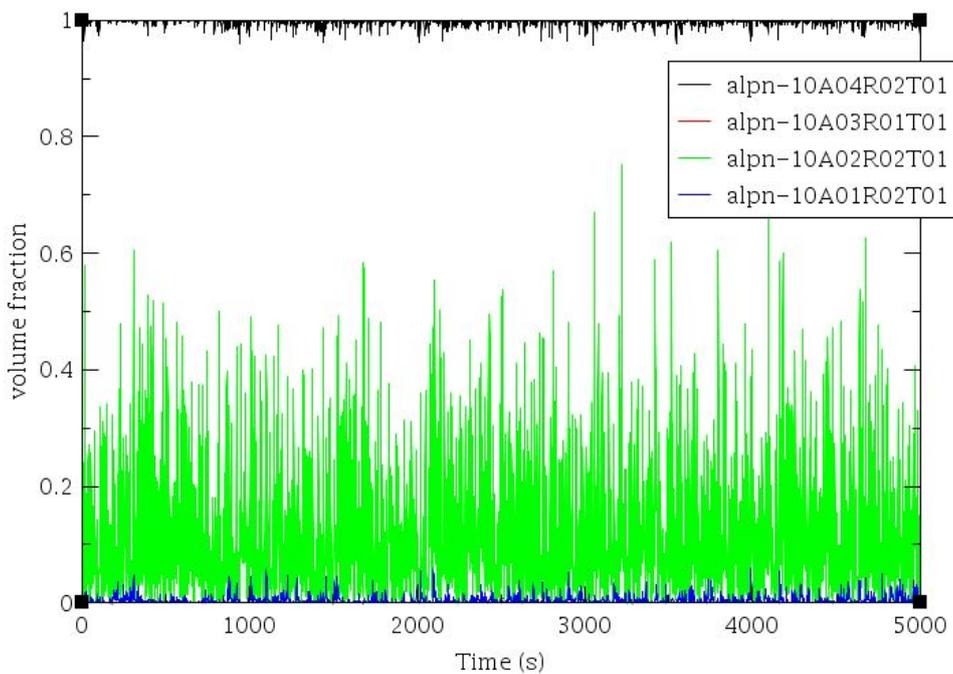


Figura 5.15: Modelo Vessel. Fracción de huecos en el estacionario del modelo Vessel.

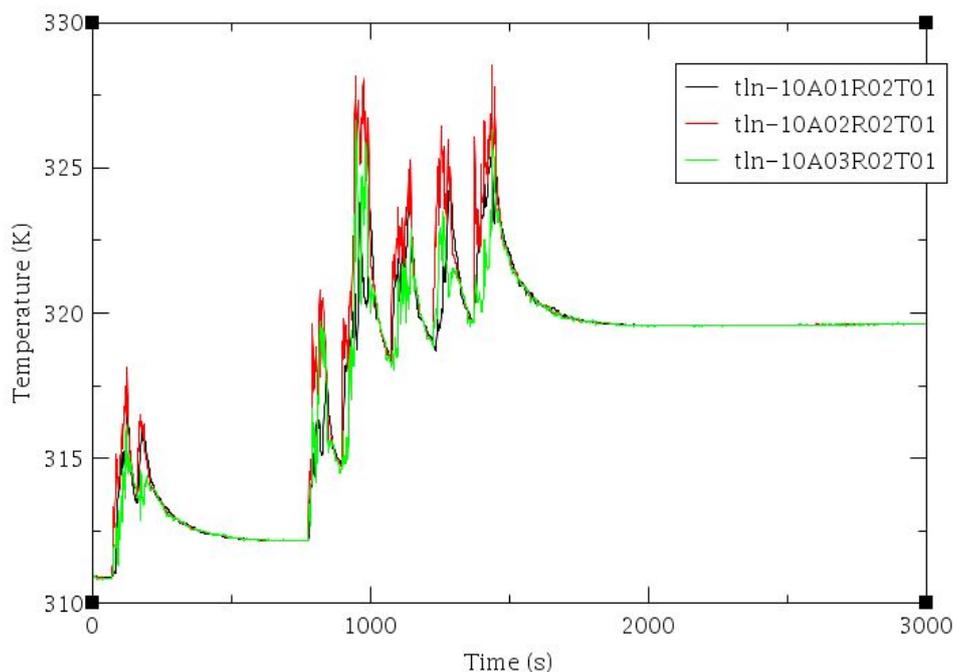


Figura 5.16: Modelo Vessel. Temperaturas verticales en la sección de descarga.

Ejecutamos el transitorio y el primer dato a remarcar es que el tiempo de resolución para un simulación de 5.000 segundos ha sido de 391 segundos (6 minutos y medio), no es una duración muy elevada, pero recordemos que la vasija está dividida en no muchas celdas o volúmenes de control. Más adelante estudiaremos el efecto de estas sobre el tiempo de simulación.

Centrándonos en los resultados obtenidos la primera gráfica a comentar es la Figura 5.16 en la que comprobamos la estratificación en alturas en el punto de inyección. Es importante recordar que la inyección se realizaba en la cara inferior de la segunda altura. Vemos como la temperatura en la segunda y tercera altura tienen gráficas prácticamente idénticas, a diferencia de la primera altura, que como es de esperar reproduce la alteración en la temperatura con un poco de retraso, ya que, a diferencia de las capas superiores, el intercambio de calor no se ve favorecido por las corrientes derivadas de la diferencia de densidad entre el agua caliente y el agua fría (el agua caliente subirá hacia arriba al ser menos densa). No obstante, si observamos la Figura 5.17, realizada con las temperaturas de la sección más alejada a la inyección (sección 8) comprobamos que este efecto se diluye con la distancia.

A continuación, pasamos a comprobar la estratificación en cuanto a la distancia con la zona de inyección, motivo principal de esta simulación. En la Figura 5.18 podemos ver el tiempo que tarda en reaccionar la zona más opuesta de la piscina a la inyección de vapor a alta temperatura. Consultando los datos tenemos que para el segundo 944.43 la temperatura en la sección más alejada es de 312 K, partiendo del valor indicado anteriormente. Mientras tanto, en la zona de inyección se tiene una temperatura de 324.54 K, temperatura alcanzada tras la primera inyección. Es decir, tras una serie de descargas de la válvula SRV, producto del aumento de presión por el accidente, en 1000 segundos tenemos una diferencia de 12,5 K entre un extremo de la piscina y otro. Si nos enfocamos en el momento en el que según nuestro ensayo finaliza la

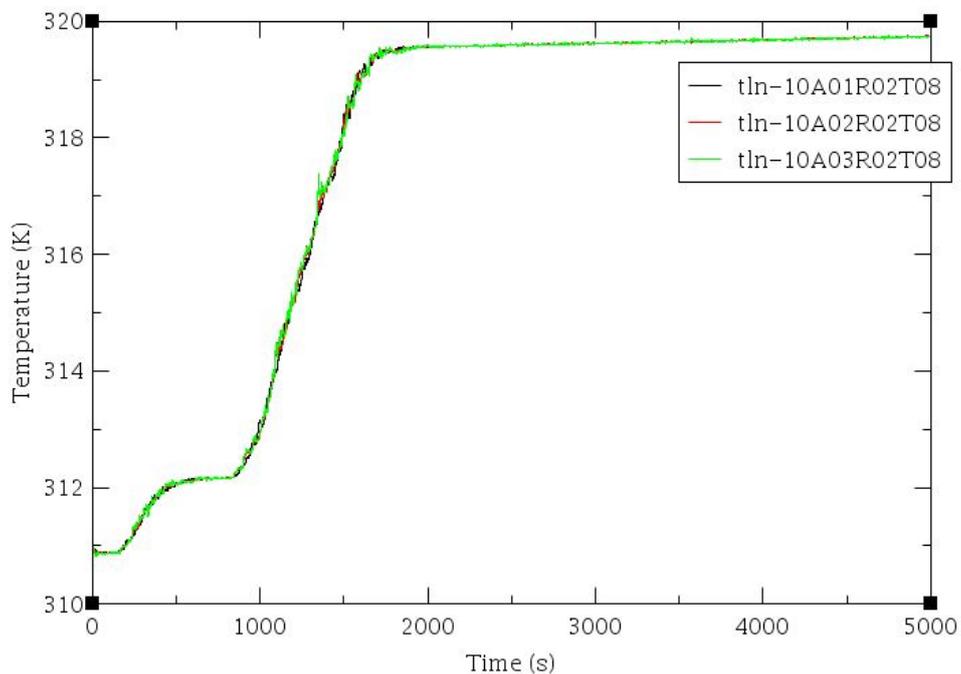


Figura 5.17: Modelo Vessel. Temperatura verticales en la sección más alejada de la descarga.

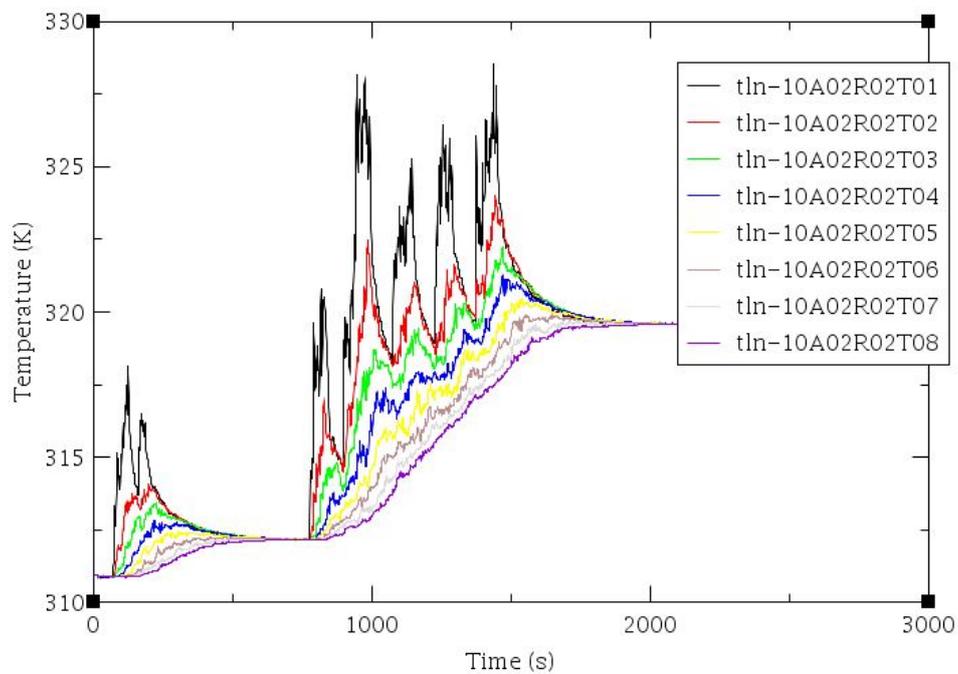


Figura 5.18: Modelo Vessel. Temperaturas horizontales durante el transitorio.

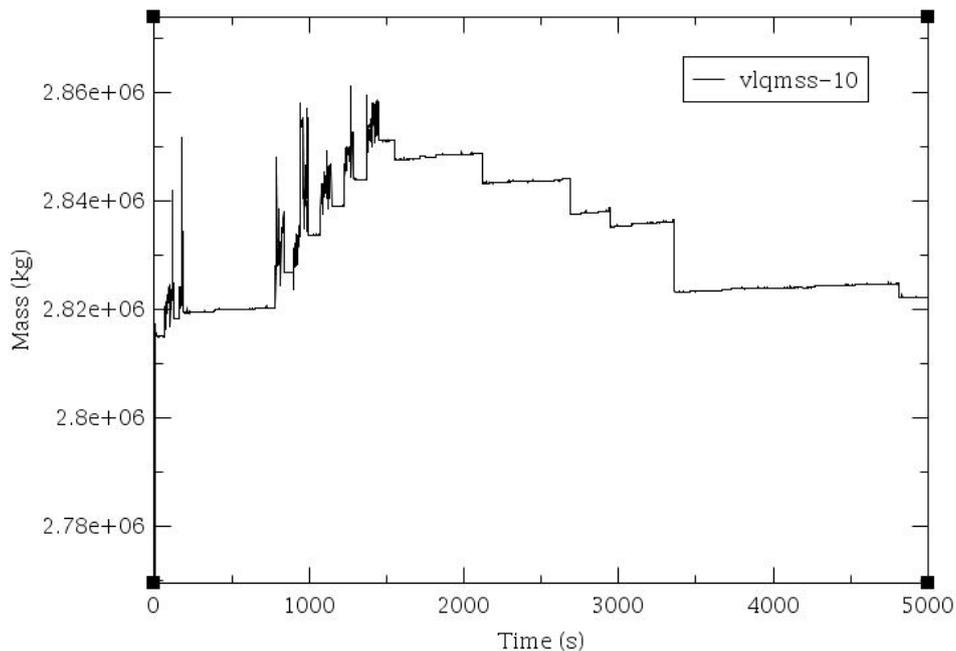


Figura 5.19: Modelo Vessel. Variación de la masa de líquido en la piscina.

inyección de vapor por parte de la válvula SRV (final de nuestro "pequeño accidente") se comprueba que en la zona más alejada de la piscina, para el segundo 1.448 se tiene una temperatura de 314,73 K, mientras que en la zona de inyección la temperatura es de 332,85 K. Por tanto, la diferencia de temperatura, tras una serie de descargas es de 18,12 K, lo cual supone una gran diferencia, teniendo en cuenta que la duración y la magnitud de las descargas durante un fallo real son bastante superiores.

Continuando con el análisis de resultados pasamos a comprobar el aumento en la cantidad de masa de agua líquida de la piscina de supresión. Como puede observarse en la Figura 5.19 partiendo de un valor de 2.817.253 kg se llega a un valor de 2.822.209 kg, es decir, una diferencia de 4.956 kg de agua. Como vemos en la gráfica hay fluctuaciones en cuanto a la cantidad de agua de la piscina, pues parte del vapor que se descarga por la válvula SRV condensa inicialmente pero una parte de él pasa finalmente de nuevo a fase vapor.

La masa total de agua descargada en la piscina obtenida mediante la integración del caudal másico realizada automáticamente por TRACE es de 44202,70 kg de agua. Es decir, según este modelo, la mayor parte del vapor descargado en la piscina no ha condensado en la descarga. En comparación con el modelo de CONTAN tenemos que se ha evaporado mucha más agua, esto puede deberse a que al descargar en fase gas se formen grandes burbujas que atraviesen la piscina rápidamente sin tiempo para condensar y ese vapor se quede en la parte superior de de la cámara de supresión, es decir, el modelo de CONTAN supone que todo el vapor se condensa si la temperatura de la piscina es inferior a la de saturación.

En cuanto a la fracción de huecos vemos un comportamiento parecido al que tenía en el estacionario, es decir, una oscilación bastante grande, si bien podría explicarse en parte por la

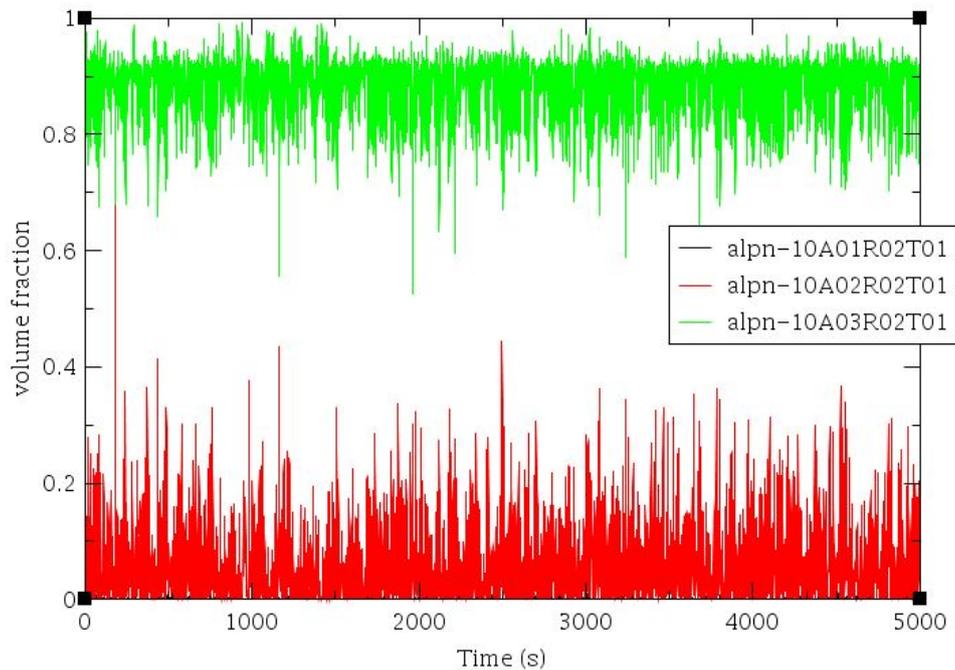


Figura 5.20: Modelo Vessel. Fracción de huecos en el transitorio.

introducción de burbujas de gas por la válvula SRV, esto no explica la oscilación en el estacionario, ni la del nivel inferior. Este es uno de los problemas principales a la hora de simular con este modelo, pues introduce oscilaciones en otras gráficas. No obstante vemos que cuanto más alejada de la zona de interfase más cercano a 0 es la fracción de huecos. Con una mayor cantidad de celdas, como veremos más adelante, el resultado es similar.

A continuación, se ha realizado una simulación duplicando el número de volúmenes de control en todos los ejes, esto es, de 5 alturas pasamos a 10, de 1 solo radio útil pasamos a 2, de 16 secciones angulares pasamos a 32. Con estos cambios el tiempo de ejecución ha sido de 21.462 segundos (5,96 horas) generando además un output de un giga de datos. Esta simulación supone tiempo excesivamente largo para integrarla en el sistema de una central nuclear. Esto nos ejemplifica lo importante de lograr el equilibrio entre un modelo lo suficientemente detallado y un modelo que tenga un tiempo de ejecución aceptable.

Analizando los datos obtenidos en el modelo y comparándolos con los anteriores comprobamos que al reducir el tamaño de los volúmenes de control, la temperatura en la celda donde descarga la válvula SRV y las contiguas, excepto las que se encuentran debajo, pues la transferencia de calor no se ve afectada por las corrientes de densidad (Figura 5.21), tienen un aumento de temperatura mucho mayor que el que se mostraba en la simulación anterior. Esto refuerza la idea de que si realizamos continuamente descargas en el mismo lugar perdemos capacidad de enfriamiento en la piscina.

Además de la estratificación en vertical, se ha aprovechado este modelo para realizar la descarga más cerca de la pared exterior de la piscina, para comprobar el tiempo que tarda en llegar el estímulo al extremo opuesto. Como vemos en la Figura 5.22 el comportamiento es

similar al visto anteriormente, pero el retardo es algo mayor. La temperatura en la sección angular más alejada del punto de descarga (en este caso la 16) tarda en alcanzar la temperatura de 312 K unos 10064 segundos. Para ese mismo instante la temperatura en el punto de descarga es de 326,63 K, habiendo alcanzado picos de más de 350 K.

De la misma forma comprobamos que la fracción de huecos (Figura 5.23), sigue teniendo una alta inestabilidad, aunque en los niveles 1 y 2 tiene un valor muy cercano a 0. Aun así vemos que es un problema común del modelo la inestabilidad de esta variable.

Por último, vamos a probar a ajustar parámetros de fricción, tanto con la pared como entre fases para ver como afecta a la transmisión de calor por la piscina y de esta forma ver las posibilidades que este modelo nos ofrece en ese aspecto. Tras aumentar la rugosidad de la pared de la vasija a 1 m e introducir en la ventana de "Volmetric and Edge Data" un factor de K friction tanto para líquido como para vapor de 1 en todos los tipos de caras, ejecutamos de nuevo el modelo Vessel. De esta forma obtenemos las Figuras 5.24 y 5.25.

Como vemos, la estratificación se ha aumentado, pues los movimientos entre regiones tienen una serie de pérdidas que lo ralentizan. Además, este fenómeno se da tanto en la estratificación por alturas, como por la de segmentos horizontales. Esto se asemeja más a la realidad, pues en la bibliografía se habla de tiempos de equilibrio térmico en la piscina más largos que los alcanzados en las anteriores simulaciones.

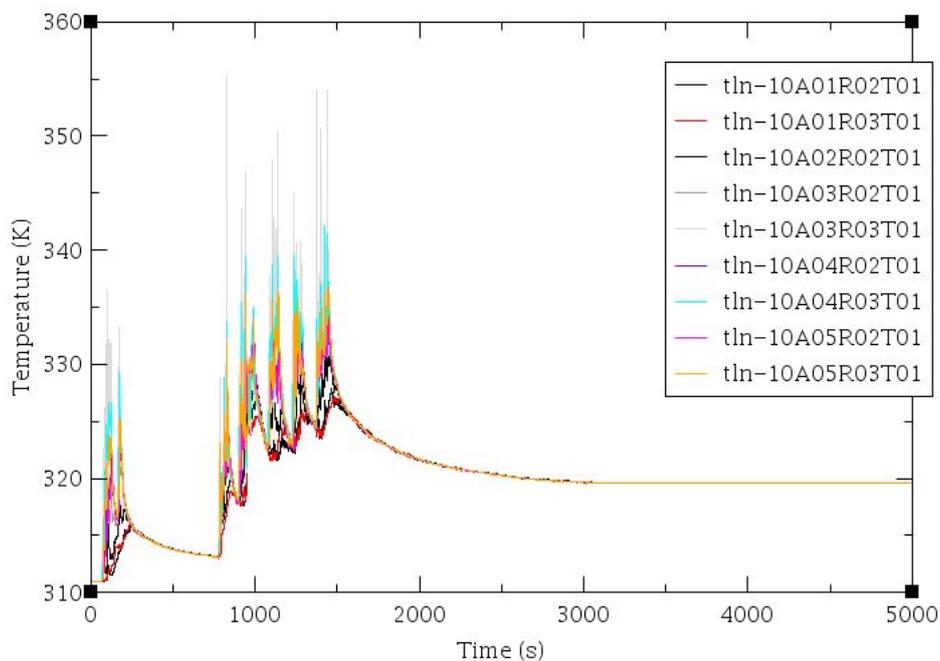


Figura 5.21: Modelo Vessel detallado. Temperaturas verticales.

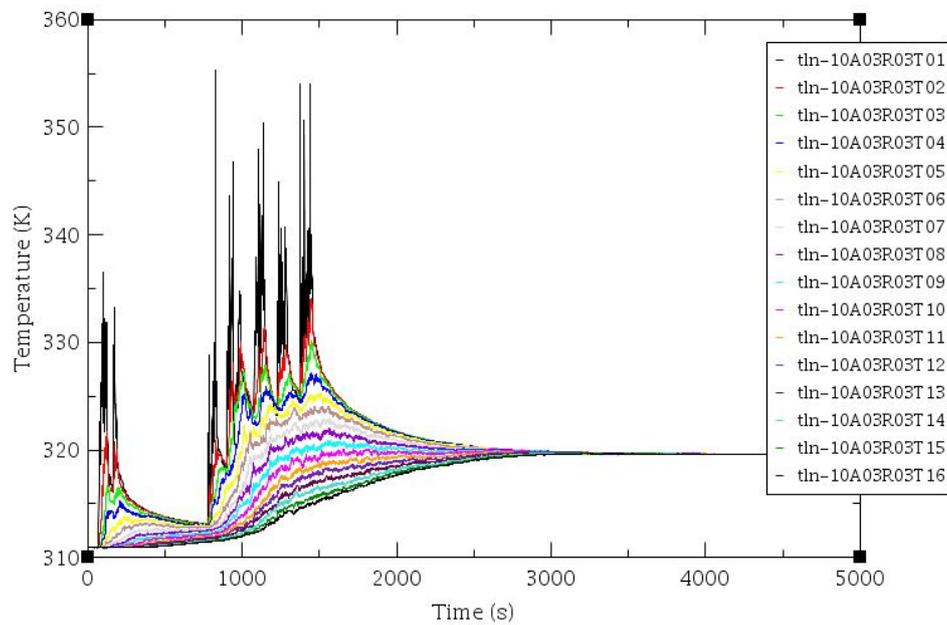


Figura 5.22: Modelo Vessel detallado. Temperaturas horizontales.

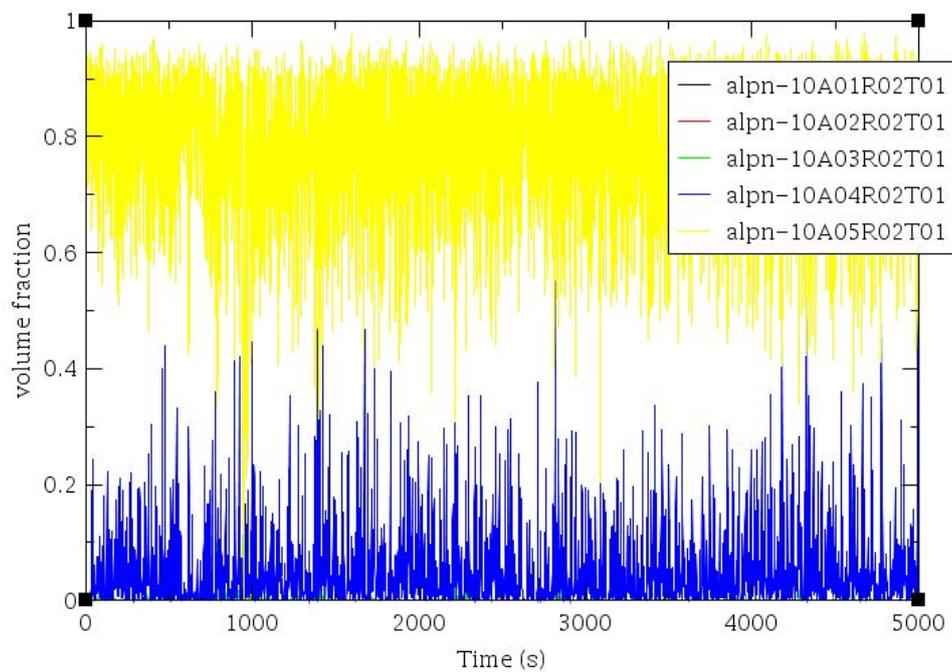


Figura 5.23: Modelo Vessel detallado. Fracción de huecos en el modelo.

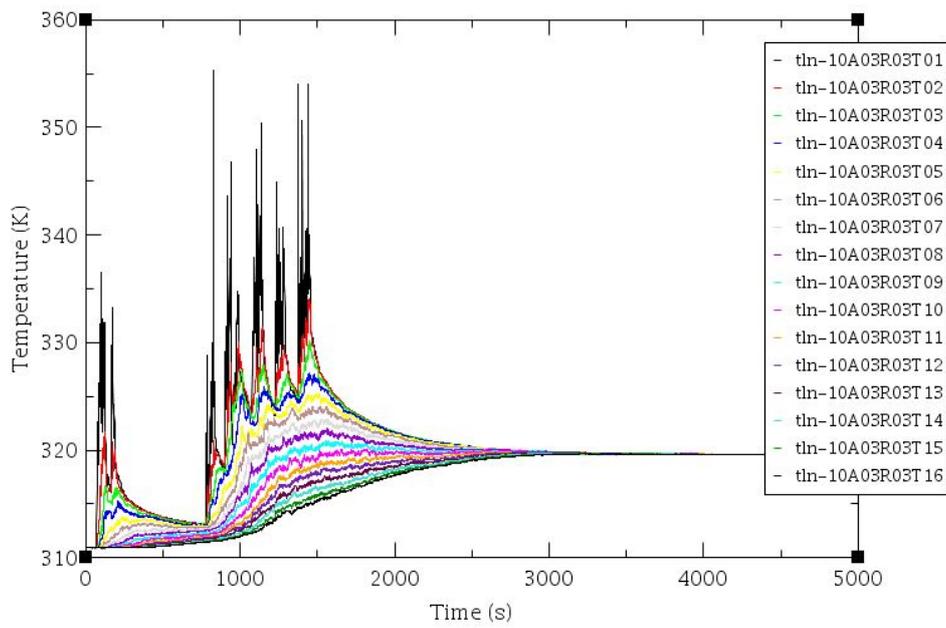


Figura 5.24: Modelo Vessel con fricción. Temperatura verticales.

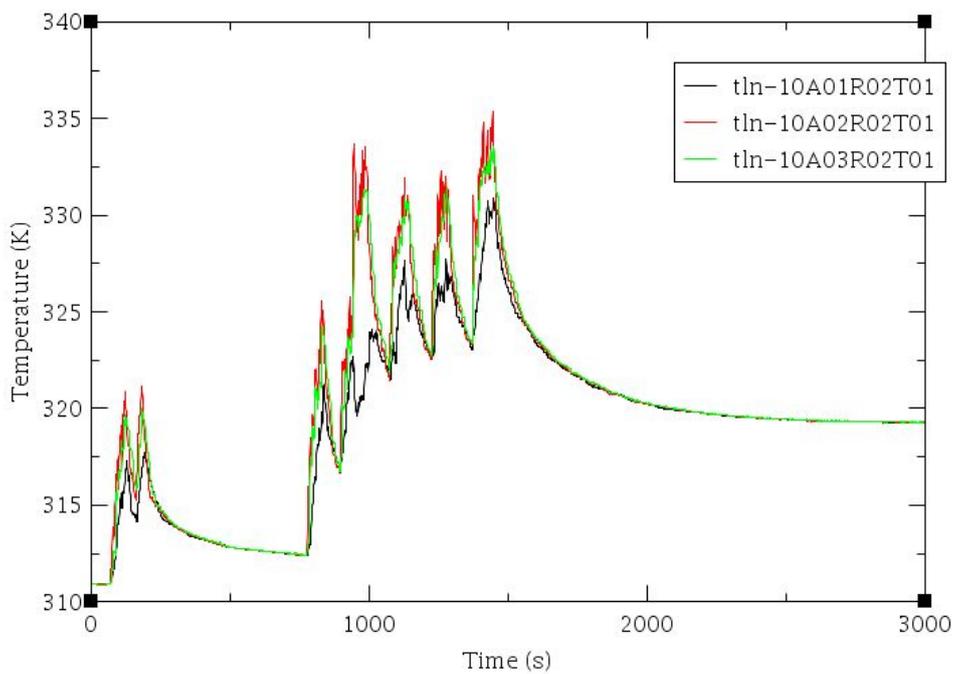


Figura 5.25: Modelo Vessel con fricción. Temperatura horizontales.

5.4. Comparativa entre modelos

Para concluir, en este apartado se ofrece una comparativa entre los tres modelos analizados centrándonos en la variable de la temperatura.

Como podemos ver en las Figura 5.26 y 5.27 la evolución de la temperatura es muy diferente en cualquiera de los tres modelos. Centrándonos en el instante inicial vemos como todos los modelos reaccionan de forma bastante similar a las descargas de la válvula, con la diferencia de que unos transmiten el calor de forma más rápida a sus celdas adyacentes que otros, por lo que las temperaturas máximas alcanzadas son distintas.

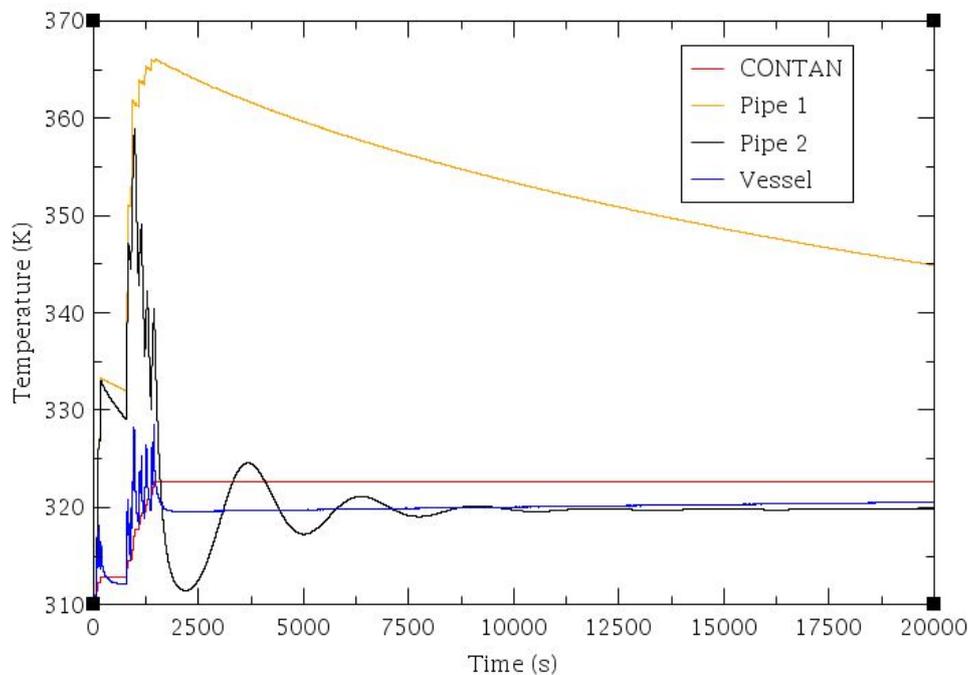


Figura 5.26: Comparativa de modelos. Temperatura en la zona de descarga

Observamos que uno de los modelos realizados con el componente PIPE tiene un tiempo de equilibrio muy largo, ya que tarda alrededor de 5 horas en empezar a variar la temperatura en el otro extremo de la piscina. Además, vemos que es el que inicialmente alcanza una mayor temperatura. Esto es debido a que como el calor tiene más dificultades para "moverse" se disipa más lentamente y se va acumulando en la zona de descarga durante los instantes iniciales. En los otros modelos en cambio el calor empieza a transmitirse desde el primer momento a mayor velocidad.

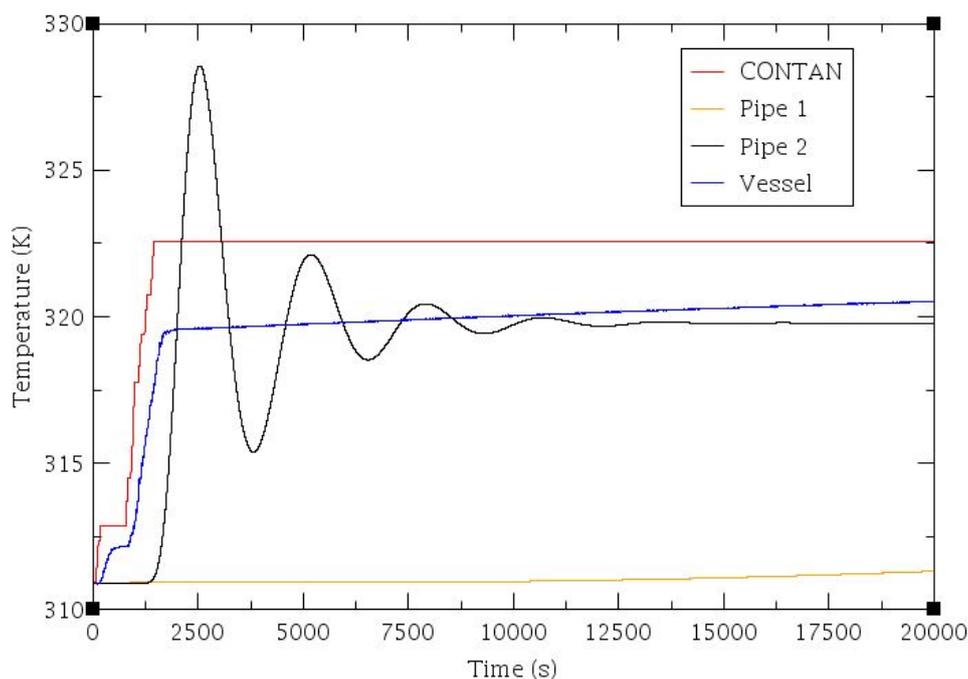


Figura 5.27: Comparativa de modelos. Temperatura en la zona más alejada de la descarga.

Por otro lado, vemos como el otro modelo realizado con el componente PIPE, el cual tiene un comportamiento oscilatorio, a pesar de tener una evolución bastante distinta que el modelo realizado con el componente Vessel, la temperatura que se alcanza al final es bastante similar y no dista tanto en tiempo como en el anterior caso. Aún así, la diferencia de tiempo de equilibrio térmico entre un modelo y otro sigue siendo bastante elevada.

Junto con ellos comprobamos que el modelo realizado con el código CONTAN es el de evolución más rápida y el que mayor temperatura final alcanza (el modelo 1 del componente Pipe sigue bajando). Esto es debido a que el modelo CONTAN considera que todo el vapor condensa siempre y cuando el conjunto de la piscina se encuentre en una temperatura inferior a la de saturación.

Así mismo hay que destacar que el componente Vessel nos proporciona información de la estratificación en capas verticales, algo que ninguno de los demás modelos nos permite hacer. De la misma forma, es el único modelo que tiene en cuenta la forma de toroide que posee la piscina de supresión, lo que facilita enormemente la labor de definir su geometría de forma similar a la del equipo real. Esto llevará a un mejor cálculo en las presiones finales además de en la temperatura. Sumado a esto, los resultados obtenidos con este modelos se asemejan a los obtenido de forma experimental en los datos encontrados en la bibliografía (Patterson, 1979).

6 — CONCLUSIONES

La seguridad en la industria nuclear, como se ha venido recordando durante todo el trabajo, es uno de los aspectos más importantes. No se trata solo de la seguridad de la central nuclear, sino la de todo el área medioambiental que la rodea.

De la misma forma, se han expuesto los dos tipos principales de accidentes en los que la piscina participa activamente en su evolución. Estos son los accidentes tipo LOCA y tipo SBO. Los accidentes tipo LOCA se encuentran muy estudiados y el comportamiento de la piscina es más simple al repartirse uniformemente el vapor por ésta. En cambio en los accidentes SBO, menos estudiados, el comportamiento de la piscina es mucho más complejo, pues tras los instantes iniciales del accidente, una única válvula descarga intermitentemente vapor sobrecalentado en un único punto de la piscina, para el caso mas desfavorable, que es el que hemos tratado aquí, esa válvula es siempre la misma, produciéndose una gran estratificación térmica.

En este trabajo se ha realizado una labor de análisis de los códigos actuales, de forma que sin necesidad de desarrollar un nuevo código, se pudiesen adaptar los que se utilizan actualmente para el desarrollo de simulaciones de accidentes de tipo SBO. En este tipo de accidentes los fenómenos termohidráulicos que se dan en la piscina de supresión de la presión son de suma importancia para prever su comportamiento y tomar las medidas adecuadas para aprovechar al máximo su capacidad de absorción de la energía liberada por el reactor, de forma que la presión que alcanza la contención se encuentre dentro de los límites de diseño y, en accidentes a largo plazo como un SBO, permita tomar acciones para mitigar sus efectos. Si bien como se ha comentado, existen códigos específicos para el estudio detallado de una contención, estos códigos no permiten modelar el reactor, es decir, la planta, lo que los hace inservibles para el uso de toda la central conjuntamente.

Tras una larga revisión bibliográfica, se constató la falta de literatura abierta sobre este tipo de accidentes y de la fenomenología que tiene lugar en la piscina de supresión en estas condiciones. A pesar de que en los últimos años, tras el accidente de Fukushima cobrasen relevancia.

Dadas las dimensiones de la piscina, con una masa de agua superior a la de una piscina olímpica pero de forma toroidal, no se han encontrado en la literatura abierta experimentos a escala real en los que poder estudiar el tiempo de estratificación en estas condiciones y por lo tanto, tener unos valores orientativos sobre el tiempo de estratificación real de una piscina. Sin embargo, se encontró un experimento realizado para la contención Mark I el cual se ha usado de comparativa (Patterson, 1979).

Cabe señalar que la energía nuclear es un tema llevado con mucha cautela, pues se considera de seguridad nacional por dos razones: es una fuente importante de energía eléctrica y constituye un peligroso objetivo para ataques armados. Por esta razón, gran parte de la bibliografía que se publica es de carácter confidencial o de acceso muy restringido.

Partiendo de esta base teórica, se decidió seguir con el estudio con el programa SNAP. Para

ello se elaboraron tres modelos diferentes mediante la unión de diferentes componentes. Estos modelos resultaron ser lo que se ha denominado CONTAN, Pipe y Vessel.

Antes de empezar a analizar cada uno de los modelos suponíamos que el modelo CONTAN, a pesar de ser el más utilizado y estar específicamente diseñado para el análisis de una contención, no aportaría los suficientes datos para un estudio de la estratificación, es decir, no nos permitiría evaluar la evolución de un SBO en la contención, como finalmente así ha sido.

Por otro lado, conocíamos que el modelo realizado mediante componentes Pipe no nos iba a dar datos sobre la estratificación en capas verticales puesto que son componentes unidimensionales, pero dado que en el código TRACE se contempla la posibilidad de emplearlo como piscina de supresión se decidió realizar la prueba. Los resultados obtenidos nos dicen que no se comporta del todo bien, aunque a falta de conocer con exactitud el tiempo para alcanzar el equilibrio térmico en una piscina real, podría servir para alguna simulación.

En cuanto al modelo VESSEL, a pesar de que su objetivo principal es el de simular lo que ocurre en el interior de la vasija de un reactor, al ser un componente 3D considerábamos que podría darnos unos resultados bastante detallados del comportamiento de la piscina.

Tras realizar las simulaciones en los diferentes modelos se han evaluado las ventajas e inconvenientes de cada uno de ellos. Para el tema que nos ocupa en este trabajo el modelo CONTAN quedaría completamente descartado, por no brindar ninguna opción que permita seguir correctamente la mezcla en la PSP, aunque nos ayuda a la hora de analizar los otros dos en cuanto a resultados finales de la simulación y requiere muy poco tiempo de CPU.

En los tres modelos podemos comprobar que la temperatura final alcanzada es similar, en torno a los 320 K. Además, realizando un pequeño balance de calor podemos comprobar que la temperatura alcanzada se ajusta a lo esperado. La diferencia entre cada uno de los modelos reside principalmente en cómo se llega a esa temperatura final.

El modelo CONTAN, como se ha comentado, no nos proporciona prácticamente ninguna información, dando por hecho que desde el momento en que se introduce a la piscina la descarga de vapor sobresaturado se mezcla de forma uniforme en ella y se alcanza la temperatura final casi instantáneamente. Por otro lado, en el modelo PIPE tenemos dos posibles soluciones en función del ángulo con que el que se introduzca la descarga. Si se introduce en el sentido de flujo del componente, la descarga tiende a desplazarse a lo largo de toda la tubería, produciéndose una mezcla relativamente rápida. En cambio, si se introduce de forma perpendicular al componente, la descarga pierde su energía cinética y su tiempo de equilibrio es inmensamente largo. El tiempo de CPU del componente también es bastante reducido, aun cuando aumenta en una gran cantidad las celdas a analizar.

Con respecto al modelo Vessel, en base a los datos que se pueden encontrar en la bibliografía (Patterson, 1979) en cuanto a estratificación térmica, parece que se ajusta más a lo esperado, al menos en la forma que adoptan las gráficas. Sin embargo, vemos que el tiempo de equilibrio térmico es por lo general bastante bajo, aun en el modelo en el que se ha aumentado la fricción entre fases. Además, la fracción de huecos es algo inestable, creemos que debido a la influencia de un mal cálculo en los gases no condensables del modelo, ya que no está preparado para eso. Aún con estos inconvenientes y con un estudio mucho más profundo, parece que este

modelo es el más completo de los tres analizados y con el que se podría llegar a realizar una buena simulación de este tipo de fenómenos. Como se ha comprobado la facilidad con la que el calor se distribuye por la piscina se puede regular en base al factor de fricción. Si bien, como se ha demostrado, la complejidad de este modelo hace que fácilmente los tiempos de simulación se excedan de lo que es permisible en este tipo de simulaciones, que recordemos puede llevar hasta alrededor de 15 días simular la planta completa.

Por último destacar que lo realizado en este trabajo es un paso inicial en cuanto al desarrollo de estos modelos. El siguiente paso debería ser el estudio en un pequeño equipo experimental que nos permita analizar la evolución de la temperatura en una pequeña piscina toroidal. Además, en base a los conocimientos de los que disponemos, la duración de un análisis profundo de este tipo de modelos realizados de forma profesional, en un estudio encargado por una central, está entorno a los dos años de ejecución.

7 — PRESUPUESTO

En este apartado se pretende realizar un análisis del coste total que llevaría la realización de ese trabajo, desglosado dicho coste por etapas y dentro de cada etapa por actividades.

Dado que se trata de un trabajo de investigación, comprobamos que la mayor parte de los costes se deben a la mano de obra ya que no se ha realizado ninguna labor de laboratorio que requiera de equipos de alto coste. Se trata pues de una labor realizada únicamente mediante simuladores computacionales.

Las etapas en las que se ha desglosado el trabajo con objeto de permitir un análisis racional de los gastos son las siguientes:

- Búsqueda Bibliográfica y adquisición de conocimientos del software a emplear.
- Modelización de la fase estacionaria.
- Análisis de resultados de la fase estacionaria.
- Modelización de la fase transitoria.
- Análisis de los resultados de la fase transitoria.
- Redacción del trabajo.

7.1. Mediciones

En esta sección se exponen las mediciones realizadas de cada etapa descrita anteriormente.

- Búsqueda Bibliográfica y adquisición de conocimientos del software a emplear.

Tabla 7.1: Mediciones de la primera etapa.

Concepto	Unidad	Medición
Revisión bibliográfica	Horas	24
Reuniones con tutor y cotutor	Horas	12
Aprendizaje de TRACE	Horas	31
Aprendizaje de SNAP	Horas	21
Familiarización con el software auxiliar	Horas	7
Total etapa 1	Horas	85

- Modelización de la fase estacionaria.

Tabla 7.2: Mediciones de la segunda etapa.

Concepto	Unidad	Medición
Elección de componentes	Horas	12
Unión de componentes	Horas	14
Ajuste de componentes	Horas	23
Simulación	Horas	5
Total etapa 2	Horas	54

- Análisis de resultados de la fase estacionaria.

Tabla 7.3: Mediciones de la tercera etapa.

Concepto	Unidad	Medición
Extracción de datos	Horas	14
Representación gráfica	Horas	5
Análisis de datos	Horas	21
Total etapa 3	Horas	40

- Modelización de la fase transitoria.

Tabla 7.4: Mediciones de la cuarta etapa.

Concepto	Unidad	Medición
Ajuste de componentes	Horas	10
Simulación	Horas	6
Total etapa 4	Horas	16

- Análisis de los resultados de la fase transitoria.

Tabla 7.5: Mediciones de la quinta etapa.

Concepto	Unidad	Medición
Extracción de datos	Horas	10
Representación gráfica	Horas	6
Análisis de datos	Horas	26
Total etapa 5	Horas	42

- Redacción del trabajo.

Tabla 7.6: Mediciones de la sexta etapa.

Concepto	Unidad	Medición
Redacción	Horas	52
Formato	Horas	4
Tablas y figuras	Horas	6
Impresión y encuadernación	Horas	1
Total etapa 6	Horas	65

7.2. Cuadro de precios

7.2.1. Precios de la mano de obra

En el presente apartado se analiza el coste aproximado que tendría la mano de obra en este trabajo.

Para realiar esta evaluación se parte de una serie de datos que relacionan el trabajo realizado con el salario de un ingeniero industrial. Para la obtención de dichos datos se ha consultado el convenio de CNAT, AIE, la empresa explotadora de las centrales nucleares de Almaraz y Trillo.

Según el convenio colectivo de dicha empresa, la jornada laboral será de 1642 h/año con una retribución anual de salario bruto para un ingeniero de 40.641,79 €.

En base a estos datos se puede calcular el precio del salario de un ingeniero industrial del sector, siendo este de 14,75€/hora.

7.2.2. Precio de los materiales

En esta sección se describe el coste de los materiales empleados en la realización de este trabajo. Como ya se ha comentado, dado que se trata de un trabajo de simulación mediante herramientas computacionales, los recursos utilizados se reducen a equipos informáticos, el software de carácter privativo y material de oficina como puede verse en la Tabla 7.7.

Tabla 7.7: Coste del material empleado.

Concepto	Unidad	Medición
Software	€/unidad	150
Hardware	€/unidad	700
Material de oficina	€/unidad	30

En el concepto de "Software" se incluyen todos los programas de tipo privativo que se han utilizado durante la realización de este trabajo. Para este caso particular esto solo incluye el SO del ordenador (Windows 10). El resto de software empleado entre los que se incluyen TRACE, SNAP, APT Plot, Textpad, LaTeX y OpenOffice no son de pago.

En el apartado Hardware se incluye el coste de un ordenador más sus periféricos correspondientes (ratón, teclado, impresora, etc.). Es un coste orientativos, pues el mercado fluctúa continuamente.

Dentro de "Material de oficina" se incluyen gastos de impresión finales y otro tipo de material como bolígrafos, papel, etc.

7.3. Precios descompuestos

Finalmente en este apartado se muestran los precios descompuestos del trabajo de acuerdo a las etapas presentadas anteriormente.

- Búsqueda Bibliográfica y adquisición de conocimientos del software a emplear.

Tabla 7.8: Coste total de la etapa 1.

Concepto	Unidad	Cantidad	€/Unidad	Coste (€)
Material				
Software	Unidad	1	150	150
Hardware	Unidad	1	700	700
Material de oficina	Unidad	1	30	30
Mano de obra				
Ingeniero Industrial	Unidad	85	24,75	2013,75
Total				2893,75

- Modelización de la fase estacionaria.

Tabla 7.9: Coste total de la etapa 2.

Concepto	Unidad	Cantidad	€/Unidad	Coste (€)
Mano de obra				
Ingeniero Industrial	Unidad	54	24,75	1336,5
Total				1336,5

- Análisis de resultados de la fase estacionaria.

Tabla 7.10: Coste total de la etapa 3

Concepto	Unidad	Cantidad	€/Unidad	Coste (€)
Mano de obra				
Ingeniero Industrial	Unidad	40	24,75	990
Total				990

- Modelización de la fase transitoria.

Tabla 7.11: Coste total de la etapa 4.

Concepto	Unidad	Cantidad	€/Unidad	Coste (€)
Mano de obra				
Ingeniero Industrial	Unidad	16	24,75	396
Total				396

- Análisis de los resultados de la fase transitoria.

Tabla 7.12: Coste total de la etapa 5.

Concepto	Unidad	Cantidad	€/Unidad	Coste (€)
Mano de obra				
Ingeniero Industrial	Unidad	42	24,75	1039,5
Total				1039,5

- Redacción del trabajo.

Tabla 7.13: Coste total de la etapa 6.

Concepto	Unidad	Cantidad	€/Unidad	Coste (€)
Material				
Material de oficina	Unidad	3	30	90
Mano de obra				
Ingeniero Industrial	Unidad	85	24,75	1608,75
Total				1698,75

7.4. Cuadro de precios unitarios

A partir de las tablas anteriores de precios descompuestos se puede exponer la siguiente tabla de precios unitarios de cada etapa del trabajo:

Tabla 7.14: Coste unitario.

Concepto	Unidad	Coste
Búsqueda Bibliográfica y conocimientos del software	€/unidad	2893.75
Modelado de la fase estacionaria	€/unidad	1336.5
Análisis de los resultados de la fase estacionaria	€/unidad	990
Modelado de la fase transitoria	€/unidad	396
Análisis de los resultados de la fase transitoria	€/unidad	1039.5
Redacción del trabajo	€/unidad	1698,75

7.5. Presupuesto general

El presupuesto total de este trabajo coincide con el presupuesto de ejecución por contrata, puesto que en este cálculo se ha tenido en cuenta que los presupuestos de ejecución material coinciden en este trabajo con el presupuesto total por contrata.

El presupuesto total de este trabajo es de 8354,5 Euros.

Aplicando el IVA correspondiente de un 21 % el presupuesto final del trabajo asciende a la cantidad de:

10.108,95 Euros

DIEZ MIL CIENTO OCHO EUROS CON NOVENTA Y CINCO CÉNTIMOS.

Firmado: Sergio Conesa Pérez

Valencia, 2 de Julio de 2016

8 — BIBLIOGRAFÍA

- Cook, D. H. (1984). Pressure suppression pool thermal mixing. *Oak Ridge National Laboratory*.
- Deguelde, C. (2016). Uranium as a renewable for nuclear energy, progress in nuclear energy. *Elsevier*.
- Escriva Castells, F. A. (2014). Introducción a la tecnología energética. *Universidad Politécnica de Valencia*.
- Escriva Castells, F. A., y Domingo, M. D. (2014). *Desarrollo y aplicación de la metodología BEPU a un transitorio SBO–Extendido en la central nuclear de cofrentes*.
- Fernandez Ordoñez, M., y Jimenez Varas, G. (2016). Curso básico de ciencia y tecnología nuclear. *Sociedad Nuclear Española*.
- Foro Nuclear. (2011). Energía 2011.
- General Electric. (s.f.). Primary containments [Manual].
- General Electric. (2012). BWR/6 General description of a boiling water reactor [Informe]. *General Electric*.
- Haihua, Z., Ling, Z., y Hongbin, Z. (2012). An efficient modeling method for thermal stratification simulation in a BWR suppression pool. *INL*.
- Haihua, Z., y Peterson Per, F. (2010). An overview of modeling methods for thermal mixing and stratification in large enclosures for reactor safety analysis. *INL*.
- Hinestrosa Magan, A., y Sáenz de Santa María Valín, J. S. (2016). Curso básico de ciencia y tecnología nuclear. *Sociedad Nuclear Española*.
- Iberdrola. (2010). Declaración ambiental de la central nuclear de cofrentes. *Iberdrola*.
- Jani, L., y Markku, P. (2006). Thermal stratification experiments with the condensation pool test rig. *Lappeenranta University of Technology, Finland*.
- Jimenez, G., y et al. (2015). BWR Mark III containment analyses using a GOTHIC 8.0 3d model. *Universidad Politécnica de Madrid*.
- Jung-Hoon, C., y Sonin Ain, A. (1984). Small-scale simulation of vapor discharges into sub-cooled liquid pools. *Department of Mechanical Engineering Massachusetts Instituto of Technology*.
- Li, H., Kudinov, P., y Villanueva, W. (2013). Development, validation and application of effective models for prediction of stratification and mixing phenomena in bwr pressure suppression pool. *Division of Nuclear Power Safety Royal Institute of Technology*.

- Li, H., P., K., y Villanueva, W. (2013). Approach and development of effective models for simulation of thermal stratification and mixing induced by steam injection into a large pool of water. *Division of Nuclear Power Safety Royal Institute of Technology (KTH)*.
- N.R.C. (1981). Suppression pool temperature limits for BWR containments. *U.S. Nuclear Regulatory Commission*.
- N.R.C. (2015). TRACE v5.840 user's manual volume 2: Modeling guidelines [Manual de software informático].
- Nuclear Energy Agency of France. (1986). Pressure suppression system containments.
- Patterson, B. (1979). Mark I Containment program, monticello t-quencher thermal mixing test. *General Electric*.
- Petrovic de With, A., Calay, R., y de With, G. (2006). Three-dimensional condensation regime diagram for direct condensation of steam injected into water. *Elsevier*.
- Young-Tae, M., Hee-Do, L., y Goon-Cherl Park, P. (2009). CFD simulation of steam jet-induced thermal mixing in subcooled water pool. *Elsevier*.

ABREVIATURAS

BRW	<i>Boiling Water Reactor</i> Reactor de agua en ebullición.
CONTAN	<i>Containment Transient Analisis Tool</i> . Herramienta de análisis de transitorios en una contención.
EDARI	<i>Estación Depuradora de Aguas Residuales Industriales</i> .
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commision</i> . Comisión Regulatoria Nuclear de los Estados Unidos.
PSP	<i>Preassure Suppression Pool</i> . Piscina de Supresión de Presión.
PWR	<i>Preasure Water Reactor</i> . Reactor de agua presurizada.
SNAP	<i>Security Nuclear Analysis Package</i> . Paquete de analisis de seguridad nuclear.
TRACE	<i>Termohydraulic Advance Computacional Engine</i> . Código Computacional Termohidráulico Avanzado.

