



UNIVERSITAT  
POLITÈCNICA  
DE VALÈNCIA



ESCUELA TÉCNICA  
SUPERIOR INGENIEROS  
INDUSTRIALES VALENCIA

Curso Académico:

## AGRADECIMIENTOS

En primer lugar, me gustaría agradecerle a Rafael Miró Herrero y al ISYRIM la oportunidad de realizar el TFG junto a ellos.

En segundo lugar, quiero destacar el trabajo y dedicación de Teresa María Barrachina Celda sin los cuales la consecución de este TFG no hubiera sido posible.

Por último, dar las gracias a mis padres por permitirme estudiar y vivir de la forma que siempre he querido.

## RESUMEN

El objeto de este TFG es la realización de un análisis 3D de un transitorio base de diseño real aplicado a planta de un reactor nuclear tipo PWR, específicamente el modelo PWR-KWU. Se analizará el transitorio desde el punto de vista termohidráulico y neutrónico.

Para realizar los cálculos termohidráulicos se empleará el código TRACE. Los cálculos neutrónicos se llevarán a cabo mediante el código PARCS. Un tema a resaltar en este TFG es el acoplamiento de estos dos códigos para realizar un cálculo conjunto del transitorio a estudiar.

El transitorio base de diseño a evaluar es el accidente por una malfunción de la bomba de refrigeración del reactor (*Reactor Coolant Pump Malfunction* - PUMA). Este accidente ocurre cuando se produce un disparo de una de las bombas de refrigeración del circuito primario con la planta trabajando al 100% de su potencia nominal. Este transitorio se inicia con la parada de la bomba que ocasiona la inversión del caudal del lazo afectado y la consiguiente inserción de bancos de barras de control para disminuir la potencia generada llevando a la planta de potencia a trabajar a dos lazos en condiciones estables. El accidente PUMA afecta de forma asimétrica al núcleo, en consecuencia, para realizar un cálculo riguroso es necesario estudiarlo con neutrónica 3D. Hasta ahora la simulación de este transitorio se hacía con modelos simplificados de la neutrónica, por lo este trabajo constituye un avance en el análisis de este transitorio.

Se pretende analizar los resultados obtenidos mediante los cálculos acoplados TRACE/PARCS y compararlos con el caso experimental. Asimismo, se busca validar el proceso de acoplamiento entre códigos. Por último, se tiene por objetivo la validación del código termohidráulico TRACE para cálculos de esta envergadura y su acoplamiento con el código PARCS.

### Palabras clave

PWR      TRACE      PARCS      Acoplado      PUMA      Transitorio      Bomba  
Central Nuclear      Accidente

## RESUM

L'objectiu d'aquest TFG és la realització d'un anàlisi 3D d'un transitori base de disseny real aplicat a planta d'un reactor nuclear tipus PWR, específicament el model PWR-KWU. S'analitzarà el transitori des del punt de vista termohidràulic i neutrònic.

Per realitzar els càlculs termohidràulics s'emprarà el codi TRACE. Els càlculs neutrònics es duran a terme mitjançant el codi PARCS. Un tema important a ressaltar en aquest TFG és l'acoblament d'aquests dos codis per a realitzar un càlcul conjunt del transitori a estudiar.

El transitori base de disseny a avaluar és l'accident per una malfunció de la bomba de refrigeració del reactor (*Reactor Coolant Pump Malfunction - PUMA*). Aquest accident passa quan es produeix un tret d'una de les bombes de refrigeració del circuit primari amb la planta treballant al 100% de la seua potència nominal. Aquest transitori s'inicia amb la parada de la bomba que ocasiona la inversió del cabal del llaç afectat i la consegüent inserció de bancs de barres de control per disminuir la potència generada portant a la planta de potència a treballar a dos llaços en condicions estables. L'accident PUMA afecta de forma asimètrica al nucli, en conseqüència, per a realitzar un càlcul rigorós cal estudiar-lo amb neutrònica 3D. Fins ara la simulació d'aquest transitori es feia amb models simplificats de la neutrònica, per la qual aquest treball constitueix un avanç en l'anàlisi d'aquest transitori.

Es pretén analitzar els resultats obtinguts mitjançant els càlculs acoblats TRACE / PARCS i compararlos amb el cas experimental. Així mateix, es busca validar el procés d'acoblament entre codis. Finalment, es té per objectiu la validació del codi termohidràulic TRACE per a càlculs d'aquesta envergadura i el seu acoblament amb el codi PARCS.

### Palabras clave

PWR      TRACE      PARCS      Acoblat      PUMA      Transitori      Bomba  
Central Nuclear      Accident

## ABSTRACT

The purpose of this TFG is to carry out a 3D analysis of a real basis design transient applied to a PWR nuclear power plant, specifically the SIEMENS AG KWU model. The transient will be analyzed in a thermal-hydraulic and neutronic way.

For the thermal-hydraulic calculations, the code TRACE will be used. The neutronic calculations will be carried out using the PARCS code. An important issue to be highlighted in this TFG is the coupling of these two codes to make a joint calculation of the transient to be studied.

The transient design basis to evaluate is the PUMA accident. This accident occurs when one of the primary circuit cooling pumps is fired with the plant working at 100% of its nominal power. This transient is initiated by the pump shutdown that causes the inversion of the flow of the affected loop and the consequent insertion of the control rod banks to decrease the generated power taking the power plant to work with two loops in stable conditions. The PUMA accident affects asymmetrically the reactor core, consequently, to perform a rigorous calculation it is necessary to study it with a 3D neutronic analysis. The simulation of this transient was done with simplified models of the neutronic in the past; therefore this work constitutes an advance in the analysis of this transient.

We intend to analyze the results obtained by the TRACE/PARCS coupled calculations and compare them with the experimental case. Also, we try to validate the process of coupling between codes. Finally, the objective is to validate the thermal-hydraulic code TRACE for calculations of this size and its coupling with the PARCS code.

Palabras clave

PWR      TRACE      PARCS      Coupled      PUMA      Transient      Pump  
Nuclear Power Station      Accident

# ÍNDICE

AGRADECIMIENTOS.....	1
RESUMEN .....	2
RESUM.....	3
ABSTRACT .....	4
ÍNDICE.....	5
ÍNDICE DE FIGURAS .....	7
ÍNDICE DE TABLAS .....	9
LISTA DE ABREVIATURAS.....	10
DOCUMENTO 1: MEMORIA.....	11
CAPÍTULO 1: OBJETO .....	12
CAPÍTULO 2: ALCANCE Y COMPETENCIAS.....	13
CAPÍTULO 3: INTRODUCCIÓN.....	14
3.1 BREVE DESCRIPCION DE UNA CENTRAL NUCLEAR .....	14
3.2 DESCRIPCION DE LA CENTRAL PWR-KWU .....	15
3.3 DESCRIPCIÓN REACCION PRINCIPAL EN EL REACTOR .....	17
3.4 DESCRIPCIÓN DEL TRANSITORIO A ESTUDIAR.....	19
3.5 CÓDIGOS NRC.....	19
CAPÍTULO 4: CÓDIGO TERMOHIDRÁULICO TRACE .....	20
4.1 INTRODUCCIÓN AL CODIGO TERMOHIDRAULICO TRACE5 .....	20
4.2 ECUACIONES GENERALES .....	21
4.3 ECUACIONES DE CIERRE .....	25
4.3.1 Transferencia de calor entre las fases. Transferencia de calor entre el fluido y la pared del componente. ....	25
4.3.2 Ecuaciones para la fricción entre fases. ....	26
4.4 DESCRIPCIÓN DEL MODELO .....	26
4.5 DEFINICION EN TRACE5 DE LA CENTRAL PWR-KWU .....	30
CAPITULO 5: CÓDIGO NEUTRÓNICO PARCS.....	49
5.1 INTRODUCCIÓN AL CÓDIGO NEUTRÓNICO PARCS .....	49
5.2 MODELO DEL NUCLEO EN PARCS.....	54
5.3 ARCHIVOS PARCS.....	54
5.3.1 Archivo nemtab .....	54
4.3.2 Archivo nemtabr.....	56

5.3.3 Archivo 3D_XENON_Number_Density .....	56
5.3.4 Archivo GEOM_LWR.....	56
5.3.5 Archivo MAPTAB.....	58
5.3.6 Archivo parcs_inp .....	58
CAPÍTULO 6: ACOPLAMIENTO DE CÓDIGOS.....	60
6.1 PASOS PARA REALIZAR EL AL ACOPLAMIENTO. ....	60
6.2 FUNCIONAMIENTO DEL ACOPLAMIENTO. ....	60
CAPITULO 7: CÁLCULOS.....	62
7.1 METODOLOGIA DE LANZAMIENTO DE CÁLCULOS. ....	62
7.2 IMPLEMENTACIÓN DEL TRANSITORIO EN LOS CODIGOS.....	62
7.3 CÁLCULOS REALIZADOS.....	69
7.3.1 PARCS SSA.....	69
7.3.2 TRACE5 SSA.....	69
7.3.3 CSS (Coupled Steady State) .....	70
7.3.4 CTR (Coupled Transient Calculation) .....	70
CAPÍTULO 8: RESULTADOS .....	71
8.1 RESULTADOS PARCS SSA .....	71
8.2 RESULTADOS TRACE5 SSA .....	73
8.3 RESULTADOS CSS.....	75
8.4 RESULTADOS CTR .....	80
CAPÍTULO 9: CONCLUSIONES .....	87
CAPÍTULO 10: BIBLIOGRAFÍA .....	88
DOCUMENTO 2: PRESUPUESTO .....	89
CAPÍTULO 1. PRESUPUESTO .....	90
1.1 PARTIDA PRESUPUESTARIA 1 .....	90
1.2 PARTIDA PRESUPUESTARIA 2. ....	91
1.3 PRESUPUESTO TOTAL.....	91

## ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1. Esquema General Central PWR. Fuente: <a href="http://mrkarurosphysicsama.blogspot.com.es/2012/10/fisica-nuclear-centrales-nucleares.html">http://mrkarurosphysicsama.blogspot.com.es/2012/10/fisica-nuclear-centrales-nucleares.html</a> ...	15
Figura 2. Reactor PWR tres lazos. Fuente: Centrales nucleares avanzadas. UPV .....	16
Figura 3. Reacción de fisión. Fuente: <a href="http://cienciaquimica.webmium.com/">http://cienciaquimica.webmium.com/</a> .....	17
Figura 4. Componentes VESSEL cartesiana y cilíndrica en el código termohidráulico TRACE. Fuente : elaboración propia con SNAP.....	28
Figura 5. Componentes PIPE en el código termohidráulico TRACE. Fuente: elaboración propia.....	28
Figura 6. Componentes HTRST junto con la VESSEL cilíndrica en el código termohidráulico TRACE. Fuente: elaboración propia.....	29
Figura 7. Componentes FILL en el código termohidráulico TRACE. Fuente: elaboración propia.....	29
Figura 8. Componentes BREAK en el código termohidráulico TRACE. Fuente: elaboración propia. ....	30
Figura 9. Esquema general de componentes del código termohidráulico TRACE. Fuente: elaboración propia. ....	30
Figura 10.. Visualización 3D de la vasija definida en TRACE5.....	48
Figura 11. Sección eficaz microscópica de fisión del Uranio 235. Fuente: Tecnología Nuclear. UPV...	52
Figura 12. Sección eficaz microscópica de fisión del Uranio 235 divide en dos grupos de energía. Fuente: Tecnología Nuclear. UPV.....	53
Figura 13. Composiciones presentes en el Plano axial 1 del modelo de núcleo en PARCS. ....	57
Figura 14.. Composiciones presentes en el Plano axial 4 del modelo de núcleo en PARCS. ....	58
Figura 15. Esquema de transferencia de información entre TRACE5 y PARCS. Fuente: elaboración propia. ....	61
Figura 16. Inserción del banco de barras de control 1 en el accidente PUMA con valores representativos. ....	63
Figura 17. Inserción del banco de barras de control 2 en el accidente PUMA con valores representativos. ....	64
Figura 18. Inserción del banco de barras de control 3 en el accidente PUMA con valores representativos. ....	65
Figura 19. Caudal del lazo 1 introducido en el FILL61 de TRACE5 para realizar el CTR.....	67
Figura 20. Caudal del lazo 2 introducido en el FILL62 de TRACE5 para realizar el CTR.....	68
Figura 21. Caudal del lazo 3 introducido en el FILL3 de TRACE5 para realizar el CTR.....	69
Figura 22. Comparación de distribución axial de potencia entre SIMULATE y PARCS SSA. ....	71
Figura 23. Distribución radial de la potencia en el PARCS SSA.....	72
Figura 24. Diferencias en la distribución radial de la potencia entre el PARCS SSA y SIMULATE. ....	72
Figura 25. Caudal másico de bypass en la rama 1 obtenido en el cálculo TRACE5 SSA.....	73
Figura 26. Caudal másico de bypass en la rama 2 obtenido en el cálculo TRACE5 SSA.....	74
Figura 27. Caudal másico de bypass en la rama 3 obtenido en el cálculo TRACE5 SSA.....	74
Figura 28. Presión en la parte superior de la vasija durante el cálculo TRACE5 SSA .....	75
Figura 29. Caudal Bypass en el Lazo 1 obtenido en el CSS.....	76
Figura 30. Caudal Bypass en el Lazo 2 obtenido en el CSS.....	76
Figura 31. Caudal Bypass en el Lazo 3 obtenido en el CSS.....	77
Figura 32. Presión en la vasija en el cálculo CSS.....	78
Figura 33. Comparación de distribución axial de potencia entre SIMULATE y CSS. ....	78
Figura 34. Distribución radial de la potencia en el CSS .....	79

Figura 35. Diferencias en la distribución radial de la potencia entre el CSS y SIMULATE.....	79
Figura 36. Potencia durante el transitorio .....	80
Figura 37. Comparativa entre la potencia en el accidente PUMA 2013 y el cálculo CTR. ....	81
Figura 38. Potencia en el reactor con límites de error.....	81
Figura 39. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a $t = 20.016$ s. ....	82
Figura 40. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a $t = 30.06138$ s. ....	82
Figura 41. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a $t = 50.00304$ s. ....	83
Figura 42. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a $t = 120.09577$ s. ....	83
Figura 43. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a $t = 250.09$ s. ....	84
Figura 44. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a $t = 500.67499$ s. ....	84
Figura 45. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a $t = 700.52936$ s. ....	85
Figura 46. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a $t = 1150.17905$ s. ....	85
Figura 47. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a $t = 1499.66215$ s. ....	86

## ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 1. Tabla de posiciones en función del tiempo del banco 1 para el CTR. ....	63
Tabla 2. Tabla de posiciones en función del tiempo del banco 2 para el CTR. ....	64
Tabla 3. Tabla de posiciones en función del tiempo del banco 3 para el CTR. ....	65
Tabla 4. Caudal del lazo 1 en función del tiempo introducido en el FILL61 de TRACE5 para realizar el CTR.....	66
Tabla 5. Caudal del lazo 2 en función del tiempo introducido en el FILL62 de TRACE5 para realizar el CTR.....	67
Tabla 6. Caudal del lazo 3 en función del tiempo introducido en el FILL63 de TRACE5 para realizar el CTR.....	68
Tabla 7. Resultados $k_{eff}$ PARCS SSA.....	73
Tabla 8. Resultados $k_{eff}$ CSS. ....	80
Tabla 9. Partida presupuestaria 1 .....	90
Tabla 10. Partida presupuestaria 2 .....	91
Tabla 11. Presupuesto total .....	91

## LISTA DE ABREVIATURAS

PWR	Pressurized Water Reactor
BWR	Boiling Water Reactor
KWU	Kraftwerk Union
TRACE	TRAC/RELAP Advanced Computational Engine
PARCS	Purdue Advanced Reactor Core Simulator
SSA	Steady State Alone Calculation
CSS	Coupled Steady-state Simulation
CTR	Coupled Transient Simulation
LOCA	Lost Of Coolant Accident
NRC	Nuclear Regulatory Commision
TH	Termohidráulico
N	Neutrónico

DOCUMENTO 1: MEMORIA

## CAPÍTULO 1: OBJETO

El objeto de este trabajo es la realización de un análisis 3D de un transitorio base de diseño real aplicado a planta de un reactor nuclear tipo PWR-KWU. Se estudiará la fenomenología termohidráulica del accidente, así como el análisis neutrónico del mismo.

El accidente que va a ser el objeto de estudio en este trabajo se inicia cuando se produce un disparo de una bomba de refrigeración en uno de los tres lazos del circuito primario cuando la central trabaja al 100% de potencia. Debido al suceso iniciador este transitorio se denomina *Transitorio por malfunción de la bomba de refrigerante del reactor (Pump Malfunction - PUMA)*. Como consecuencia, el caudal del lazo afectado se invierte y la potencia calorífica evacuada por este lazo pasa a ser despreciable. Cuando la velocidad del motor la bomba disparada desciende del 94% entra en funcionamiento un sistema de limitación que se encarga de evitar el disparo del reactor y de llevar a la planta a condiciones de estabilidad trabajando con dos lazos. Este sistema de limitación se basa en la inserción síncrona de cuatro bancos de barras de control, reduciendo la potencia que recibe el alternador. De esta forma es posible recuperar la bomba afectada y conseguir que el reactor trabaje a plena potencia de nuevo.

La simulación de este transitorio real de planta se va a llevar a cabo utilizando el código acoplado TRACE/PARCS.

El código termohidráulico TRACE (**TRAC/RELAP Advanced Computational Engine**) resuelve las ecuaciones de conservación de la masa, de la cantidad de movimiento y de la energía según el modelo de caudal bifásico de dos fluidos. El modelo termohidráulico empleado es un modelo de vasija con tres entradas y tres salidas.

Para modelar la generación de potencia en el núcleo del reactor nuclear se emplea el código neutrónico PARCS (**Purdue Advanced Reactor Core Simulator**). PARCS es un código computacional que resuelve la ecuación de difusión de neutrones en dos grupos de energía dependiente del tiempo en la geometría cartesiana tridimensional usando métodos nodales para obtener la distribución tridimensional de flujo neutrónico tanto en estado estacionario como en transitorio.

El procedimiento de simulación comienza con el cálculo de las condiciones de partida para el modelo a nivel de vasija del reactor PWR-KWU con el código TRACE5. Con estos datos se obtendrá el funcionamiento del reactor (estado estacionario) en las condiciones de operación previas al inicio del transitorio.

Con esta información se acudirá al código neutrónico PARCS, con el cual se realizará un cálculo de flujo de neutrones y potencia en núcleo del reactor en el estado estacionario. A continuación, se acoplan los modelos de TRACE y PARCS para la simulación del estado estacionario. Por último, se simula el transitorio con TRACE (con la simulación de la parada de la bomba) y PARCS (con la simulación de la inserción de bancos de barras de control) para realizar un cálculo conjunto con el que se estudiará el transitorio que afecta asimétricamente al núcleo. Por último, se realizará la comparación con los datos experimentales (datos reales de planta).

Se pretende conocer al detalle la fenomenología existente dentro del reactor dando relevancia a valores puntuales como evaluación de la potencia total, distribución de potencia 3D y entalpía producidos durante el transitorio. Asimismo, se busca demostrar la posibilidad de simular un modelo de esta envergadura obteniendo resultados coherentes y cercanos al caso experimental. Por último, la validación del código termohidráulico TRACE y su proceso de acoplamiento con el código neutrónico validado PARCS se incluye como uno de los principales objetivos del trabajo.

## CAPÍTULO 2: ALCANCE Y COMPETENCIAS

Actualmente la computación avanzada tiene un rol crítico en el diseño, la licencia y la operación de las centrales nucleares. El sistema correspondiente a un reactor nuclear moderno contiene un nivel de sofisticación tan alto que los modelos teóricos simples no pueden simular completamente una respuesta de este sistema ante alguna perturbación, y es necesario obtener esta información. Para conseguir este conocimiento se tienen que utilizar códigos termohidráulicos avanzados como TRACE. Además, el acoplamiento con un código neutrónico como PARCS permite simulaciones más aproximadas al caso experimental, que en el caso de utilizar un código termohidráulico en solitario. Con este trabajo se busca la simulación de un transitorio PUMA que sirve como base de diseño en un reactor PWR utilizando los códigos anteriormente nombrados, y que esta simulación sirva de fuente de información y de comparación con el caso experimental.

Para realizar correctamente el trabajo se necesita adquirir competencias en el funcionamiento del código TRACE, en la programación de modelos con el código termohidráulico TRACE, programación en el código neutrónico PARCS, conocimientos para el acoplamiento de los códigos TRACE y PARCS, manejo de la interfaz gráfica SNAP para mostrar algunos de los elementos de TRACE de forma visual. Asimismo, como resultado del trabajo con los códigos empleados se consolidarán conocimientos sobre termohidráulica y neutrónica.

Otras competencias adquiridas son la capacidad de trabajar tanto entorno Windows como Linux para realizar las simulaciones y cálculos pertinentes para desarrollar el trabajo. También se trabajará en algunos momentos por control remoto sobre otros ordenadores o sobre una máquina virtual creada en el propio ordenador, para esto se necesita aprender cómo realizar este control remoto y, sobre el manejo de la máquina virtual.

## CAPÍTULO 3: INTRODUCCIÓN

### 3.1 BREVE DESCRIPCIÓN DE UNA CENTRAL NUCLEAR

Una central nuclear es un tipo de planta térmica en la que para la obtención de energía eléctrica se hace uso de reacciones nucleares, específicamente de la reacción de fisión. En estas centrales se utilizan como combustible materiales fisionables, es decir, compuestos que pueden dar lugar a fisiones bajo condiciones de impacto por neutrones. La reacción de fisión presente en este tipo de plantas da como resultado una liberación de energía térmica. La energía térmica liberada se emplea, mediante un ciclo termodinámico convencional, para mover una serie de turbinas que van acopladas a alternadores, los cuales transforman el trabajo mecánico en electricidad.

En el núcleo se establece una reacción sostenida y moderada mediante elementos auxiliares que absorben el exceso de neutrones liberados asegurando la seguridad y estabilidad de los materiales radioactivos.

Una central nuclear generalmente consta de los siguientes elementos:

- Vasija: Es la cavidad que contiene el núcleo del reactor, el moderador, el refrigerante y las barras de control. Sirve de soporte y de elemento de seguridad frente a fugas.
- Núcleo: Elemento formado por los elementos combustibles que dotarán al reactor de potencia térmica mediante reacciones de fisión producidas en su interior.
- Barras de control. Barras longitudinales que se pueden insertar en el reactor para controlar la potencia o para evitar accidentes severos. Normalmente están compuestas por aleaciones metálicas con boro como absorbedor de neutrones.
- Refrigerante. Será el encargado de absorber la energía térmica liberada en la fisión y transportarla hasta los grupos generadores de vapor o en su defecto un intercambiador de calor.
- Moderador. Elemento destinado a reducir la energía (velocidad) de los neutrones liberados en la fisión, mediante colisiones, para poder realizar nuevas reacciones de fisión. Su situación se localiza en el interior del núcleo del reactor.
- Generadores de vapor. Estos elementos se encuentran en centrales donde el primario del reactor (circuito de refrigerante contenido en la vasija) no se utiliza directamente para la generación eléctrica. Esto es usual en reactores tipo PWR. Estos componentes pueden describirse básicamente como intercambiadores de calor donde el refrigerante del primario cede el calor a un refrigerante perteneciente a un circuito secundario. Este calor se emplea para generar vapor en el circuito secundario que finalmente se utilizará para la generación eléctrica.
- Presionador. Este elemento está presente en las centrales PWR y su función es la de asegurar que la presión dentro del reactor está dentro de los parámetros de seguridad.
- Grupo generador de electricidad: formado por el conjunto de turbinas y generadores se emplean para la conversión de energía térmica contenida en el vapor del circuito secundario a energía eléctrica.

- Condensador. Se encarga de asegurar que todo el vapor saliente de las turbinas, que ya ha entregado casi en su totalidad la energía que contiene, se convierta en líquido para favorecer su trasegado por el circuito secundario.
- Estructura de confinamiento: Sirve de protección para la planta nuclear frente a colisiones y fenómenos exteriores que pueden dañar el reactor. También sirve como barrera adicional frente a escapes de refrigerante.

Estos elementos se pueden visualizar en la siguiente figura perteneciente a una central tipo PWR:

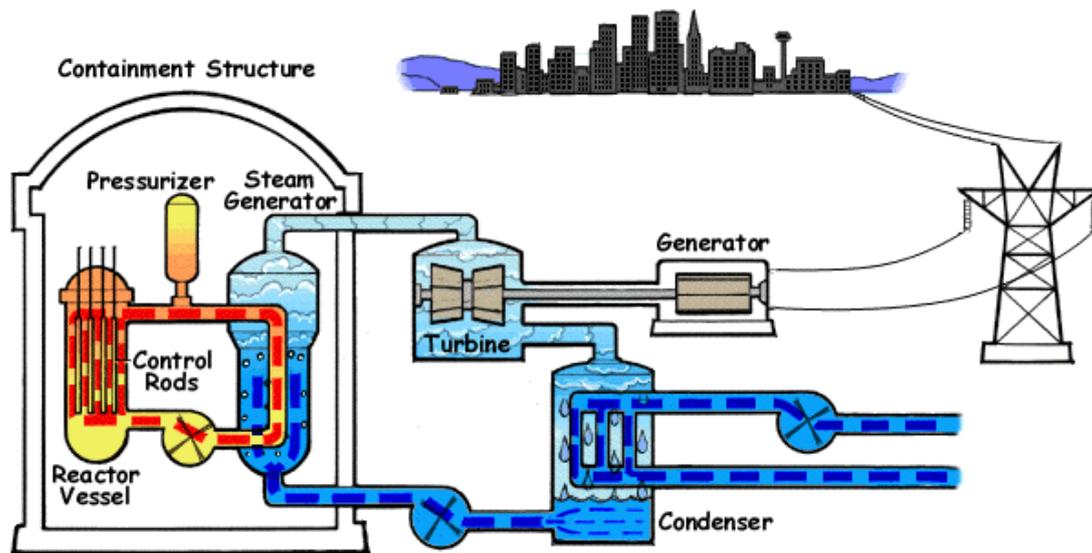


Figura 1. Esquema General Central PWR. Fuente: <http://mrkarurosphysicsama.blogspot.com.es/2012/10/fisica-nuclear-centrales-nucleares.html>

### 3.2 DESCRIPCION DE LA CENTRAL PWR-KWU

La central nuclear de tipo PWR-KWU que va a ser estudiada es una central tipo PWR de tres lazos, es decir, tiene tres salidas que portarán el refrigerante a los generadores de vapor y tres entradas a la vasija que devolverán el refrigerante para volver a ser calentado. Un esquema básico sobre una central PWR de tres lazos se puede ver en la siguiente figura:

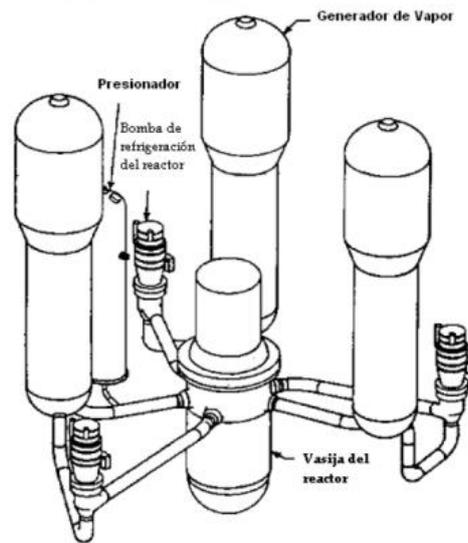


Figura 2. Reactor PWR tres lazos. Fuente: Centrales nucleares avanzadas. UPV

El reactor PWR-KWU tiene por refrigerante agua ligera y como moderador también agua ligera.

La potencia nominal del reactor es de 3010 MWth en unas condiciones de operación de 158 bar de presión y una media de 310°C en la temperatura del refrigerante. El núcleo del reactor está formado por 177 elementos combustibles, cada uno de ellos contiene 236 varillas de combustible en una matriz de 16x16.

La vasija del reactor está compuesta por una estructura situada debajo del núcleo que sirve para la distribución del flujo. La estructura superior del núcleo contiene las barras de control que pueden ser insertadas a través de unos canales a través de los elementos combustibles diseñados para esta función.

Al ser un reactor de tres lazos existen tres generadores de vapor; éstos están diseñados como intercambiadores de calor con tubos en U, incluyendo precalentadores. La presión bajo condiciones normales del circuito secundario es aproximadamente 68.5 bar.

El presionador presente en este tipo de centrales es un elemento cilíndrico cerrado por tapas hemisféricas. Está dividido en dos partes donde la parte inferior está compuesta por agua líquida saturada y la parte superior por vapor saturado. Conforme las necesidades del reactor, la relación entre estas dos fases se puede variar para adecuar la presión dentro de la vasija.

Las principales características de reactor son las siguientes:

- Potencia térmica del reactor. 3010 MWth
- Potencia eléctrica bruta: 1066 MWe
- Potencia eléctrica neta: 1020 MWe
- Ciclo de trabajo ininterrumpido: 12 meses

- Sistema de refrigeración: Torres de refrigeración.
- Numero de bombas de refrigeración. 3
- Numero de lazos: 3
- Numero de generadores de vapor: 3
- Presión de diseño de la vasija. 186 bar
- Temperatura de diseño de la vasija. 350 °C
- Presión de entrada bajo condiciones normales. 161.1 bar
- Presión de salida bajo condiciones normales. 157.3 bar
- Temperatura de entrada a potencia nominal. 294.5 °C
- Temperatura de salida a potencia nominal. 325.8 °C
- Temperatura media del refrigerante: 310 °C
- Tipo de combustible:  $UO_2$
- Número de elementos combustibles: 177
- Número total de varillas de combustible: 41772
- Presión en el secundario: 68.5 bar

### 3.3 DESCRIPCIÓN REACCION PRINCIPAL EN EL REACTOR

La reacción en la que se basan estas plantas de potencia se denomina fisión. La fisión de manera simplificada se puede describir como una reacción en la que un núcleo pesado (número atómico mayor que 60) se ve colisionado por una partícula (normalmente un neutrón). Como resultado de esta colisión se genera un estado de inestabilidad en el núcleo que da lugar posteriormente a una separación de núcleo en dos más ligeros de manera que estos tengan una mayor estabilidad que el núcleo excitado del que provienen. Esto se puede ver en la siguiente imagen:

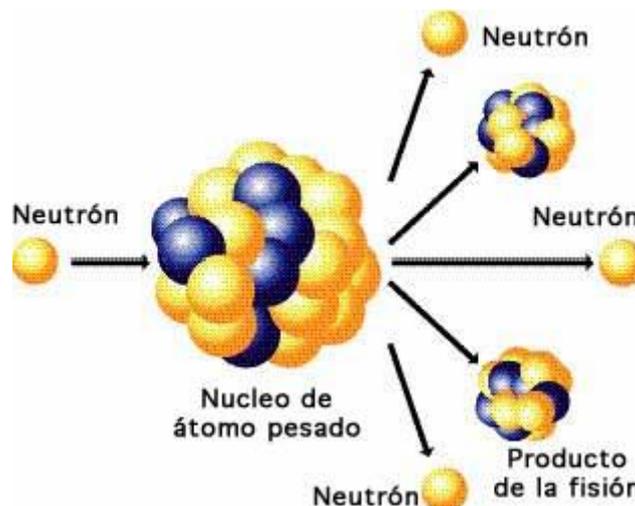


Figura 3. Reacción de fisión. Fuente: <http://cienciaquimica.webmium.com/>

En la transición desde el núcleo excitado hasta los dos núcleos más ligeros se produce un defecto de masa, es decir, si se suman los pesos atómicos de los productos de la fisión se obtendrá un valor menor

al núcleo pesado progenitor. Este defecto de masa puede ser justificado atendiendo a la ecuación de Albert Einstein:

$$E = mc^2 \quad (1)$$

Donde:

- E corresponde a un término referido a energía.
- m es la masa.
- c es la velocidad de la luz

Basándose en esta ecuación se puede decir que el defecto de masa generado en la fisión se debe a una conversión de masa a energía. Conociendo el valor de la masa perdida en la reacción se puede saber la energía liberada en fisión. En esta conversión de la masa en energía se basa la tecnología nuclear actual y es una propiedad característica de las centrales nucleares.

Además de los productos de la fisión a partir de esta reacción se desprenden nuevos neutrones (entre 2 y 3 neutrones por núcleo fisionado). Estos nuevos neutrones favorecen la obtención de una reacción en cadena sostenida que posibilita la generación de potencia continuada sin necesidad de aportar neutrones de otras fuentes una vez establecida la reacción en cadena. Para que la reacción en cadena sea estable y de esta manera se genere una potencia con un valor constante cercano al nominal, es necesario un seguimiento y control de la cantidad de neutrones generados y existentes en el reactor, pues estos neutrones serán los encargados de generar nuevas fisiones. Para hacer referencia a la estabilidad y reactividad (producción de neutrones) se define en el ámbito nuclear una variable denominada *constante de multiplicación efectiva*  $k_{eff}$ . La  $k_{eff}$  es un valor adimensional con el que se determina la tasa entre neutrones generados y neutrones desaparecidos (por difusión, absorción y fisión). El valor óptimo de la  $k_{eff}$  es 1, y significa que el reactor genera los mismos neutrones que desaparecen, esto posibilita una situación de estabilidad en el núcleo del reactor. Para valores mayores de 1 de la  $k_{eff}$  se generan un mayor número de neutrones que los que desaparecen, como consecuencia la población neutrónica irá aumentando, resultando en un aumento de potencia que puede llegar a ser peligroso cuando se superan los valores nominales de potencia llegando a producir accidentes severos en las centrales nucleares. Se puede comentar que, en casos reales el valor de  $k_{eff}$  es ligeramente superior a 1 para asegurar que la reacción se autosostiene. Para valores menor que 1 la población neutrónica irá disminuyendo ocasionando que la reacción en cadena se detenga hasta el punto de paralizar la generación de potencia en la central nuclear.

Para el control de la población neutrónica y por tanto de la  $k_{eff}$  los reactores nucleares tienen elementos absorbedores como pueden ser las barras de control o inyectores de agua borada que facilitan el control y la estabilidad de la central.

### 3.4 DESCRIPCIÓN DEL TRANSITORIO A ESTUDIAR

En este trabajo se va a realizar un análisis de accidente tipo PUMA, que tiene como suceso iniciador la parada de una bomba de refrigeración del reactor. El suceso se produce cuando reactor está trabajando al 100 % de su potencia.

La detección de este problema viene dada por el sistema de limitación. Una vez detectado el propio sistema de limitación es el encargado de que la planta llegue a condiciones estables de trabajo con 2 lazos sin que se produzca el disparo del reactor (parada del reactor). Mediante una señal llamada PUMA1/3 se insertan 4 pares de barras de control con la intención de reducir las potencias permitidas en el primario y en el secundario. De esta forma, existe la posibilidad de recuperar la bomba en la que se produjo el disparo y llevar al reactor a trabajar en condiciones estables a plena potencia de nuevo.

El accidente PUMA afecta asimétricamente al núcleo y da lugar a una situación en la que el caudal del lazo afectado se invierte y pasa a tener un valor pequeño. De esta manera su aporte en la extracción de calor a partir de su generador de vapor es casi despreciable. Por esta razón, es necesario disminuir la potencia generada mediante la inserción de barras de control.

Mediante las medidas tomadas, la planta se estabiliza trabajando a dos lazos con una potencia generada en el reactor aproximadamente del 40% respecto al nominal. En el primario el reactor evacua el calor a través de los dos generadores de vapor en funcionamiento con una circulación forzada. En el secundario se adecúa la potencia en la turbina con la potencia del reactor.

### 3.5 CÓDIGOS NRC

La Comisión Reguladora Nuclear (*Nuclear Regulatory Commission* - NRC) de los Estados Unidos utiliza códigos computacionales con la intención de modelar y evaluar variables como: el comportamiento del combustible, la cinética del reactor, condiciones termohidráulicas, la progresión de los eventos en accidentes severos, preparación de reacciones para situaciones de emergencia, efectos en la salud de los seres vivos y el transporte de radionucleidos. La aplicación de los códigos apoya el análisis de los riesgos, la revisión de los códigos destinados a licenciar una planta, la veracidad de los cálculos en una auditoria, así como la resolución de otras cuestiones técnicas.

Actualmente la computación avanzada tiene un rol crítico en diseño, licencia y operación de las centrales nucleares. El sistema correspondiente a un reactor nuclear moderno contiene un nivel de sofisticación tan alto que los modelos teóricos simples no pueden entender completamente una respuesta de este sistema ante alguna perturbación, y es necesario obtener esta información. Para conseguir este conocimiento, la NRC junto con otras organizaciones han desarrollado durante los últimos 30 años herramientas computacionales avanzadas para simular el comportamiento de un reactor durante un transitorio hipotético.

## CAPÍTULO 4: CÓDIGO TERMOHIDRÁULICO TRACE

### 4.1 INTRODUCCIÓN AL CODIGO TERMOHIDRAULICO TRACES

Particularmente los códigos termohidráulicos se utilizan normalmente para analizar accidentes donde se produce una pérdida de refrigerante (*Loss of Coolant Accident* - LOCA) y transitorios en reactores de agua ligera. La información extraída de la simulación ayuda a la toma de decisiones dentro de una planta en cuanto a diseño, operación y seguridad.

La NRC, bajo el acuerdo de intercambio de información técnica relacionado con la seguridad en el ámbito termohidráulico en plantas nucleares, es la encargada de proveer a los otros países miembros del acuerdo las últimas versiones de los códigos termohidráulicos. Algunos de los códigos que ya no son utilizados pero que sirven como base para los modernos son:

TRAC-P: Herramienta para el análisis de LBLOCA (*Large Break LOCA*) en reactores tipo PWR. Tiene la capacidad de modelar fenómenos termohidráulicos 1D y 3D.

TRAC-B: Herramienta para análisis de transitorios para LBLOCA y SBLOCA (*Small Break LOCA*) en reactores tipo BWR. Puede reproducir fenómenos en 1D y 3D.

CONTAIN: Herramienta para análisis de transitorios en contención para reactores tipo PWR y BWR.

RELAP: *Reactor Excursion and Leak Analysis Program* es una herramienta de análisis para SBLOCA y transitorios en PWRs y BWRs. Tiene la capacidad de modelar casos de componentes 1D.

Como resultado de la modernización y consolidación de los códigos TRAC-B, TRAC-P y RELAP nace TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine). Este código es capaz de analizar tanto LBLOCA y SBLOCA como transitorios en reactores de agua en ebullición y agua presurizada.

TRACE ha sido diseñado para realizar una mejor estimación de los análisis de accidentes donde se produce una pérdida de refrigerante (LOCAs), transitorios operacionales, y otros escenarios posibles en reactores PWR y reactores BWR. Los modelos que son utilizados en este código incluyen: flujo bifásico multidimensional, ecuaciones generales de transferencia de calor, termodinámica del no equilibrio, inundaciones, seguimiento del nivel de la vasija y la cinética del reactor.

Para la definición de un modelo de reactor, TRACE utiliza componentes básicos basados en componentes existentes en un central real. Cada pieza física de equipamiento en una rama puede ser representada por algún tipo de componente, y cada uno de estos componentes puede ser nodalizado en un número de volúmenes (también llamados celdas) en los cuales las ecuaciones de los fluidos, la conducción y la cinética se calcula como la media en cada volumen considerado. No existe límite de componentes o volúmenes que pueden ser modelizados, solo está limitado por la capacidad de la memoria computacional disponible. Los componentes hidráulicos en TRACE incluyen: PIPE (Tubería), PRIZER (Presionador), CHAN (Canal de combustible en BWR), PUMP (Bomba), JET (Bombas de chorro), SEPD (Separadores), TURB (Turbinas), HEATRS (Calentadores de agua de alimentación), CONTAN

(Contención), VALVE (Valvula) y VESSEL (Vasija). Las estructuras de transferencia de calor se definen como componentes tipo HTSTR; éstas pueden ser elementos combustibles o paredes calientes. Es posible realizar un cálculo en dos dimensiones de transferencia de calor por conducción y convección en geometrías tipo cartesiana o cilíndrica. Los componentes POWER se definen como las fuentes de energía entregada al fluido a través de los HTSTR. Existe la posibilidad de definir una entrega directa de la energía al fluido utilizando el componente FLPOWER. Los componentes FILL y BREAK se utilizan para aplicar condiciones de contorno de caudal y presión, respectivamente, para poder realizar cálculos de transitorios y estacionarios. Existe la posibilidad de visualizar estos componentes en un entorno gráfico utilizando la herramienta SNAP (*Symbolic Nuclear Analysis Package*) de la NRC, además esta herramienta es capaz de realizar cambios directamente en el input de TRACE y tiene la posibilidad de crear animaciones con los cálculos desarrollados desde TRACE.

El código termohidráulico TRACE se basa en la ejecución de un “input” o fichero de entrada donde se determinan las características de los todos los elementos que sirven para modelar el caso estudiado. Las propiedades que se definen para cada elemento hidráulico del código suelen ser:

- Opciones de transferencia de calor.
- Dimensiones y mallado de las celdas que forman los elementos.
- Temperatura y presión iniciales.
- Coeficientes de fricción.
- Lógica de control que regula el funcionamiento.

A partir de estos datos definidos en el “input”, TRACE lleva a cabo un análisis transitorio de las condiciones del flujo y la transferencia de calor en las diferentes celdas que forman cada uno de los elementos del modelo estudiado y devuelve una serie de ficheros de salida, denominado output, donde se reflejan los resultados de los cálculos. Las variables de salida que aporta TRACE pueden ser, por ejemplo: fracción de huecos, temperatura de saturación del fluido, temperatura de las estructuras de calor, presión de la fase vapor y de los gases no condensables.

TRACE tiene implementados dos métodos numéricos para resolver las ecuaciones del flujo bifásico. La discretización de los intervalos de tiempo depende del método elegido. Los métodos numéricos que tiene TRACE son:

- Método semi-implícito. El paso de tiempo tiene la limitación del límite de *Courant*. Pero tiene menor difusión numérica que el método SETS.
- Método SETS (*Stability Enhancing Two-Step*) . Al contrario que el caso anterior, este método hace caso omiso a los límites de *Courant* en los pasos de tiempo. Es recomendable en la gran mayoría de los casos pues es más rápido y contempla la posibilidad de superar la discretización de tiempo máxima.

El código termohidráulico TRACE usa el algoritmo de NEWTON-Raphson para linealizar el sistema de ecuaciones bifásicas y resolverlo por inversión matricial.

## 4.2 ECUACIONES GENERALES

TRACE se basa en 6 ecuaciones básicas que describen el flujo bifásico, que consisten en las ecuaciones de conservación de masa, energía y momento para el líquido y el vapor estudiado. Esto aporta un punto de partida con 6 ecuaciones diferenciales para modelar un flujo de agua y vapor. Se puede comentar, que para contemplar un amplio rango de seguridad en el análisis, un gas no condensable puede entrar en el sistema y mezclarse con el vapor. TRACE considera que todos los componentes de esta mezcla de gases están a la misma temperatura y se mueven a la misma velocidad. Como resultado solo son necesarias una ecuación de conservación de momento y una de energía para la mezcla de gases. Sin embargo, se puede utilizar una opción de TRACE que facilita la contemplación de una mezcla de un gas no condensable y aire como dos componentes separados teniendo sus respectivas ecuaciones cada uno de los componentes de la mezcla.

Antes de presentar las ecuaciones para el flujo bifásico, es necesario definir cierta terminología. Para la nomenclatura trabajada, el termino gas incluye en general una mezcla de vapor de agua y gases no condensables. El término 'líquido' implicará agua líquida pura, y con el subíndice l denotará una cantidad aplicada específicamente al agua líquida. También se tiene que tener en cuenta la siguiente nomenclatura para algunas variables:

$\alpha$  = Fracción en volumen de gas.

$\rho$  = Densidad.

$\vec{V}$  = Vector velocidad.

t = Tiempo.

V = Magnitud escalar de la velocidad.

c = Velocidad del sonido.

q' = Flujo de calor.

T = Tensor de tensión.

g = magnitud escalar del vector gravedad.

$\vec{g}$  = vector gravedad.

$E_i$  = Tasa de transferencia de energía en un volumen unitario a través de las superficies interfaciales.

R = Tensor de stress viscoso de Reynolds.

$q_d$  = Potencia depositada directamente en el gas o líquido.

$M_i$  = Tasa de transferencia de momento en un volumen unitario a través de las superficies interfaciales.

e = Energía interna.

P = Presión del fluido o presión total.

$\Gamma$  = Tasa interfacial de transferencia de materia.

h = Entalpía del líquido o del gas.

$W$  = Trabajo realizado por el esfuerzo cortante y por términos de fuerza interfacial.

Las ecuaciones que describen el flujo bifásico para un promedio de tiempo son las siguientes:

- Conservación de la masa para la fase líquida.

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\bar{\rho}_l]}{\partial t} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\bar{\rho}_l \vec{V}_l] = -\bar{\Gamma} \quad (2)$$

- Conservación de la masa par la fase gas.

$$\frac{\partial(\alpha\bar{\rho}_g)}{\partial t} + \nabla \cdot [\alpha\bar{\rho}_g \vec{V}_g] = \bar{\Gamma} \quad (3)$$

- Conservación de la energía para la fase líquida.

$$\begin{aligned} & \frac{\partial[(1-\alpha)\bar{\rho}_l(e_l + V_l^2/2)]}{\partial t} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\bar{\rho}_l(e_l + V_l^2/2)\vec{V}_l] \\ & = -\nabla \cdot [(1-\alpha)\vec{q}_l] + \nabla \cdot [(1-\alpha)(\overline{T_l \cdot \vec{V}_l})] + (1-\alpha)\bar{\rho}_l \vec{g} \cdot \vec{V}_l - \bar{E}_i + \bar{q}_{di} \end{aligned} \quad (4)$$

- Conservación de la energía para la fase gas.

$$\begin{aligned} & \frac{\partial[\alpha\bar{\rho}_g(e_g + V_g^2/2)]}{\partial t} + \nabla \cdot [\alpha\bar{\rho}_g(e_g + V_g^2/2)\vec{V}_g] \\ & = -\nabla \cdot [\alpha\vec{q}_g] + \nabla \cdot [\alpha(\overline{T_g \cdot \vec{V}_g})] + \alpha\bar{\rho}_g \vec{g} \cdot \vec{V}_g + \bar{E}_i + \bar{q}_{dg} \end{aligned} \quad (5)$$

- Conservación del momento para la fase líquida.

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\bar{\rho}_l \vec{V}_l]}{\partial t} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\bar{\rho}_l \vec{V}_l \vec{V}_l] = \nabla \cdot [(1-\alpha)\bar{T}_l] + (1-\alpha)\bar{\rho}_l \vec{g} - \bar{M}_i \quad (6)$$



- Conservación del momento para la fase gas.

$$\frac{\partial [\overline{\alpha \rho_g \vec{V}_g}]}{\partial t} + \nabla \cdot [\overline{\alpha \rho_g \vec{V}_g \vec{V}_g}] = \nabla \cdot [\overline{\alpha \vec{T}_g}] + \overline{\alpha \rho_g \vec{g}} + \overline{\vec{M}_i} \quad (7)$$

Para el caso de considerar estas ecuaciones para volúmenes finitos son:

- Conservación de la masa para la fase liquida.

$$\frac{\partial [\overline{(1-\alpha)\rho_l}]}{\partial t} + \nabla \cdot [\overline{(1-\alpha)\rho_l \vec{V}_l}] = -\overline{\Gamma} \quad (8)$$

- Conservación de la masa par la fase gas.

$$\frac{\partial (\overline{\alpha \rho_g})}{\partial t} + \nabla \cdot [\overline{\alpha \rho_g \vec{V}_g}] = \overline{\Gamma} \quad (9)$$

- Conservación de la energía para la fase liquida.

$$\begin{aligned} & \frac{\partial [\overline{(1-\alpha)\rho_l (e_l + V_l^2/2)}]}{\partial t} + \nabla \cdot [\overline{(1-\alpha)\rho_l (e_l + \frac{P}{\rho_l} + V_l^2/2) \vec{V}_l}] \\ & = -\overline{\nabla \cdot [(1-\alpha)\vec{q}_l]} + \overline{(1-\alpha)\rho_l \vec{g} \cdot \vec{V}_l} - \overline{\Gamma h'_l} + \overline{W_l} + \overline{q_{dl}} \end{aligned} \quad (10)$$

- Conservación de la energía para la fase gas.

$$\begin{aligned} & \frac{\partial [\overline{\alpha \rho_g (e_g + V_g^2/2)}]}{\partial t} + \nabla \cdot [\overline{\alpha \rho_g ((e_g + \frac{P}{\rho_g} + V_g^2/2) \vec{V}_g)}] \\ & = -\overline{\nabla \cdot [\alpha \vec{q}_g]} + \overline{\alpha \rho_g \vec{g} \cdot \vec{V}_g} + \overline{\Gamma h'_v} + \overline{W_g} + \overline{q_{dg}} \end{aligned} \quad (11)$$

- Conservación del momento para la fase líquida.

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\rho_l \vec{V}_l]}{\partial t} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\rho_l \vec{V}_l \vec{V}_l] = \nabla \cdot [(1-\alpha)\mathbf{R}_l] + (1-\alpha)\rho_l \vec{g} - \vec{M}_i \quad (12)$$

- Conservación del momento para la fase gas.

$$\frac{\partial[\alpha\rho_g \vec{V}_g]}{\partial t} + \nabla \cdot [\alpha\rho_g \vec{V}_g \vec{V}_g] = \nabla \cdot [\alpha\mathbf{R}_g] + \alpha\rho_g \vec{g} + \vec{M}_i \quad (13)$$

### 4.3 ECUACIONES DE CIERRE

Con la intención de resolver el sistema de ecuaciones y adecuar los resultados a valores realistas se recurre a una serie de correlaciones lineales que permiten simplificar el cálculo. Estas correlaciones son normalmente empíricas. De entre ellas destacan:

4.3.1 Transferencia de calor entre las fases. Transferencia de calor entre el fluido y la pared del componente.

Con estas ecuaciones se pretende describir la transferencia de calor entre las dos fases presentes en el fluido, así como la transferencia de calor entre el fluido bifásico y la pared del elemento. Cabe destacar la necesidad de implementar estas ecuaciones para poder resolver las ecuaciones de conservación de masa y energía.

La ecuación general que describe el intercambio de calor entre fases es:

$$U = \frac{q'''_{li} - q'''_{vi}}{(h_v - h_l)} \quad (14)$$

Donde:

$$q'''_{li} = h_{li} \cdot A'''_i \cdot (T_l - T_{sv}) \quad (15)$$

$$q'''_{vi} = h_{vi} \cdot A'''_i \cdot (T_g - T_{sv}) \quad (16)$$

La nomenclatura correspondiente es:

$U$  = Tasa de transferencia de masa por unidad de volumen referida a la transferencia de calor interfacial.

$q'''_{ki}$  = Tasa de transferencia de calor por unidad de volumen entre la fase gas o líquida con la interfase.

$A'''_i$  = Área interfacial por unidad de volumen de la fase.

$h_{ki}$  = Coeficiente de transmisión de calor entre la interfase y la fase  $k$ .

$T_k$  = Temperatura de la fase  $k$ .

$T_{sk}$  = Temperatura de saturación a la presión del vapor.

$l$  = Variable respecto a la fase líquida.

$v$  = Variable respecto a la fase vapor.

#### 4.3.2 Ecuaciones para la fricción entre fases.

Estas ecuaciones describen el rozamiento existente entre las fases, y del fluido bifásico con las paredes de los componentes. Estas relaciones de cierre se encuentran incluidas en las ecuaciones de conservación de cantidad de movimiento expuestas anteriormente. Las interacciones producidas por la fricción se calculan mediante un coeficiente que depende de las características del flujo presente en el componente estudiado. Estas características hacen referencia a la manera en que se distribuye la mezcla de fases durante la circulación del fluido a lo largo de los componentes que se utilizan para modelar el reactor estudiado.

## 4.4 DESCRIPCIÓN DEL MODELO

El modelo termohidráulico del reactor PWR-KWU en el código termohidráulico TRACE5 es un modelo de vasija, es decir, incluye desde las ramas de entrada de agua en la vasija (o ramas frías) a las ramas de salida (o ramas calientes). Este modelo no incluye ningún componente externo, como el sistema de bombas o los generadores de vapor. Por eso el modelo se denomina modelo de vasija.

Para modelar la vasija se ha utilizado un componente 3D que TRACE tiene definido como VESSEL.

El componente VESSEL puede ser cartesiano o cilíndrico. En el modelo desarrollado se utiliza el componente VESSEL cilíndrico para modelar la vasija y cartesiano para el núcleo.

La ventaja de modelar el núcleo con el componente VESSEL para modelar el núcleo del reactor reside en la posibilidad de poder modelar el proceso de *crossflow* o caudal cruzado. Con el elemento PIPE no sería posible modelar esta fenomenología y el cálculo sería menos preciso al no tener en cuenta el *crossflow*.

Para considerar la transferencia de calor en los elementos combustibles dentro del modelo en TRACE se ha utilizado el componente HTSTR. Estos componentes son los encargados de transmitir la potencia térmica al refrigerante. Para el modelo estudiado se considerarán como estructuras de calor los elementos combustibles y el calor transmitido por conducción en los caudales de bypass del reactor. La energía generada en los elementos HTSTR se establece en un componente denominado POWER en el que se define la potencia emitida en cada uno de los elementos que funcionan como componentes para la transmisión de calor. En el caso de realizar un cálculo acoplado con códigos neutrónicos, como PARCS, este elemento POWER es sustituido por los resultados del análisis de potencia neutrónicos.

Las entradas de refrigerante a la vasija se modelan mediante elementos tipo FILL en los cuales se introducen las condiciones de entrada del fluido entrante (como presión, temperatura y caudal). Estos elementos pueden variarse para dar un caudal constante o un caudal dependiente del tiempo.

Para modelar las salidas de la vasija se hace uso de elementos definidos en el código termohidráulico TRACE como BREAK, en el cual se definen condiciones de salida del refrigerante y la presión.

Las tuberías se modelan con el componente PIPE, el cual solo considera el flujo del fluido sin paredes. Este elemento es utilizado para modelar las tuberías que conectan los FILL y BREAK con la vasija. También se utiliza para conectar los diferentes nodos de la VESSEL cartesiana con la VESSEL cilíndrica.

Para resumir, el modelo de la central tipo PWR definido en TRACE se puede visualizar mediante la herramienta SNAP y contiene los siguientes elementos:

- Componentes VESSEL. La necesidad de establecer dos VESSEL nace de la utilización de una vessel cartesiana para simular el núcleo del reactor y una vessel cilíndrica para funcionar como vasija y soporte para entradas y salidas de caudal de refrigerante.

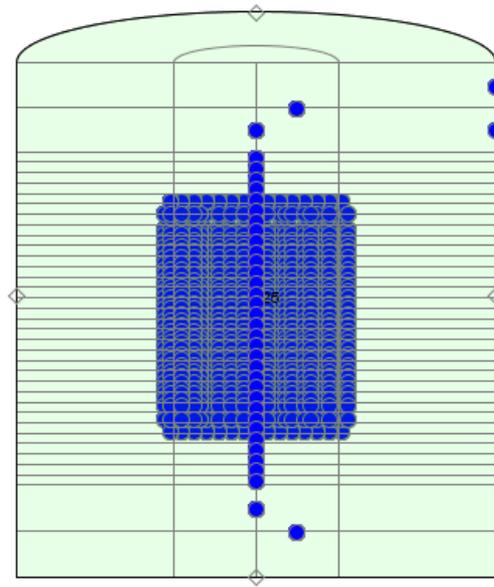


Figura 4. Componentes VESSEL cartesiano y cilíndrico en el código termohidráulico TRACE. Fuente : elaboración propia con SNAP.

- **Componentes PIPE.** 2045 PIPE que se dividirán en 6 que serán las 3 entradas y las 3 salidas de la VESSEL cilíndrica, y 2039 que simularán las uniones entre las dos VESSEL. Estos elementos se definen como solo el componente hidráulico de una tubería, es decir, solamente contempla el fluido circulante sin paredes.

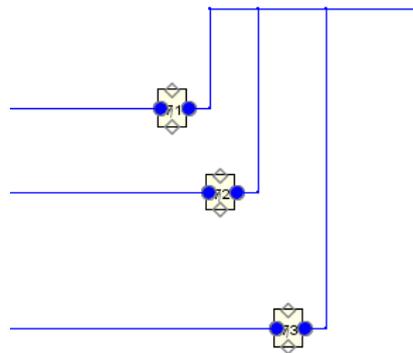


Figura 5. Componentes PIPE en el código termohidráulico TRACE. Fuente: elaboración propia.

- **Componentes HTRST.** 183 estructuras de calor que supondrán todas las estructuras de calor estudiadas. Estas estructuras obtienen energía del componente POWER y lo transmiten al refrigerante.

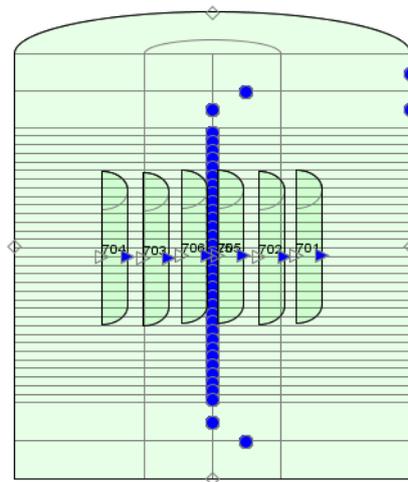


Figura 6. Componentes HTRST junto con la VESSEL cilíndrica en el código termohidráulico TRACE. Fuente: elaboración propia.

- MATERIALES. Se definen 3 materiales con la tarjeta MATERIAL que formaran parte de algunos elementos del modelo. Estos materiales corresponden a: zircaloy, acero inoxidable UO<sub>2</sub> los cuales forman parte de los elementos combustibles del núcleo del reactor.
- Componente POWER. 1 POWER que será el responsable de facilitar la energía producida al modelo. Esta energía o potencia total se distribuye a través de todas las estructuras de calor.
- Componentes FILL. 3 componentes FILL que funcionarán como las entradas a la vasija, y aportarán las condiciones de entrada del refrigerante.

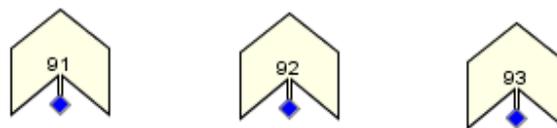


Figura 7. Componentes FILL en el código termohidráulico TRACE. Fuente: elaboración propia.

- Componentes BREAK. 3 elementos BREAK que simularán las salidas de la vasija, expresando valores de presión y otras condiciones iniciales.

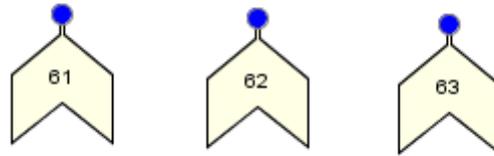


Figura 8. Componentes BREAK en el código termohidráulico TRACE. Fuente: elaboración propia.

Mediante la herramienta SNAP se pueden visualizar los elementos definidos en TRACE en un entorno 2D. La visualización general del modelo hidráulico sería:

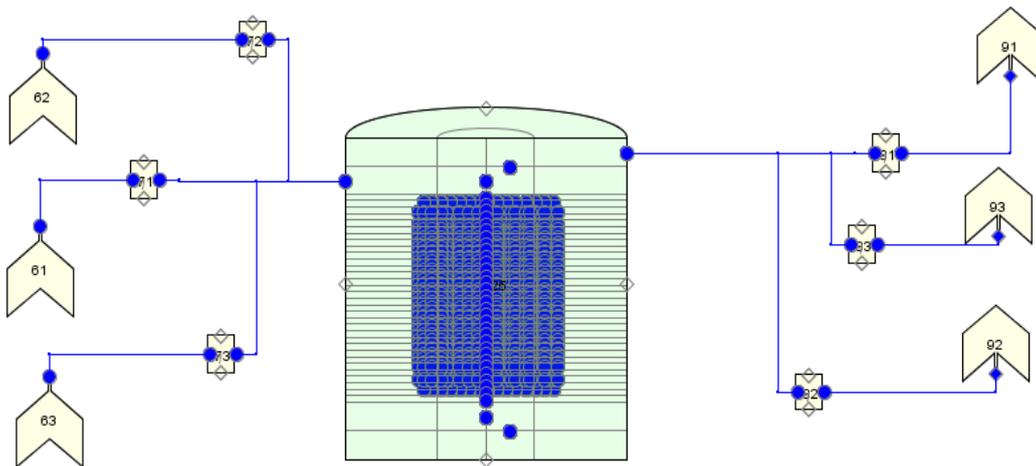


Figura 9. Esquema general de componentes del código termohidráulico TRACE. Fuente: elaboración propia.

En ella se pueden ver a la izquierda los 3 FILLS (61, 62 y 63) con sus 3 PIPESs que se unen a la VESSEL cilíndrica. A la derecha están los 3 BREAKs (91, 92 y 93) con sus respectivas PIPESs. En el centro la VESSEL cilíndrica y en su interior la cartesiana. En esta visión no se han considerado las estructuras de calor y las tuberías entre los diferentes nodos de la VESSEL cartesiana debido a la dificultad de poder visualizar correctamente tantos componentes en una misma imagen.

#### 4.5 DEFINICION EN TRACE5 DE LA CENTRAL PWR-KWU

A continuación, se va a explicar la definición del reactor PWR-KWU a nivel de vasija con tres entradas y tres salidas en el código termohidráulico TRACE5:

El primer paso en la definición del reactor en TRACE es el apartado *Main Data*. Se pueden destacar las siguientes tarjetas:

```
*****  
* Main Data *  
*****  
*  
*      numtcr      ieos      inopt      nmat      id2o  
*          1          0          1          3          0  
*
```

leos=0: Esta opción permite considerar los procesos de condensación y evaporación.

Inopt=1: De esta manera se le dice a TRACE que los valores del input se van a insertar después de los títulos de las tarjetas.

Nmat=3: Se definen el número de nuevos materiales que se van a definir en el código.

Id20=0: Se especifica que no se va a utilizar deuterio como refrigerante

El siguiente apartado es el *Namelist Data*, donde cabe destacar:

```
*****  
* Namelist Data *  
*****  
*  
&inopts  
dtstrt=-1.0,  
chfmult=1.000,  
graphlevel="full",  
ikfac=1,  
inlab=3,  
itdmr=0,  
itmrp=0,  
nofat=.TRUE.,  
nosets=1,  
nfrcl=2,  
nrslv=1,  
usesjc=3,  
nsolver=1,  
npower=1,  
nhtstr=183,  
fluids='H2O'  
&end
```

Nhtstr=183: Se especifica el número de estructuras de calor utilizadas en el modelo.

Npower=1 : Santidad de elementos de potencia.

Fluids="H2O" : Se determina el refrigerante a utilizar.

Graphlevel="full" : Volumen de información almacenado en el documento .xtv que servirá para visualizar los resultados de los cálculos.

Itdmr=0 : Esta tarjeta sirve para realizar cálculos acoplados. Con el valor 0 se considera un cálculo autónomo.

Nosets= 1 : Ee elige el método semi-implícito para desarrollar los cálculos. La opción 0 utiliza el método Sets.

Existen tarjetas no especificadas en este apartado que por defecto aportaran unas opciones para el desarrollo de la evaluación.

A continuación, se establece el apartado *Model Flags*:

```
*****  
* Model Flags *  
*****  
*  
*      dstep      timet  
*      0          0.0  
*      stdyst     transi      ncomp      njun      ipak  
*      1          0          2592      4800      1  
*      epso       eps  
*      1.0E-4     1.00E-3  
*      oitmax     sitmax     isolut     ncontr     nccfl  
*      10         10         0          0          0  
*      ntsv       ntcb       ntcf       ntrp       ntcp  
*      1          0          0          0          0  
*
```

Timet= 0.0 : Es el tiempo de partida del cálculo.

Stdyst = 1 : Esta tarjeta sirve para definir si el proceso estudiado es un estacionario y que tipo de estacionario es. En este caso un cálculo general de un estacionario.

Transi=0 : Al ser un estacionario esta tarjeta, que corresponde en caso de ser igual a 1 a un transitorio, necesita ser 0 para que el código funcione correctamente.

Ncomp=2592 : Es el número total de componentes que van a formar el modelo. Incluye los elementos de potencia, los hidráulicos y las estructuras de calor.

Njunc=4800 : Cantidad de uniones utilizadas para enlazar todos los elementos dentro del código.

Eps = 1.0E-4 : Es el criterio de convergencia para los cálculos en cuanto a la presión.

Eps = 1.00E-3: Se define el criterio para la convergencia en los casos de estacionarios.

Ntrp=0 : En el caso inicial del modelo de la central no se consideraba ningún suceso iniciador de un transitorio. Esta tarjeta cambiará para el caso de contemplar la parada de la bomba.

El siguiente elemento en el código es el Component-Number Data. Aquí se listan todos los elementos definidos en TRACE. Se pueden ver los nombres dados a cada elemento, el número asignado y único de cada uno, y el número de la unión que servirá para enlazar diferentes elementos entre sí. En la imagen se pueden ver los 3 FILL que supondrán las condiciones de caudal de entrada, los 3 BRAKE que aportarán las condiciones de presión de salida, las 6 PIPES que unen los anteriores elementos con las VESSELS, 2 VESSELS una cartesiana y otra cilíndrica. A continuación, irían las PIPES que las uniones entre la vasija cartesiana y la cilíndrica. Los posteriores 183 elementos son los HTSTR. Por último, se encuentra el elemento POWER.

```

*****
* Component-Number Data *
*****
*
* Component input order (IORDER)
*-- type ---- num ----- name ----- +   jun1   jun2   jun3
* FILL      *    61 s *                inlet loop1 +   61
* FILL      *    62 s *                inlet loop2 +   62
* FILL      *    63 s *                inlet loop3 +   63
* BREAK     *    91 s *                outlet loop1 +   91
* BREAK     *    92 s *                outlet loop2 +   92
* BREAK     *    93 s *                outlet loop3 +   93
* PIPE      *    71 s *                inlet pipe loop1 +   61   71
* PIPE      *    72 s *                inlet pipe loop2 +   62   72
* PIPE      *    73 s *                inlet pipe loop3 +   63   73
* PIPE      *    81 s *                outlet pipe loop1 +   81   91
* PIPE      *    82 s *                outlet pipe loop2 +   82   92
* PIPE      *    83 s *                outlet pipe loop3 +   83   93
* VESSEL    *    10 s *                cartessian vessel #10 +
* VESSEL    *    25 s *                cylindrical vessel #25 +
* PIPE      *  1001 s *                sjun: lower axial x=2,y=7 + 10207 20207
* PIPE      *  1002 s *                sjun: lower axial x=2,y=8 + 10208 20208

* HTSTR     *    701 s *                htstr x=7,y=2 +
* HTSTR     *    702 s *                htstr x=8,y=2 +
* HTSTR     *    703 s *                htstr x=9,y=2 +
* HTSTR     *    704 s *                htstr x=10,y=2 +
* HTSTR     *    705 s *                htstr x=11,y=2 +
* HTSTR     *    706 s *                htstr x=5,y=3 +
* HTSTR     *    707 s *                htstr x=6,y=3 +

* POWER     *    50 e *                power +

```

Para la especificación de nuevos materiales se utiliza el apartado Material Properties. En este, se definen los nuevos materiales en función de la temperatura unos valores de conductividad térmica ( $W/(m \cdot K)$ ), emisividad, densidad ( $kg/m^3$ ) y  $C_p$  [ $J/(kg \cdot K)$ ]. Este proceso se repite para los 3 materiales nuevos definidos por el usuario en el código termohidráulico TRACE.

```

*****
* Material Properties *
*****
*
* matb*      51      53      52e
* ptbln*     25      2      15e
*
* User Defined Material : 51
*
* prptb      temp      rho      cp      cond      emis
* prptb*    273.15  1.0072e+04  243.12  7.8736  0.8707 s
* prptb*    400.00  1.0072e+04  271.53  7.2701  0.8707 s
* prptb*    500.00  1.0072e+04  288.48  6.4743  0.8707 s
* prptb*    600.00  1.0072e+04  301.42  5.7734  0.8707 s
* prptb*    700.00  1.0072e+04  311.05  5.1597  0.8707 s
* prptb*    800.00  1.0072e+04  318.04  4.6260  0.8707 s
* prptb*    900.00  1.0072e+04  323.03  4.1655  0.8707 s

```

En el modelo de partida no se consideran variables de comienzo ni trips, es decir, ninguna variable que inicie un transitorio. Como consecuencia el apartado Starting Signal Variable se encuentra vacío.



```
*****
* Starting Signal Variable Section of Model *
*****
*
*      idsv      isvn      ilcn      icn1      icn2
*      1         0         0         0         0
```

A continuación, se procede a la definición específica de los elementos hidráulicos anteriormente listados:

### Componente FILL

```
*****  type          num          userid          component name
fill          61          1          inlet loop1
*      jun1          ifty          ioff
*      61           2           0
*      twtold        rfmix        concin         felv
*      0.0           1.0E20       0.0           0.0
*      dxin          volin         alpin          vlin          tlin
*      1.0000        1.3921       0.0000        -5.4355       567.8560
*      pin           pain         flowin        vvin          tvin
*      1.5758E7       0.0000      5.57849E3     -5.4355       567.8560
```

Type= fill : Se elige el tipo de elemento hidráulico a definir.

Num: 61 : Número del elemento que se precisa.

Junc1=61: Número de la unión que se encargará de enlazar dos elementos hidráulicos.

Ifty=2 : Se establece el tipo de fill que se va a utilizar. En este caso al utilizar la opción 2 será de tipo caudal másico constante, aunque pueden ser de tipo velocidad constante o variables dependientes de tablas de datos o ecuaciones.

Dxin= 1 : Es la longitud de las celda que formará el Fill.

Volin= 1.3921 : Es el volumen de la celda. En los casos de ser Fill los valores de longitud y volumen tiene que ser iguales a los propios de la celda adyacente.

Tlin=567.856 : Temperatura inicial del líquido. La temperatura esta expresada en Kelvin.

Tvin=567.856 : Temperatura inicial del vapor.

Pin=1.5758E8 : Presión inicial.

Alpin=0 : Fracción inicial de vapor.

Flowin= 5.4870E3 : Caudal másico de refrigerante inicial. Esta variable tiene unidades de kg/s

Esta definición con sus respectivos valores se repetiría para los otros componentes FILL modelados.

### Componente BREAK

```

*****  type          num          userid          component name
break          91          1          outlet loop1
*      jun1          ibty          isat          ioff          adjpress
          91          0          0          0          0
*      dxin          volin          alpin          tin          pin
          1.0000          1.3921          0.0000          599.7720          1.5510E7
*      pain          concin          rbmx          poff          belv
          0.0000          0.0          1.0E20          0.0          0.0

```

Type= break : Se elige el tipo de elemento hidráulico a definir.

Num: 91 : Número del elemento que se precisa.

Junc1=91 : Numero de la unión que se encargará de enlazar dos elementos hidráulicos.

Ibty=0 : Se establece el tipo de break que se va a utilizar. En el caso de ser 0 será un break de valor de presión constante. También se permite introducir valores tabulados o regidos por ecuaciones.

Dxin= 1 : Es la longitud de las celda que formará el Break.

Volin= 1.3921 : Es el volumen de la celda. En los casos de ser Break los valores de longitud y volumen tiene que ser iguales a los propios de la celda adyacente.

Alpin=0 : Fracción inicial de vapor.

Tin=599.772 : Es el valor inicial de la temperatura.

Pin=1.5510E7 : Corresponde al valor inicial de la presión.

### Componente PIPE

```

*****  type          num          userid          component name
pipe          3061          1          sjun: upper axial x=7,y=11
*      ncells          nodes          jun1          jun2          epsw
          0          0          30711          40711          0.00E0
*      ichf          iconc          pipetype          ipow          npipes
          1          0          0          0          1
*      radin          th          houtl          houtv          toutl
          0.0          0.0          0.0          0.0          0.0
*      toutv          pwin          pwoff          rpwmx          pwscl
          0.0          0.0          0.0          0.0          0.0
* dx      * f          0.0000e
* vol     * f          0.0000e
* fa      * f          0.0156e
* kfac    * f          6.60000E-1e
* kfacr   * f          6.60000E-1e
* grav    * f          1.0000e
* hd      * f          0.0131e
* nff     * f          -1e
* alp     * f          0.0000e
* vl      * f          3.5339e
* vv      * f          3.5339e
* tl      * f          610.0450e
* tv      * f          610.0450e
* p       * f          1.5510E7e
* pa      * f          0.0000e

```

Type= pipe : Se elige el tipo de elemento hidráulico a definir.

Num: 3061 : Número del elemento que se precisa.

Ncells=0 : Cantidad de celdas en el componente PIPE.

Junc1=30711 : número de la unión que se encargará de enlazar dos elementos hidráulicos.

Junc2=40711 : número de la unión que se encargará de enlazar dos elementos hidráulicos.

Nodes=0 : Cantidad de nodos radiales de transferencia de calor presentes en la pared de la PIPE. Un valor igual a cero especifica que no existe transferencia de calor en la pared

Epsw: 0.00E0: espesor de la pared de la PIPE.

lchf=1 : Elección del tipo de cálculo a considerar en este elemento. Con el valor igual a 1 no se tienen en cuenta el estado crítico del refrigerante.

Iconc=0 : Esta tarjeta permite la opción de incluir un soluto en el refrigerante. Con un valor de 0 no se considera soluto.

Pipetype=0 : En esta tarjeta se precisa el tipo de componente PIPE a modelar. Con esta opción se pueden modelar el elemento PIPE como acumulado o presurizador entre muchas posibilidades que ofrece el código termohidráulico TRACE. En este caso con valor 0 se considera una PIPE normal sin opciones especiales en el modelo.

lpow=0 : Aquí se determina si se depositará potencia en el fluido. En este caso con el valor igual a 0 no se considera. En el caso de utilizar el componente PIPE como un presionador esta opción tendría que portar un valor de 1.

Npipes=0 : Número de PIPEs paralelas presentes en el modelo. Este valor normalmente es 1.

Radin=0 : Radio interior del componente PIPE.

Th=0 : Espesor de la pared de la PIPE.

Houtv y houtl : Son coeficientes de transferencia de calor dados en  $W/m^2 K$  entre la parte exterior de la PIPE y el exterior, para el caso de considerar un gas y un líquido en el exterior.

Pwin y poff: Corresponden a opciones para el caso de considerar potencia depositada en el elemento PIPE.

Dx = 0 : Longitud de la celdas.

Vol = 0 : Volumen de las celdas.

Fa = 0.0156 . Área por donde se trasiega el flujo del refrigerante ( $m^2$ ).

Kfac= 6.6E-1 : Coeficiente de rozamiento presente en la PIPE.

Hd= 0.0131 : Diámetro hidráulico.

Nff = -1. Se elige la correlación a utilizar para los cálculos de fricción dentro de la PIPE.

Tl=610.0450 : Temperatura inicial del líquido.

Tv=610.0450 : Temperatura inicial del vapor.

P=1.5510E7 : Presión inicial.

Pa = 0 : Presión parcial de los gases incondensables.

Alp=0 : Fracción inicial de vapor.

Cada uno de los elementos PIPE modelados se definirá de la misma manera teniendo en cuenta sus valores característicos como las temperaturas, presión y área del flujo.

### Componente VESSEL cartesiana.

Este elemento modelará el núcleo del reactor. Su definición se muestra a continuación:

```

*****  type          num          userid          component name
vessel   10            1             cartesian vessel #10
*        nasx          nrsx          ntsx           ncsr          ivssbf
          34            15            15            2394          0
*        idcu          idcl          idcr           icru          icrl
          0             0             0             0             0
*        icrr          ilcsp         iucsp         iuhp          iconc
          0             0             0             0             0
*        igeom         nvent         nvvtb         nsgrid        vesstype
          1             0             0             0             0
*        shelv         epsw
          0.0          6.000E-7
    
```

Type= vessel : Se elige el tipo de elemento hidráulico a definir.

Num: 10 : Número del elemento que se precisa.

Nasx = 34 : Número de celdas axiales (niveles en el eje z).

Nrsx = 15 : Cantidad de celdas en la dirección X.

Ntsx = 15 : Número de celdas en el eje Y.

Ncsr = 2394 : Número de uniones de componentes hidráulicos 1D con la VESSEL.

Igem = 1 . Se define el tipo de VESSEL como cartesiana.

Epsw = 6.000E-7 . Rugosidad del elemento VESSEL.

A continuación, se definen las localizaciones de las superficies de contacto superiores entre las celdas partiendo de una referencia de Z=0.0 m para el caso de las celdas axiales:

```

*   z   *   0.46700   0.57370   0.68040   0.78710s
*   z   *   0.89380   1.00050   1.10720   1.21390s
*   z   *   1.32060   1.42730   1.53400   1.64070s
*   z   *   1.74740   1.85410   1.96080   2.06750s
*   z   *   2.17420   2.28090   2.38760   2.49430s
*   z   *   2.60100   2.70770   2.81440   2.92110s
*   z   *   3.02780   3.13450   3.24120   3.34790s
*   z   *   3.45460   3.56130   3.66800   3.77470s
*   z   *   3.88140   4.33540e
    
```

Posteriormente se definen las superficies de contacto entre las celdas dispuestas en el eje X (se parte de una referencia X=0.0 m):

```
* X * 0.22880 0.45760 0.68640 0.91520s
* X * 1.14400 1.37280 1.60160 1.83040s
* X * 2.05920 2.28800 2.51680 2.74560s
* X * 2.97440 3.20320 3.43200e
```

Por último, se precisan las superficies de contacto entre las celdas colocadas en el eje Y partiendo de un valor de referencia para el eje Y igual a 0.0 m:

```
* Y * 0.22880 0.45760 0.68640 0.91520s
* Y * 1.14400 1.37280 1.60160 1.83040s
* Y * 2.05920 2.28800 2.51680 2.74560s
* Y * 2.97440 3.20320 3.43200e
```

Las siguientes tarjetas que aparecen en la definición de la VESSEL cartesiana son las de las uniones con otros recursos, un extracto se muestra a continuación:

```
*      lisrl      lisrc      lisrf      ljuns
      1          76         -2        20702
     34          76          2        30702
      1          91         -2        20802
     34          91          2        30802
      1         106         -2        20902
```

De esta forma con la tarjeta lisrl se determina la celda axial (nivel) que formará parte de la conexión. lisrc es el numero de la celda en el plano horizontal en el nivel axial determinado anteriormente asociada con la conexión. Con la tarjeta lisrf se define la dirección de la conexión y si se hace axial o radialmente. La tarjeta que cierra este apartado de conexiones es la ljuns que determina el número de la unión que realiza la conexión. Este apartado sirve para definir las conexiones entre las celdas de la vasija cartesiana y la cilíndrica.

Una vez contabilizadas y definidas las posiciones todas las celdas que formarán la VESSEL cartesiana se debe añadirle las características propias de cada celda. Para ello se le va dado por niveles axiales tarjetas de características de las cuales destacan las siguientes:

```
*
* level 1
*
* frvol * 0.00000000 0.00000000 0.00000000 0.00000000s
* frvol * 0.00000000 0.42884890 0.42884890 0.42884890s
* frvol * 0.42884890 0.42884890 0.00000000 0.00000000s
```

Frvol. Es la fracción de fluido dentro de la celda.

```
* frfayt * 0.00000000 0.00000000 0.00000000 0.00000000s
* frfayt * 0.00000000 1.00000000 1.00000000 1.00000000s
* frfayt * 1.00000000 0.00000000 0.00000000 0.00000000s
```

Frfoy. Corresponde con la fracción del borde de la celda que corresponde a un flujo en el eje y.



```
* frfaz * 0.00000000 0.00000000 0.00000000 0.00000000s
* frfaz * 0.00000000 0.55205939 0.55205939 0.55205939s
* frfaz * 0.55205939 0.55205939 0.00000000 0.00000000s
```

Frfa. Hace referencia a la fracción del borde de la celda que corresponde con un flujo en el eje z.

```
* frfaxr * 0.00000000 0.00000000 0.00000000 0.00000000s
* frfaxr * 0.00000000 1.00000000 1.00000000 1.00000000s
* frfaxr * 1.00000000 1.00000000 0.00000000 0.00000000s
```

Frfa. Es la fracción del área de la celda que porta un flujo en el eje x.

```
* hdyt * 0.00000 0.00000 0.00000 0.00000s
* hdyt * 0.00000 0.10685 0.10685 0.10685s
* hdyt * 0.10685 0.00000 0.00000 0.00000s
```

Hdyt. Precisa el diámetro hidráulico en el eje y.

```
* hdz * 0.00000 0.00000 0.00000 0.00000s
* hdz * 0.00000 0.01308 0.01308 0.01308s
* hdz * 0.01308 0.01308 0.00000 0.00000s
```

Hdz. Hace referencia al diámetro hidráulico respecto al eje z.

```
* hdxr * 0.00000 0.00000 0.00000 0.00000s
* hdxr * 0.00000 0.10685 0.10685 0.10685s
* hdxr * 0.10685 0.10685 0.00000 0.00000s
```

Hdxr. Es el diámetro hidráulico en el eje x.

```
* alpn * 0.0 0.0 0.0 0.0s
* alpn * 0.0 0.0 0.0 0.0s
* alpn * 0.0 0.0 0.0 0.0s
```

Alpn. Determina la fracción inicial de gas presente en la celda.

```
* vlnyt * 0.0 0.0 0.0 0.0s
* vlnyt * 0.0 0.0 0.0 0.0s
* vlnyt * 0.0 0.0 0.0 0.0s
```

Vlnyt. Determina la velocidad inicial del líquido en la dirección del eje Y en la celda.

```
* vlnz * 0.0 0.0 0.0 0.0s
* vlnz * 0.0 4.4 4.4 4.4s
* vlnz * 4.4 4.4 0.0 0.0s
```

Vlnz. Es la velocidad inicial del líquido en la dirección axial en la celda.

```
* vlnxr * 0.0 0.0 0.0 0.0s
* vlnxr * 0.0 0.0 0.0 0.0s
* vlnxr * 0.0 0.0 0.0 0.0s
```

Vlnxr. Es la velocidad inicial de la fase líquida en la dirección del eje X en la celda.



```
* tvn *      567.856      567.856      567.856      567.856s
* tvn *      567.856      567.680      567.711      567.716s
* tvn *      567.707      567.674      567.856      567.856s
```

Tvn. Corresponde con la temperatura inicial del gas.

```
* tln *      567.856      567.856      567.856      567.856s
* tln *      567.856      567.680      567.711      567.716s
* tln *      567.707      567.674      567.856      567.856s
```

Tln. Es la temperatura inicial del líquido dentro de cada celda.

```
* pn *      1.5758E7      1.5758E7      1.5758E7      1.5758E7s
* pn *      1.5758E7      1.5758E7      1.5758E7      1.5758E7s
* pn *      1.5758E7      1.5758E7      1.5758E7      1.5758E7s
```

Pn. corresponde con la presión inicial.

```
* pan *      0.0      0.0      0.0      0.0s
* pan *      0.0      0.0      0.0      0.0s
* pan *      0.0      0.0      0.0      0.0s
```

Pan. Precisa la presión parcial de los gases incondensables en las celdas.

Esta definición que se ha detallado para el nivel axial o nivel 1 se repite hasta llegar al nivel axial superior número 34. Cabría comentar que para cada nivel hay 15x15 celdas en el plano horizontal y por lo tanto se tendrá que definir 225 valores en cada tarjeta para definir todas las celdas en cada nivel. El orden que se sigue en un plano horizontal para numerar las celdas comienza desde los valores más pequeños de X e Y, y va avanzando en el eje X hasta valores más positivos, cuando el valor X llega a su máximo, se comienza desde el primer valor de X pero avanzando un puesto en la Y.

### Componente VESSEL cilíndrica.

Este elemento modela la vasija del reactor y el código termohidráulico TRACE que lo define, destacando las tarjetas más relevantes, se muestra a continuación:

```
*****  type          num          userid          component name
vessel          25             1          cylindrical vessel #25
* nasx          nrsx          ntsx          ncsr          ivssbf
  36             2             3          2400          0
* idcu          idcl          idcr          icru          icrl
  0             0             0             0             0
* icrr          ilcsp          iucsp          iuhp          iconc
  0             0             0             0             0
* igeom          nvent          nvvtb          nsgrid          vesstype
  0             0             0             0             0
* shelv          epsw
  0.0          6.000E-7
```

Type= vessel : Se elige el tipo de elemento hidráulico a definir.

Num: 25 : Número del elemento que se precisa.

Nasx = 36 : Número de celdas axiales (niveles en el eje z).

Nrsx = 2 : Cantidad de celdas radiales (anillos).

Ntsx = 3 : Número de celdas azimutales (sectores). 3 ramas

Ncsr = 2400 : Número de uniones de componentes hidráulicos 1D con la VESSEL.

Igem = 0 . Se define el tipo de VESSEL como cilíndrica.

Epsw = 6.000E-7 . Rugosidad del elemento VESSEL.

A continuación, se precisan las posiciones de las zonas intersticiales de las celdas.

Par el caso de las celdas axiales (niveles) el proceso es igual al caso del elemento VESSEL cilíndrico, se determina la superficie superior de unión entre las diferentes celdas partido de un punto de referencia de Z=0.0.

```
* z * 0.46700 0.93400 1.04070 1.14740s
* z * 1.25410 1.36080 1.46750 1.57420s
* z * 1.68090 1.78760 1.89430 2.00100s
```

El siguiente paso es definir las superficies radiales de contacto entre celdas, para ello se le dan valores de radio en referencia a X=0.0.

```
* X * 0.83492 2.44281e
```

Al tener solo dos celdas radiales solo es necesario definir dos superficies de contacto. Cabe comentar que estas superficies siempre son las exteriores dentro de una celda.

Para acabar la definición de la localización de las celdas es necesario determinar los ángulos, con sus unidades en grados, para las celdas azimutales.

```
* Y * 124.06780 237.96610 360.00000e
```

Se puede observar que entre las 3 celdas se reparten los 360° que forman la vasija.

De forma análoga a la VESSEL cartesiana la definición de las uniones entre las celdas de la VESSEL cilíndrica con los recursos se realiza de la siguiente manera:

```
*      lisrl      lisrc      lisrf      ljuns
      1           3           2          10702
      36          3          -2          40702
      1           3           2          10802
      36          3          -2          40802
```

De esta forma con la tarjeta lisrl se determina la celda axial (nivel) que formará parte de la conexión. lisrc es el número de la celda en el plano horizontal en el nivel axial determinado anteriormente asociada con la conexión. Con la tarjeta lisrf se define la dirección de la conexión y si se hace axial o radialmente. La tarjeta que cierra este apartado de conexiones es la ljuns que determina el número de la unión que realiza la conexión. De esta forma se detallan las conexiones entre la vasija cilíndrica y la cartesiana.

Para finalizar la definición de la VESSEL cilíndrica se tienen que definir las características de las mismas. Este proceso de definición se realiza por niveles axiales y destacan las siguientes tarjetas:

\* level 1

\*

```
* frvol * 1.00000000 1.00000000 1.00000000 0.73440560s
* frvol * 0.73440560 0.73440560e
```

Frvol. Es la fracción de fluido dentro de la celda.

```
* frfayt * 1.00000000 1.00000000 1.00000000 1.00000000s
* frfayt * 1.00000000 1.00000000e
```

Frfoy. Corresponde con la fracción del área del borde de la celda que corresponde a un flujo en dirección azimutal.

```
* frfaz * 1.00000000 1.00000000 1.00000000 0.73440560s
* frfaz * 0.73440560 0.73440560e
```

Frfaz. Hace referencia a la fracción del área del borde de la celda que corresponde con un flujo en el eje z.

```
* frfaxr * 1.00000000 1.00000000 1.00000000 0.00000000s
* frfaxr * 0.00000000 0.00000000e
```

Frfaxr. Es la fracción del área del borde de la celda que porta un flujo en el eje radial.

```
* hdyt * 0.38991 0.38991 0.38991 0.28422s
* hdyt * 0.28422 0.28422e
```

Hdyt. Precisa el diámetro hidráulico en el eje y.

```
* hdz * 0.57548 0.52831 0.56605 0.87675s
* hdz * 0.80488 0.86237e
```

Hdz. Hace referencia al diámetro hidráulico respecto al eje z.

```
* hdxr * 0.84431 0.77510 0.83047 1.45976s
* hdxr * 1.34010 1.43583e
```

Hdxr. Es el diámetro hidráulico en el eje x.

Vlnyt. Determina la velocidad inicial del líquido en la dirección azimutal en la celda.

```
* vlnz * 4.4 4.4 4.4 -5.0s
* vlnz * -5.0 -5.0e
```

Vlnz. Es la velocidad inicial del líquido en la dirección axial en la celda.

```
* vlnxr * 0.0 0.0 0.0 0.0s
* vlnxr * 0.0 0.0e
```

Vlnxr. Es la velocidad inicial de la fase líquida en la dirección radial en la celda.

```
* alpn * 0.0 0.0 0.0 0.0s
* alpn * 0.0 0.0e
```

Alpn. Determina la fracción inicial de gas presente en la celda.

```
*      tvn *      567.856      567.856      567.856      567.856s
*      tvn *      567.856      567.856e
```

Tvn. Es la temperatura inicial del gas.

```
*      tln *      567.856      567.856      567.856      567.856s
*      tln *      567.856      567.856e
```

Tln. Es la temperatura inicial del líquido dentro de cada celda.

```
*      pn *      1.5758E7      1.5758E7      1.5758E7      1.5758E7s
*      pn *      1.5758E7      1.5758E7e
```

Pn. corresponde con la presión inicial.

Esta definición realizada para el nivel axial 1 se repetiría hasta alcanzar el nivel superior número 36.

### Componente HTSTR

Estos elementos son los encargados de modelar los elementos combustibles y la transmisión de calor por conducción en los by-pass.

La definición de este tipo de elemento en TRACE se realiza de la siguiente forma:

```
*****  type          num          userid          component name
htstr          761          1          htstr x=11,y=7
*      nzhstr          ittc          hscyl          ichf
          34          0          1          1
*      nofuelrod          plane          liqlev          iaxcnd          pdrat
          0          3          1          1          1.330
*      nmwrx          nfcil          nfcil          hdri          hdro
          0          0          1          0.0          0.0
*      nhot          nodes          fmon          nzmax          reflood
          0          6          0          35          0
*      dtxht (1)          dtxht (2)          dznht          hgapo
          0.0          0.0          1.0E-3          4955.0
```

Type= htstr : Se elige el tipo de elemento a definir.

Num=761 : Número del elemento que se precisa.

Nzhstr= 34: Es el número de niveles axiales del elemento HTSTR.

Hscyl = 1 : Esta tarjeta sirve para determinar la geometría de este componente. Con el valor igual a 1 se escoge una geometría cilíndrica.

Nofuelrod = 0 . De esta manera se especifica que estas estructuras de calor simularan elementos combustibles.

Plane = 3 : Esta tarjeta corresponde con la dirección la que un fluido asociado al elemento HTSTR se moverá. Eligiendo la opción 3 se determina la dirección axial.

laxcnd = 1: Se determina que se realizará un cálculo de transferencia de calor por conducción axial.

Nodes = 6 . Número de nodos de conducción o elementos finitos que forman el componente HTSTR.

Posteriormente se definen las características de los diferentes niveles axiales que forman el componente HTSTR.

```
* idbcin *           0           0           0           0s
* idbcin *           0           0           0           0s
* idbcin *           0           0           0           0s
```

ldbcin. Se elige la condición de contorno para cada nivel axial. Con un valor de 0 se considera un flujo constante como condición de contorno.

```
* hcomon2 *         10          10          6          1e
* hcomon2 *         10          10          6          2e
* hcomon2 *         10          10          6          3e
```

En las tarjetas hcomon2 se define el elemento hidráulico que estará unido con el nivel axial del HTSTR. Se puede observar que el componente hidráulico numero 10 es el componente VESSEL cartesiano que era el encargado de simular el núcleo del reactor. Esto tiene sentido pues los elementos combustibles que están simulados con el elemento HTSTR están dentro del núcleo del reactor.

```
* dhtstrz *         0.4670      0.1067      0.1067      0.1067s
* dhtstrz *         0.1067      0.1067      0.1067      0.1067s
* dhtstrz *         0.1067      0.1067      0.1067      0.1067s
```

Dhtstrz. Es la dirección axial en metros de las celdas que forman el elemento HTSTR.

```
* rdx *            236.0e
```

Rdx. Es el valor real de número de elementos HTSTR presentes en la estructura de calor.

```
* radrd *          0.000E0      1.528E-3      3.057E-3      4.585E-3      4.659E-3s
* radrd *          5.385E-3e
```

Radrd. Es la posición radial de los nodos de conducción.

```
* matrdr *          51          51          51          53s
* matrdr *          52e
```

Matrd. Selecciona los materiales que forman los diferentes nodos radiales. Se observan que se utilizan los nuevos materiales definidos en el apartado Material Proprieties.

```
* rftn *           773.472      715.157      656.804      598.489s
* rftn *           595.665      567.958      773.472      715.157s
* rftn *           656.804      598.489      595.665      567.958s
```

Rftn . En esta tarjeta se determina la temperatura de los elementos HTSTR.

```
* fpuo2 *           0.0e
```

Fpuo2. Es la fracción de PuO<sub>2</sub> presente en el combustible.

```
* burn * 0.000 8825.000 12044.000 14389.000s
* burn * 15828.000 16899.000 17354.000 17590.000s
* burn * 17515.000 17484.000 17761.000 17749.000s
```

La definición del elemento HTSTR acaba determinando el grado de quemado (MWD/MTU) de cada nivel axial.

### Componente POWER

El elemento POWER definido en el código termohidráulico TRACE será el encargado de conferirle potencia a los elementos HTSTR determinados anteriormente. Su definición se puede describir de la siguiente forma:

```
*
***** type          num          userid          component name
power                    50             1                power
*      numpwr        chanpow
      180              0
```

Type= power: Se elige el tipo de elemento a definir.

Num = 50 : Número del elemento que se precisa.

Numpwr = 180. Determina el número de elementos HTSTR en los cuales se va a distribuir el elemento POWER.

Chanpow = 0. Con esta tarjeta se elige que tipo de elementos se van a potenciar con el elemento POWER. Con un valor de 0 significa que van a ser componentes HTSTR.

Posteriormente se listan los números identificativos de los 180 elementos que se quieren relacionar con el componente POWER de la siguiente forma:

```
* htnum * 701 702 703 704 705s
* htnum * 706 707 708 709 710s
* htnum * 711 712 713 714 715s
```

A continuación, se realizan una serie de definiciones esenciales sobre las características del elemento POWER.



```

*      irpwt  y      ndgx      ndhx      nrts      nhist
          5          0          0          10          0
*      izpwtr      izpwsv      nzpwtb      nzpwsv      nzpwrfl
          0          1          1          0          0
*      ipwrad      ipwdep      promheat      decaheat      wtbyypass
          0          0      0.018525      0.000000          0.0
*      nzpwz      nzpwi      nfbpwt      nrpwr      nrpwi
          0          0          0          1          0
*      react      tneut      rpwoff      rrpwmx      rpwscl
          0.0          0.0          0.0          1.0E20          1.0
*      rpowri      zpin      zpwoff      rzpwmx
      3.0100E9          0.0      -1.0E19          1.0E20
*      extsou      pldr      pdrat      fucrac
          0.0          0.0          1.0          1.0

```

Irpwt = 5. Se escoge la forma de definir la potencia del reactor. Con el valor 5 se escoge un valor de potencia constante en el núcleo del reactor.

Promheat = 0.018525. Es la fracción de la potencia generada por la fisión que se transfiere directamente como calor absorbido por el moderador.

Decaheat = 0.0 . Determina la fracción generada por el calor de decaimiento que se transforma en calor para el moderador.

Wtbyypass = 0.0 . Es la fracción de potencia del reactor que se aporta al by-pass.

Rpowri = 3.010E9 .Es la potencia inicial del núcleo del reactor.

El siguiente paso es definir cuales es la fracción de potencia que contiene cada HTSTR (elemento combustible) y la distribución dentro de este. Primeramente, se define la distribución radial de potencia en los 180 elementos HTSTR:

```

* rdpwr1*  0.31310  0.31310  0.32070  0.35920  0.00000s
* rdpwr1*  0.00700e
* rdpwr2*  0.31310  0.31310  0.32070  0.35920  0.00000s
* rdpwr2*  0.00700e
* rdpwr3*  0.31310  0.31310  0.32070  0.35920  0.00000s
* rdpwr3*  0.00700e

```

A continuación, se precisa cual es la potencia inicial relativa respecto a la potencia total del elemento POWER que se le va a asignar a cada componente HTSTR, de esta manera se obtiene una potencia por cada elemento combustible (HTSTR) relacionada con la potencia total que se precisa en la tarjeta cpowri :

```

* cpowr *  1.6116E-3  2.2270E-3  2.4607E-3  2.4196E-3  1.6620E-3s
* cpowr *  1.5853E-3  3.0651E-3  6.6128E-3  7.5980E-3  7.8011E-3s
* cpowr *  7.6403E-3  6.5832E-3  2.9322E-3  1.5510E-3  2.2766E-3s
* cpowr *  6.7456E-3  7.9298E-3  5.8988E-3  5.0161E-3  4.9862E-3s

```

El orden en el que se definen los elementos HTSTR es igual al apartado de definición de las tarjetas htnum.

Para acabar con la definición del componente power se determina la distribución de la potencia dentro de un elemento HTSTR que va repartida entre sus 34 niveles axiales definidos en el apartado del componente HTSTR con la tarjeta nhtstr = 34.

```
* zpwtb1*          0.0s
* zpwtb1* 0.00000E0  1.43092E-2  1.96563E-2  2.37972E-2  2.66696E-2s
* zpwtb1* 2.83621E-2  2.99922E-2  3.13506E-2  3.28273E-2  3.38680E-2s
* zpwtb1* 3.40126E-2  3.45571E-2  3.50555E-2  3.58300E-2  3.63723E-2s
* zpwtb1* 3.59724E-2  3.60940E-2  3.62189E-2  3.66144E-2  3.68937E-2s
* zpwtb1* 3.61433E-2  3.59231E-2  3.56788E-2  3.56164E-2  3.54641E-2s
* zpwtb1* 3.41682E-2  3.32644E-2  3.21536E-2  3.08828E-2  2.91465E-2s
* zpwtb1* 2.58250E-2  2.15810E-2  1.56994E-2  0.00000E0e
```

Este proceso de definición de la potencia relativa de cada nivel axial en los HTSTR se tiene que repetir para las 180 estructuras de calor modeladas.

Por último, el código termohidráulico TRACE se cierra con el apartado Time Step Data.

```
*
*****
* Timestep Data *
*****
*
*      dtmin      dtmax      tend      rtwfp
*      1.0E-8      0.1000      30.0000      10.0
*      edint      gfint      dmpint      sedint
*      5.0000      1.0000      10.0000      1.0
*
*      endflag
*      -1.0
```

Dtmin = 1.0E-8. Este valor corresponde al menor paso de tiempo posible a utilizar en el cálculo.

Dtmax = 0.1. Es el mayor paso de tiempo posible a utilizar en el cálculo.

Tend = 100.0. Corresponde al tiempo en el que finaliza el cálculo estudiado.

Gfint = 1.0000 En esta tarjeta se define el intervalo de tiempo en que los gráficos se van a ir actualizando en el dominio del tiempo.

Dmpint = 10.000 Es el intervalo de tiempo que se utilizará en el archivo restart.

Endflag = -1.0. El código TRACE siempre debe acabar con un valor igual a -1.0.

Una visión 3D de la vasija definida en el modelo del código termohidráulico TRACE se puede ver a continuación:

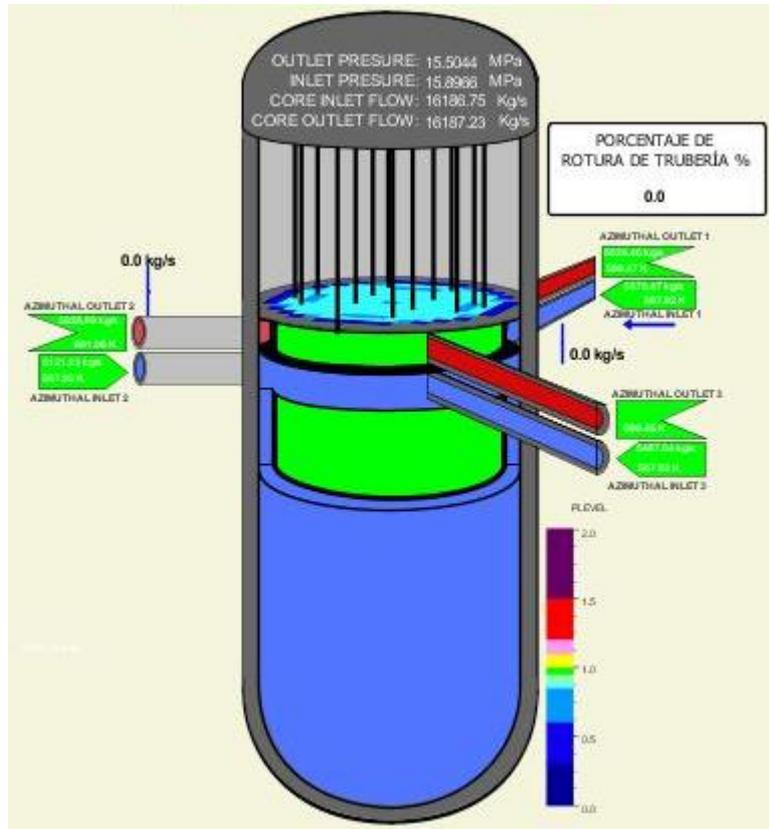


Figura 10.. Visualización 3D de la vasija definida en TRACE5.

## CAPITULO 5: CÓDIGO NEUTRÓNICO PARCS

### 5.1 INTRODUCCIÓN AL CÓDIGO NEUTRÓNICO PARCS

El *Purdue Advanced Reactor Core Simulator* (PARCS) es un código informático que resuelve la ecuación de difusión de neutrones en dos grupos de energía en función del tiempo en la geometría cartesiana tridimensional utilizando métodos nodales para calcular la distribución del flujo neutrónico en un transitorio. El código puede usarse en el análisis de accidentes iniciados por reactividad en reactores de agua ligera donde los efectos espaciales pueden ser importantes. Puede ejecutarse en modo independiente o acoplarse a otros códigos térmohidráulicos de la NRC, como RELAP5 o TRACE5.

El número de parámetros por defecto está maximizado en PARCS y la cantidad de datos que se necesita meter al código para que funcione esta minimizado. Existe la posibilidad de crear un archivo tipo RESTART que permite continuar un cálculo de un transitorio desde el punto en el que este archivo fue escrito. El código posibilita la utilización de varias opciones de edición para visualizar diferentes aspectos de los resultados del cálculo.

La solución de un problema de cinética espacial engloba un amplio rango de fenómenos físicos como el transporte de neutrones, y la generación y decaimiento de los precursores neutrónicos. Numerosos métodos computacionales han sido desarrollados e implementados en PARCS para modelar esos fenómenos adecuadamente y han sido formulados de forma que aseguren tanto una solución precisa como una alta eficiencia computacional. Por ejemplo, la formulación CMFD proporciona una forma de calcular un transitorio rápido evitando un cálculo nodal grande en el tiempo cuando no hay una gran variación de la distribución espacial del núcleo.

Se puede comentar que, la determinación de la distribución de neutrones en el reactor, que determinará la tasa con la que se producirán diversas reacciones nucleares en el interior del mismo, es un importante problema a resolver por la teoría de reactores. Además, a través del estudio del comportamiento de la población de neutrones es posible deducir la estabilidad de la reacción en cadena que se lleva a cabo.

Para determinar la distribución de neutrones en el reactor se debe estudiar el proceso de transporte neutrónico, es decir, el movimiento de los neutrones a medida que fluyen a través del núcleo del reactor, sufriendo a menudo dispersión por la interacción con los núcleos atómicos y eventualmente siendo absorbidos o fugados del núcleo del reactor.

Gran parte de los estudios de reactores tratan el movimiento neutrónico como un proceso de difusión. En este caso se supone que los neutrones tienden a difundirse desde regiones de alta densidad de neutrones a zonas con baja densidad de neutrones, de forma similar a como el calor se difunde desde las regiones de alta a baja temperatura, o incluso de forma análoga, como un gas de moléculas (correspondiente a neutrones) se difundiría a través de otro (los núcleos atómicos) para reducir la variación espacial de la concentración.

El código neutrónico PARCS resuelve las ecuaciones de la difusión para 2 grupos energéticos con 6 grupos de precursores de neutrones diferidos que se enseñan a continuación:

$$\frac{1}{v_1} \frac{\partial \phi_1(\vec{r}, t)}{\partial t} = -\nabla(-D_1 \vec{\nabla} \phi_1(\vec{r}, t)) - (\Sigma_{a1} + \Sigma_{12}) \phi_1(\vec{r}, t) + (1 - \beta) v \Sigma_{f1} \phi_1(\vec{r}, t) + (1 - \beta) v \Sigma_{f2} \phi_2(\vec{r}, t) + \lambda C(\vec{r}, t) \quad (17)$$

$$\frac{1}{v_2} \frac{\partial \phi_2(\vec{r}, t)}{\partial t} = -\nabla(-D_2 \vec{\nabla} \phi_2(\vec{r}, t)) - \Sigma_{a2} \phi_2(\vec{r}, t) + \Sigma_{12} \phi_1(\vec{r}, t) \quad (18)$$

$$\frac{\partial C(\vec{r}, t)}{\partial t} = -\lambda C(\vec{r}, t) + \beta v \Sigma_{f1} \phi_1(\vec{r}, t) + \beta v \Sigma_{f2} \phi_2(\vec{r}, t) \quad (19)$$

Dónde cada variable es:

- $\beta$  Fracción de neutrones diferidos respecto a los totales (instantáneos + diferidos).
- $\lambda$  Constante de desintegración del grupo de neutrones diferidos.
- $v_i$  Velocidad de neutrones en el grupo energético  $i$ .
- $C(r, t)$  Concentración de (productos de fisión) precursores de neutrones diferidos.
- $\phi_i$  Flujo en un punto del espacio 3D y en un instante determinado.
- $\nabla$  Operador diferencia vectorial. En coordenadas cartesianas tridimensionales es igual a:  

$$\nabla = \hat{x} \frac{\partial}{\partial x} + \hat{y} \frac{\partial}{\partial y} + \hat{z} \frac{\partial}{\partial z}.$$
- $\Sigma_{ai}$  Sección eficaz macroscópica de absorción para el grupo energético  $i$ .
- $\Sigma_{fi}$  Sección eficaz macroscópica de fisión para el grupo energético  $i$ .
- $\Sigma_{12}$  Sección eficaz macroscópica de *scattering* del grupo energético 2(rápido) al 1(térmico).
- $D$  Coeficiente de difusión. Es un valor que representa la facilidad con que cada soluto en particular se mueve en un disolvente.

La Ecuación 19 que hace referencia a los precursores0 de neutrones diferidos se repite para cada uno de los 6 grupos considerados.

Las ecuaciones de flujo neutrónico anteriormente listadas pueden ser explicadas de manera simple. En el caso del rango energético 1 (rápido), el flujo neutrónico se verá disminuido (términos negativos) por los neutrones que se difundan, los que sean absorbidos y los que sufran un proceso de *scattering* o termalización. Estos neutrones o bien desaparecen del volumen estudiado o bien cambian de rango

energético. En el caso de las ganancias para el rango rápido son debidas a los procesos de fisión que producirán tanto el flujo 1 como el 2 con sus respectivas secciones eficaces de fisión. En el proceso de fisión se considera que solo se emiten neutrones rápidos. También se considera como positivo el término de neutrones diferidos. En el caso del rango energético 2 (térmico), las únicas ganancias que se tienen son las del proceso de *scattering* pues el proceso de fisión como se ha comentado anteriormente solo se liberan neutrones rápidos. Se puede comentar que este término es positivo para el caso del rango térmico y negativo para el caso del rápido, quedando patente que estos neutrones no desaparecen sino pasan de un rango energético a otro. Las pérdidas para el rango térmico se limitan a la difusión de los neutrones que saldrán de la zona estudiada y a los procesos de absorción.

El proceso de absorción de un neutrón es un tipo de reacción con la materia, en la cual, de manera resumida, el núcleo absorbe el neutrón formándose un nuevo compuesto que queda excitado. Para pasar a un estado de mayor estabilidad el nuevo compuesto emite el exceso en forma de radiación gamma. Hay casos en que se emiten protones o radiación alfa. En los materiales fisibles esta reacción compite con proceso de fisión.

El concepto de sección macroscópica se puede entender como la probabilidad de que se produzca un tipo de interacción. En las reacciones nucleares se contempla un modelo de partículas en el cual se considera una partícula proyectil que estará en movimiento y colisionará con una partícula blanco, que se supondrá estática, esto dará como resultado un tipo de reacción entre las partículas. La sección eficaz macroscópica es el resultado de la multiplicación de la sección eficaz microscópica con la densidad de partículas blanco que pueden interactuar. La sección eficaz macroscópicas se puede calcular como:

$$\Sigma = N\sigma(E) \quad (20)$$

- N (partículas/cm<sup>3</sup>) Densidad de partículas blanco que pueden interactuar.
- Σ (cm<sup>-1</sup>) Sección eficaz macroscópica.
- σ (cm<sup>2</sup>) Sección eficaz microscópica.

La sección eficaz microscópica se puede expresar como:

$$\sigma_{ax}^b = \frac{\text{num. de reacciones por blanco X y por segundo}}{\text{Flujo de proyectiles}} = \frac{\frac{\text{reacciones/cm}^3/\text{s}}{\text{part.X/cm}^3}}{\frac{\text{part.a}}{\text{cm}^3} \cdot V(\text{cm/s})} \quad (21)$$

La sección eficaz microscópica es muy dependiente de la energía que porte el flujo de partículas proyectil. Esto hace difícil su obtención a muy bajas energías debido al bajo número de reacciones que se producen. Esto ocasiona que, en algunos casos se tiene que especular con modelos teóricos para valores más allá de los datos experimentales. Un ejemplo de secciones eficaces microscópicas es el mostrado en la siguiente gráfica, corresponde en la sección eficaz microscópica de fisión del Uranio235. La unidad b corresponde a barns que es la unidad normalmente utilizada para secciones eficaces microscópicas y tiene la equivalencia 1barn = 10<sup>-24</sup> cm.

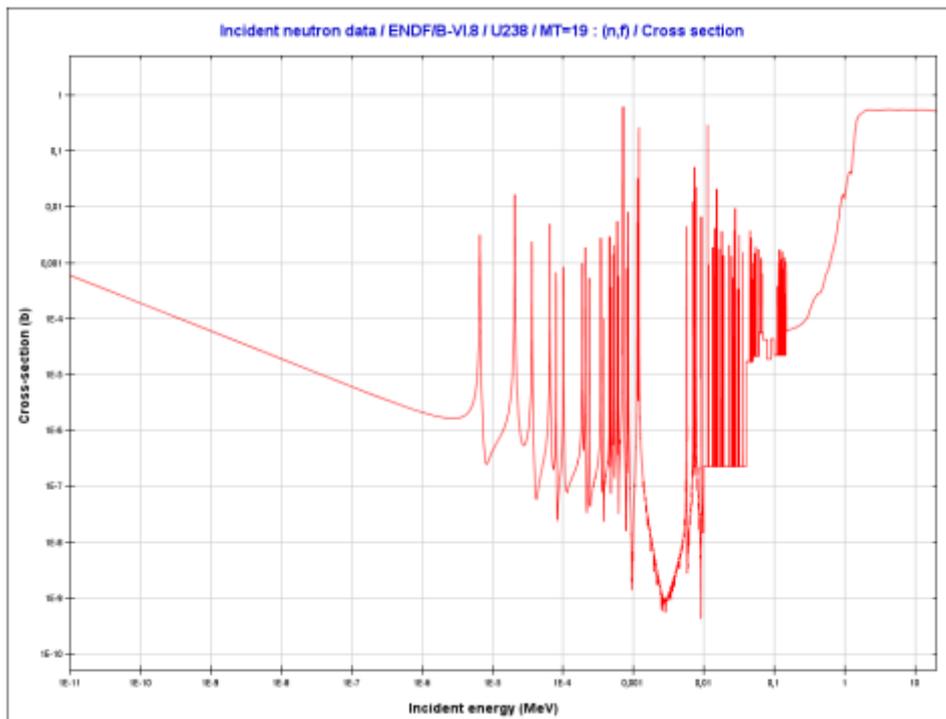


Figura 11. Sección eficaz microscópica de fisión del Uranio 235. Fuente: Tecnología Nuclear. UPV.

La definición de la ecuación de la difusión en dos grupos de energía se puede explicar de la siguiente manera. Los neutrones presentes en el reactor pueden tener una energía comprendida entre  $1E-11$  MeV y 10 MeV. Para estudiar toda la población neutrónica de forma simplificada con la intención de evitar grandes esfuerzos computacionales se definen dos rangos energéticos: el térmico (de 0.025 eV hasta 100 eV) y el rápido (de 100 eV a 10 MeV). Al considerar dos rangos solo se necesitarán dos ecuaciones para determinar la distribución neutrónica dentro del reactor de los neutrones rápidos y térmicos. Para estos rangos se toman valores promedios de secciones eficaces de absorción, fisión y *scattering*. En este caso se va a considerar que el proceso de *scattering*, que consiste en un cambio de grupo de energía del neutrón debido a colisiones con otros núcleos, solo se produce del espectro rápido al térmico, es decir, de energías más altas a las más bajas. Esto tiene sentido ya que la gran mayoría de procesos de *scattering* el neutrón sale con una energía menor después de la colisión. El proceso contrario en el que el neutrón colisiona con otro núcleo y sale con una energía mayor es posible que suceda, pero en mucha menor proporción que el caso anterior y por tanto se puede despreciar. La separación en grupos neutrónicos de las secciones eficaces se puede ver en la siguiente gráfica:

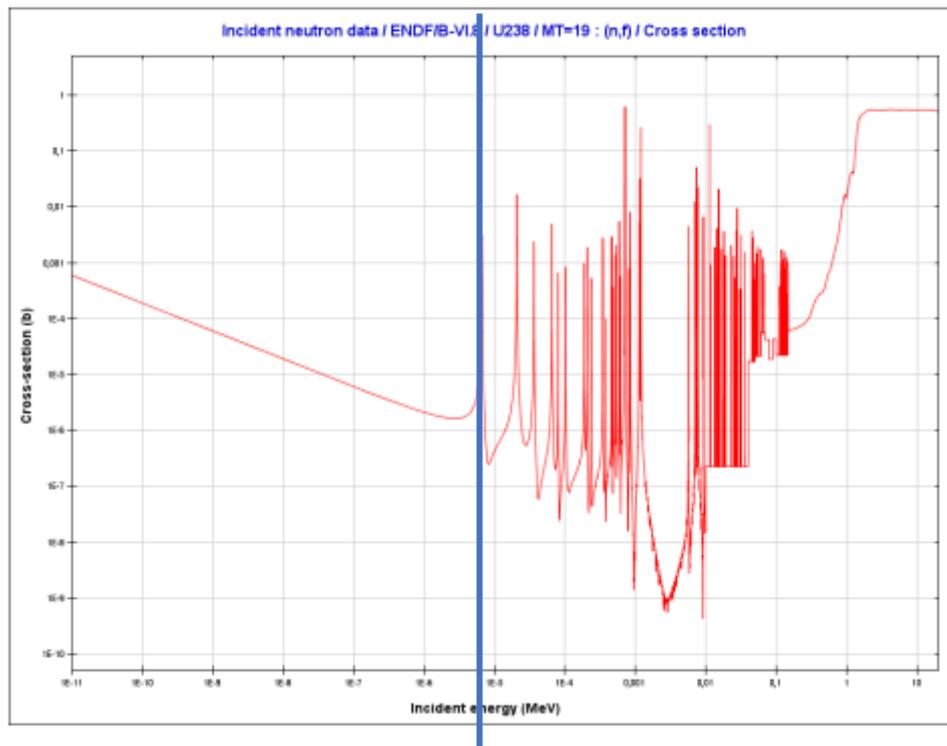


Figura 12. Sección eficaz microscópica de fisión del Uranio 235 dividida en dos grupos de energía. Fuente: Tecnología Nuclear. UPV.

Los precursores de neutrones diferidos anteriormente son productos de fisión que experimentan una desintegración beta seguida de una emisión neutrónica. La desintegración beta es un proceso mediante el cual un nucleído inestable desprende una partícula beta (un electrón o positrón) para compensar la relación de neutrones y protones del núcleo atómico. Posteriormente a esta emisión beta el nucleído sigue siendo inestable por la descompensación entre protones y neutrones, para llegar a un estado de mayor estabilidad se produce una emisión de un neutrón. Esto forma parte del proceso de decaimiento de un producto de fisión, el cual puede durar años y durante los cuales los productos de fisión sufrirán diferentes desintegraciones que emitirán energía y en algunos casos neutrones, estos neutrones se conocen como neutrones diferidos. Por neutrón diferido se entiende un neutrón emitido espontáneamente durante la desintegración de ciertos productos de fisión o sus descendientes, por lo que aparece con un cierto retraso fisión. Esto tiene una importancia excepcional para el control de los reactores nucleares, ya que estos neutrones pueden realizar un cambio importante en la reactividad y la población neutrónica.

## 5.2 MODELO DEL NUCLEO EN PARCS

El modelo que se ha utilizado en el código neutrónico PARCS para simular el núcleo del reactor consta de 34 niveles axiales, donde los niveles 1 y 34 forman los reflectores inferior y superior. Los reflectores son unos componentes presentes en la parte exterior del núcleo del reactor cuya finalidad es la de evitar el escape de una gran parte de los neutrones hacia el exterior del núcleo. Los niveles intermedios, es decir, del 2 al 32 están formados por los 177 elementos combustibles y la cara exterior de la matriz que conforma los elementos combustibles está formada por reflector.

Para facilitar y reducir el cálculo se ha llevado a cabo un proceso de homogenización en las celdas de los elementos combustibles. Este proceso se basa en la conversión de un elemento combustible real con todos sus componentes (varillas de combustible, canales de agua, rejillas...) a un elemento con las mismas dimensiones, pero formado por solo un componente homogeneizado. Con esta técnica se reduce el cálculo necesario y se aseguran que las variables a nivel global se conservan. Cabe comentar que después del proceso de homogenización las variables locales en un punto no se conservan, si se quiere saber localmente un valor posteriormente a realizar un cálculo con esta técnica se puede recomponer un componente homogeneizado mediante técnicas incluidas en PARCS.

Inicialmente se tienen 5664 nodos activos (177 elementos combustibles por 32 niveles axiales), para reducir en gran parte el recurso computacional necesario se puede disminuir el número de nodos neutrónicos atendiendo a un criterio de quemado y unificando los niveles axiales. Eligiendo una diferencia en el grado de quemado de 0.05 se obtienen 1408 nodos activos diferentes. Esta técnica está justificada por la gran cantidad de información necesaria para cada nodo activo, pues para realizar un cálculo en cada uno de ellos se necesitan valores de:  $\Sigma_{a1}$ ,  $\Sigma_{a2}$ ,  $\Sigma_{f1}$ ,  $\Sigma_{f2}$ ,  $\Sigma_{12}$ ,  $D_1$  y  $D_2$ . Teniendo en cuenta los 3 tipos de nodos de reflectores (superior, inferior y radial exterior) presentes en el reactor se llega a un número total de 1411 conjuntos de valores para todos los nodos del modelo en PARCS atendiendo a una diferencia en grado de quemado menor a 1.

Las barras de control del modelo se definirán por bancos y su localización se define en el fichero de la geometría. Se puede comentar que con PARCS solo se pueden calcular transitorios con movimientos de barras.

## 5.3 ARCHIVOS PARCS

Para lanzar los cálculos en PARCS son necesarios una serie de ficheros que enlazados entre sí darán lugar a los cálculos neutrónicos del núcleo del reactor. Estos archivos van a ser explicados por separado para que se pueda entender su significado y su relación entre ellos. Son los siguientes:

### 5.3.1 Archivo nemtab

En este documento se determinan las variables necesarias para poder resolver la ecuación de la difusión para dos grupos de energía para cada uno de los nodos que forman el modelo en PARCS. Como se ha explicado anteriormente se necesitarán 1411 conjuntos de variables. Las variables definidas son:

- Sección macroscópica de absorción del grupo energético 1.
- Sección macroscópica de absorción del grupo energético 2.

- Sección macroscópica de fisión del grupo energético 1.
- Sección macroscópica de fisión del grupo energético 2.
- Sección macroscópica de *scattering* (solamente del grupo 1 al grupo 2).
- Sección macroscópica de absorción del Xenón del grupo energético 1.
- Sección macroscópica de absorción del Xenón del grupo energético 2.
- Coeficiente de difusión del grupo energético 1.
- Coeficiente de difusión del grupo energético 2.
- Velocidades inversas.

La sección macroscópica del Xenón se tiene en cuenta pues es una sustancia producida como resultado de las fisiones que funciona como veneno neutrónico. Un veneno neutrónico es una sustancia que, debido a su gran sección eficaz macroscópica de absorción de neutrones, es capaz de hacer desaparecer gran cantidad de neutrones. Por este motivo, para realizar un correcto cálculo de la población neutrónica es necesario tener en cuenta la cantidad de Xenon presente en los elementos combustibles (esto se define en el documento 3D\_Xenon\_Number\_Density.txt) y sus secciones eficaces de absorción.

Al comienzo de este documento de texto se definen para cuantos valores de temperatura del combustible y densidad del moderador van a ser especificadas las secciones eficaces macroscópicas que contiene el documento. En este caso se contemplan 6 temperaturas del combustible y 6 densidades del moderador. Si en algún momento el código neutrónico PARCS necesita un valor no especificado en la tabla, realizará una interpolación lineal entre los valores definidos para obtener el valor requerido.

A continuación, se determinan para estas estos 6x6 valores determinados las diferentes variables para cada uno de los grupos de energía. Se pueden comentar que las secciones eficaces macroscópicas tienen una gran dependencia del grado de quemado de combustible y de su densidad en un determinado punto de trabajo. Un ejemplo sería lo siguiente:

```
***** Fission X-Section Table
*
.5470000E+03 .6179000E+03 .8000000E+03 .9000000E+03 .1000000E+04
.1200000E+04 .3000000E+03 .4500000E+03 .6250000E+03 .7000000E+03
.7500000E+03 .8000000E+03 .2068246E-02 .2044644E-02 .1998309E-02
.1977904E-02 .1974608E-02 .1968469E-02 .2168381E-02 .2157034E-02
.2134142E-02 .2123824E-02 .2120641E-02 .2114714E-02 .2249287E-02
.2245972E-02 .2238437E-02 .2234738E-02 .2231624E-02 .2225833E-02
.2283704E-02 .2281536E-02 .2276217E-02 .2273463E-02 .2270351E-02
.2264571E-02 .2307510E-02 .2305359E-02 .2300042E-02 .2297305E-02
.2294188E-02 .2288408E-02 .2331503E-02 .2329342E-02 .2324050E-02
.2321299E-02 .2318185E-02 .2312378E-02
```

Los 6 primeros valores corresponden a las temperaturas del combustible, los 6 siguientes corresponden a las densidades del moderador. A continuación, se definen las secciones macroscópicas, en este caso de fisión para el grupo energético 1, siguiendo un orden ascendente en temperatura y posteriormente en densidad.



las composiciones tenidas en cuenta atendiendo a su composición neutrónica. A continuación, se muestra la definición por planos axiales de las celdas:

Plano axial 1

					1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409					
			1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409			
		1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409		
	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	
	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	
1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409
1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409
1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409
1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409
1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409
1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409
	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	
	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	
		1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409		
			1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409			
					1409	1409	1409	1409	1409	1409	1409					

Figura 13. Composiciones presentes en el Plano axial 1 del modelo de núcleo en PARCS.

Para el caso del plano axial numero 1 las composiciones de todas las celdas corresponden al número 1409, que el denominado para el reflector inferior.

Un ejemplo de las composiciones para un plano axial intermedio con diferentes composiciones seria:

**Plano axial 4**

				1411	1411	1411	1411	1411	1411	1411	1411					
			1411	1411	1411	1123	1219	1027	1155	1379	1411	1411	1411			
		1411	1411	963	1059	35	67	131	67	35	1091	995	1411	1411		
	1411	1411	931	3	99	675	835	1251	867	707	99	3	931	1411	1411	
	1411	995	3	579	611	771	387	451	387	739	611	579	3	963	1411	
1411	1411	1091	99	643	195	515	291	355	323	515	195	611	99	1059	1411	1411
1411	1379	35	707	739	483	259	1283	547	1315	227	483	803	675	35	1123	1411
1411	1187	67	867	387	323	1315	163	899	163	1283	291	387	835	67	1219	1411
1411	1027	131	1251	451	355	547	899	1347	899	547	355	451	1251	131	1027	1411
1411	1219	67	835	419	291	1283	163	899	163	1315	323	387	867	67	1155	1411
1411	1123	35	675	803	483	227	1315	547	1283	259	483	739	707	35	1379	1411
1411	1411	1059	99	579	195	483	323	355	291	483	195	611	99	1091	1411	1411
	1411	963	3	579	611	739	387	451	387	771	611	579	3	963	1411	
	1411	1411	931	3	99	707	867	1251	835	675	99	3	931	1411	1411	
		1411	1411	995	1091	35	67	131	67	35	1059	963	1411	1411		
			1411	1411	1411	1379	1155	1027	1219	1123	1411	1411	1411			
					1411	1411	1411	1411	1411	1411	1411	1411				

Figura 14.. Composiciones presentes en el Plano axial 4 del modelo de núcleo en PARCS.

Se observa en la anterior imagen que el borde exterior se define como reflector anular exterior (composición 1411). En su interior cada celda tiene una composición.

Cuando se definen todos los niveles axiales del núcleo del reactor con el código neutrónico PARCS, se termina el archivo GEOM\_LWR concretando las posiciones donde se van a situar los diferentes bancos de barras de control.

### 5.3.5 Archivo MAPTAB

Mediante este archivo se definen las relaciones que existen entre las celdas definidas para el núcleo y la vasija del reactor en el código termohidráulico TRACE, y las celdas definidas en el código neutrónico PARCS. Esto se realiza mediante una tabla en la que se enumera el número de la celda del componente hidráulico en TRACE y el número de la celda del modelo del núcleo creado en PARCS que corresponde.

### 5.3.6 Archivo parcs\_inp

Este es el archivo principal para PARCS y donde se van a referenciar los anteriores. Este documento empieza definiendo el tipo de reactor y la potencia inicial (100 % de potencia) a la que se va a trabajar:

```
core_type PWR
core_power 100.000000000000
```

Posteriormente se definen la posición axial inicial de los bancos de barras de control, es decir, si están insertadas o fuera del núcleo:

```
bk1 bk2 bk3 bk4 bk5 bk6 bk7 bk8
bank_pos 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0
```



En este documento también se define la manera en la cual se va a aportar las densidades de Xenón presentes en las celdas del núcleo, mediante la opción 3 se elige utilizar una tabla que será la correspondiente al archivo 3D\_Xenon\_Number\_Density.txt.

```
xe_sm      3 0
           0 : no xe, 1 : eq. xe  2 : tr. xe  3 : given xe
```

En el caso de realizar un cálculo acoplado con TRACE en la tarjeta de este documento denominada ext\_th se tiene que activar poniendo una letra T y precisar el nombre del archivo que va a determinar el acoplamiento de las celdas en los dos modelos. En el caso de estudio el archivo se denomina MAPTAB.

Existe una tarjeta llamada *transient* donde se elige si el cálculo va a ser un transitorio o no.

Para considerar los neutrones diferidos en el archivo parcs\_inp se determinan las variables Beta y Lambda que hacen referencia a los neutrones diferidos:

```
dnp_beta   0.000188    0.001214    0.001094    0.002338    0.000872    0.000213
dnp_lambda 0.012790    0.031592    0.122683    0.324671    1.405671    3.860982
```

En el apartado XSEC de este archivo se definen los nombres de los documentos que van a ser utilizados para leer las secciones eficaces y las densidades del Xenón.

```
XSEC  !tabl 7
      func_type 13
      efil_xenon 3D_Xenon_Number_Density.txt
      efil_xs_ur nemtab
      efil_xs_r  nemtabr
```

En la tarjeta GEOM se precisa el nombre del documento donde se determina la geometría del núcleo y las composiciones de sus celdas.

```
GEOM  !table 8
      file      GEOM_LWR
```

En el apartado TH se concreta la potencia del reactor, esto se hace determinando la potencia de cada uno de los 177 elementos combustibles que forman el núcleo. La potencia de cada elemento combustible se puede calcular dividiendo la potencia total del reactor entre el número total de elementos combustibles.

```
TH
!fix by ldj: 3010/177=17.005650
      FA_POWPIT 17.005650 10.625000          !assembly power(Mw) and pitch(cm)
!
```

Este archivo acaba definiendo la duración del transitorio y el paso de tiempo a calcular:

```
TRAN  !table 11
      time_step 1000. 1.e-4
```



## CAPÍTULO 6: ACOPLAMIENTO DE CÓDIGOS

### 6.1 PASOS PARA REALIZAR EL AL ACOPLAMIENTO.

Anteriormente a realizar un cálculo acoplado de un transitorio en la planta, es necesario desarrollar una serie de pasos para configurar adecuadamente los modelos de TRACE5 y PARCS, y su acoplamiento. Los sucesivos pasos se muestran a continuación:

1. CASMO/SIMULATE. En este primer paso se utilizan estos programas para desarrollar una simulación 3D del núcleo del reactor con datos representativos del grado de quemado del combustible presentes el día que se va a producir el evento que ocasione el transitorio. Los ficheros de salida contendrán secciones eficaces, información geométrica y condiciones de contorno que serán utilizadas posteriormente para la generación de los modelos en TRACE5 y PARCS. Se dispone de la salida de SIMULATE, es decir, únicamente los ficheros de salida y no los ficheros de entrada ni el ejecutable del programa.
2. SIMTAB. Mediante el SIMTAB se realiza un colapsamiento de las secciones eficaces obtenidas anteriormente y que se utilizarán en el código neutrónico PARCS. La finalidad de este paso es reducir el número de “composiciones” calculadas por CASMO/SIMULATE y transfórmalas en valores tabulados para introducirlos en PARCS. El método para reducir el número de composiciones se basa en agruparlas en diferentes intervalos de quemado de combustible, donde si la diferencia de grado de quemado entre dos composiciones es menor al intervalo establecido están representadas por una sola composición. Este proceso disminuye en gran cantidad la envergadura de datos con los que se trabaja.
3. PARCS. Generación de los archivos input que servirán para desarrollar los cálculos, tanto para el estacionario como el transitorio, desde el punto de vista neutrónico.
4. TRACE5. Fabricación de los archivos input necesario para desarrollar los cálculos termohidráulicos en el modelo. Se generarán los archivos para el transitorio y el estacionario.
5. MAPTAB. Desarrollo de un documento que contenga un mapa tabular de correspondencias entre el modelo termohidráulico definido en TRACE5 y el modelo neutrónico PARCS.
6. PARCS SSA. Cálculo estacionario independiente en PARCS.
7. TRACE5 SSA. Cálculo estacionario independiente en TRACE5.
8. CCS. Simulación para el estacionario con los códigos acoplados.
9. CTR. Cálculo del transitorio acoplado a estudiar.

### 6.2 FUNCIONAMIENTO DEL ACOPLAMIENTO.

La transferencia de información entre el código termohidráulico TRACE y el código neutrónico PARCS para llevar a cabo cálculos acoplados se puede ver de manera resumida en la figura:

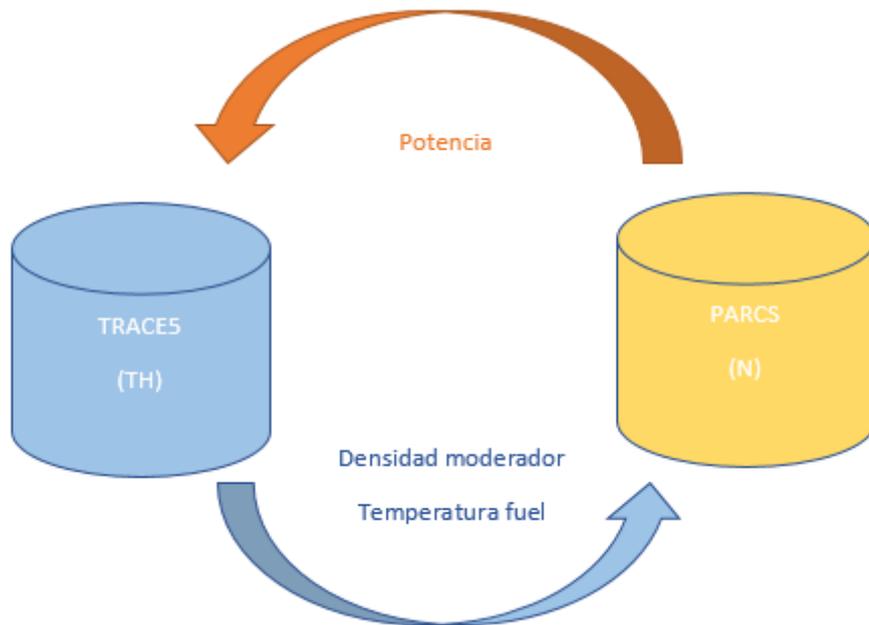


Figura 15. Esquema de transferencia de información entre TRACES5 y PARCS. Fuente: elaboración propia.

En primera instancia el código termohidráulico TRACES5 realiza un cálculo a partir de las condiciones de contorno iniciales recogidas en el archivo restart. De los resultados de esta estimación se escogen los valores de densidad de moderador y temperatura de fuel para pasárselos al código neutrónico PARCS. Para saber la concordancia entre las celdas de los dos modelos se utiliza el archivo MAPTAB, el cual ha sido anteriormente comentado. PARCS cuando recibe esta información realiza un cálculo neutrónico que da como resultado la distribución de potencia 3D dentro del núcleo. Esta distribución de potencia 3D calculada en PARCS es introducida en los HTSTR definidos en el código neutrónico TRACE. De esta manera TRACES5 procede a realizar un cálculo termohidráulico con los valores de potencia aportados por PARCS.



## CAPITULO 7: CÁLCULOS

### 7.1 METODOLOGIA DE LANZAMIENTO DE CÁLCULOS.

Debido a la envergadura de los cálculos es necesaria una capacidad computacional grande para poder realizarlos debidamente. Se puede comentar que para este tipo de estimaciones trabajar con el sistema operativo Linux es favorable respecto a operar con Windows, esto se puede justificar observando que los tiempos de cálculo en Linux son menores que en el caso de utilizar Windows. Debido a la necesidad de trabajar con el sistema operativo Linux y tener una gran capacidad computacional se utiliza un conjunto de terminales exteriores denominados QUASAR que contienen el sistema operativo Linux. Para poder lanzar cálculos en QUASAR son necesarios los siguientes programas:

- WINSXP: Este programa de uso gratuito permite la transferencia segura de archivos entre dos sistemas informáticos, el local y uno remoto que ofrezca servicio SSH. Con WINSXP se pueden realizar gran parte de las opciones con archivos, como descargar o subir archivos, renombrarlos, crear directorios y modificar las propiedades de los archivos. Este programa facilita la transferencia de archivos para los usuarios que no tienen experiencia utilizando la Consola de cualquier terminal Linux, desde Windows.
- PuTTY : Es un emulador de terminal que soporta SSH y otros protocolos de licencia gratuita. Este programa permite realizar acciones como acceder a directorios dentro de terminales exteriores y ejecutar programas. Sirve de gran utilidad para lanzar programas en Linux desde un terminal con Windows.

Por lo tanto, WINSXP se utilizará para subir los ficheros a QUASAR que quieran ser ejecutados y bajar los archivos resultantes de los diferentes cálculos. Mediante PuTTY se accederá a la consola de QUASAR y se procederá a ejecutar los diferentes cálculos referidos a los archivos subidos por WINSXP.

### 7.2 IMPLEMENTACIÓN DEL TRANSITORIO EN LOS CODIGOS.

Para modelar las condiciones de entrada y el protocolo de inserción de barras en los códigos utilizados se utilizan gráficos de un accidente PUMA real producido en el 2013 en la central PWR-KWU.

Para implementar los movimientos de barras de control al input del código neutrónico PARCS se han realizado tablas para los diferentes bancos donde vienen recogidas su posición en función del tiempo. Hay que tener en cuenta que los movimientos de barras de control en PARCS vienen definidos por una recta que une dos puntos de posición en tiempos definidos diferentes. Las tablas creadas para los diferentes bancos se muestran a continuación:

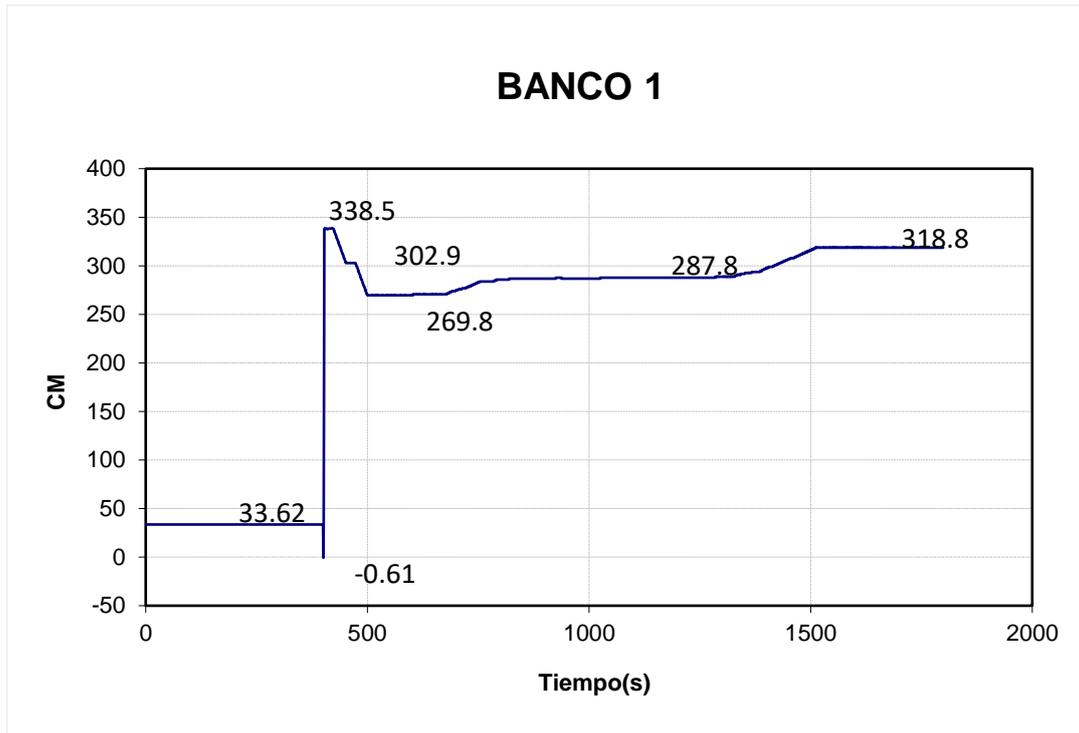


Figura 16. Inserción del banco de barras de control 1 en el accidente PUMA con valores representativos.

Tabla 1. Tabla de posiciones en función del tiempo del banco 1 para el CTR.

Tiempo (s)	Posición (cm)	Posición SIMULATE (cm)	Posición PARCS (cm)	Tiempo PARCS (s)
0	33.62	306.38	321.38	0.0
400.016	33.62	306.38	321.38	20.016
400.656	-0.61	340	340	20.656
403.216	338.5	1.5	16.5	23.216
423.057	338.5	1.5	16.5	43.057
451.858	302.9	37.1	52.1	71.858
473.619	302.9	37.1	52.1	93.619
499.86	269.8	70.2	85.2	119.86
602.904	269.8	70.2	85.2	222.904
819.872	287.8	52.2	67.2	439.872
1285.17	287.8	52.2	67.2	905.17
1511.739	318.8	21.2	36.2	1131.739
1799.11	318.8	21.2	36.2	1419.11

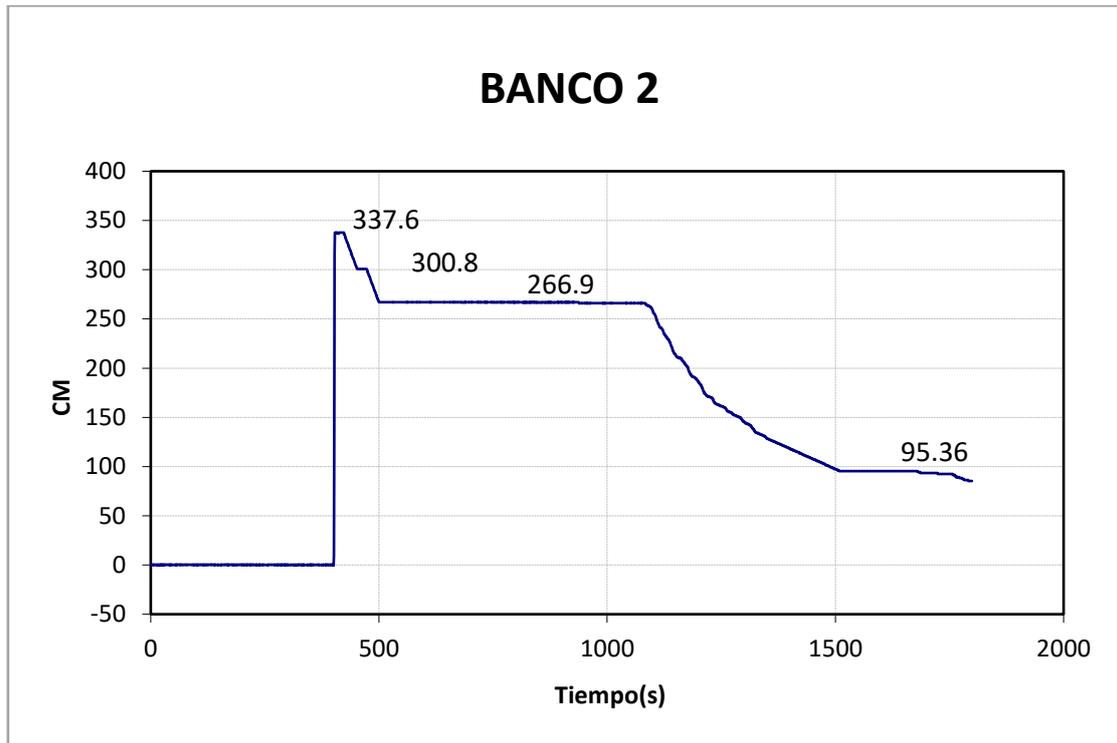


Figura 17. Inserción del banco de barras de control 2 en el accidente PUMA con valores representativos.

Tabla 2. Tabla de posiciones en función del tiempo del banco 2 para el CTR.

Tiempo (s)	Posición (cm)	Posición SIMULATE (cm)	Posición PARCS (cm)	Tiempo PARCS (s)
0	0	340	340	0
400.016	0	340	340	20.016
400.656	-0.61	340	340	20.656
403.216	337.6	2.4	17.4	23.216
423.057	337.6	2.4	17.4	43.057
451.858	300.8	39.2	54.2	71.858
473.619	300.8	39.2	54.2	93.619
499.86	266.9	73.1	88.1	119.86
1083.563	266.9	73.1	88.1	703.563
1511.739	95.36	244.64	259.64	1131.739
1799.11	95.36	244.64	259.64	1419.11

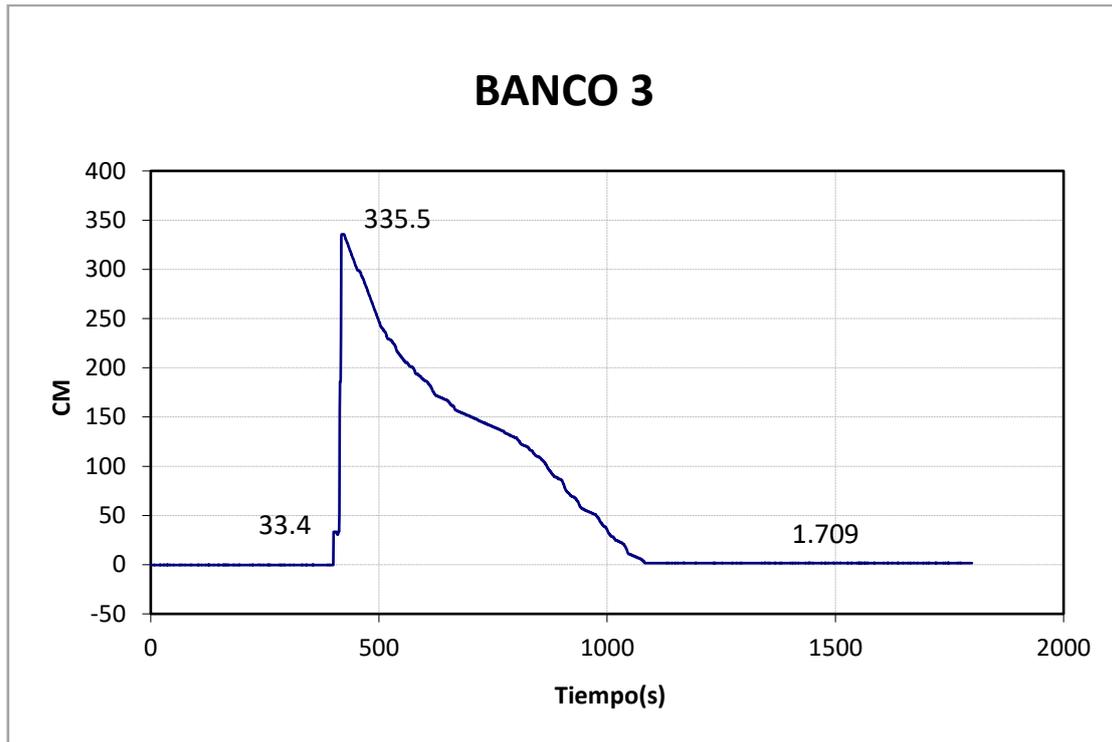


Figura 18. Inserción del banco de barras de control 3 en el accidente PUMA con valores representativos.

Tabla 3. Tabla de posiciones en función del tiempo del banco 3 para el CTR.

Tiempo (s)	Posición (cm)	Posición SIMULATE (cm)	Posición PARCS (cm)	Tiempo PARCS (s)
0	0	340	340	0
400.016	0	340	340	20.016
400.656	33.4	306.6	321.6	20.656
411.536	33.4	306.6	321.6	31.536
417.936	335.5	4.5	19.5	37.936
423.057	335.5	4.5	19.5	43.057
1082.282	1.709	338.291	353.291	702.282
1799.11	1.709	338.291	353.291	1419.11

Es necesario comentar que la forma de definir la inserción de las barras de control en PARCS no corresponde con la nomenclatura utilizada en planta. En PARCS una barra está totalmente extraída cuando tiene un valor de 340 cm y al ser insertada este valor disminuirá hasta un valor de 0, donde estaría totalmente insertada. En las gráficas experimentales una barra insertada está en la posición 340. Además, para evitar tiempo de cálculo y cantidad de información almacenada se llega al compromiso de realizar un transitorio nulo de 20.016 segundos antes de comenzar el transitorio implementado en el código termohidráulico. De esta forma se ahorran 380 segundos de cálculo respecto al caso de estimar el transitorio de igual manera al caso experimental.

Para la implementación de los datos del caudal durante el accidente es necesario adecuar las gráficas a los valores de caudales de entrada que se tienen en los diferentes elementos FILL en el modelo de vasija del código termohidráulico TRACE5. Para ello se calcula la evolución en porcentaje del caudal para cada paso de tiempo respecto al caudal presente en el tiempo anterior. De esta manera se puede obtener la evolución en porcentaje para cada paso de tiempo del caudal. Con esta evolución y considerando como valor inicial los caudales iniciales de los FILL del modelo se consigue tener el mismo comportamiento que los caudales de referencia del accidente y adecuados a los valores iniciales del caudal en cada elemento FILL. Se considera que el tiempo en el que se inicia el transitorio es igual al implementado en PARCS, es decir, 20.016 segundos.

Para poder implementar estas gráficas en TRACE5 se tiene que realizar una serie de tablas con valores de caudal en función del tiempo de manera que la distribución se asemeje al caso experimental. Las tablas son las siguientes:

*Tabla 4. Caudal del lazo 1 en función del tiempo introducido en el FILL61 de TRACE5 para realizar el CTR.*

<b>CAUDAL LAZO 1</b>	<b>t (s)</b>
5578,49	0
5578,49	20,016
5623,263	24,010
5579,106	29,01
5657,543	47,01
5645,517	77,022
5675,778	117,022
5683,972	177,022
5657,783	279,012
5660,061	450,013
5685,257	650,015
5673,227	960,014

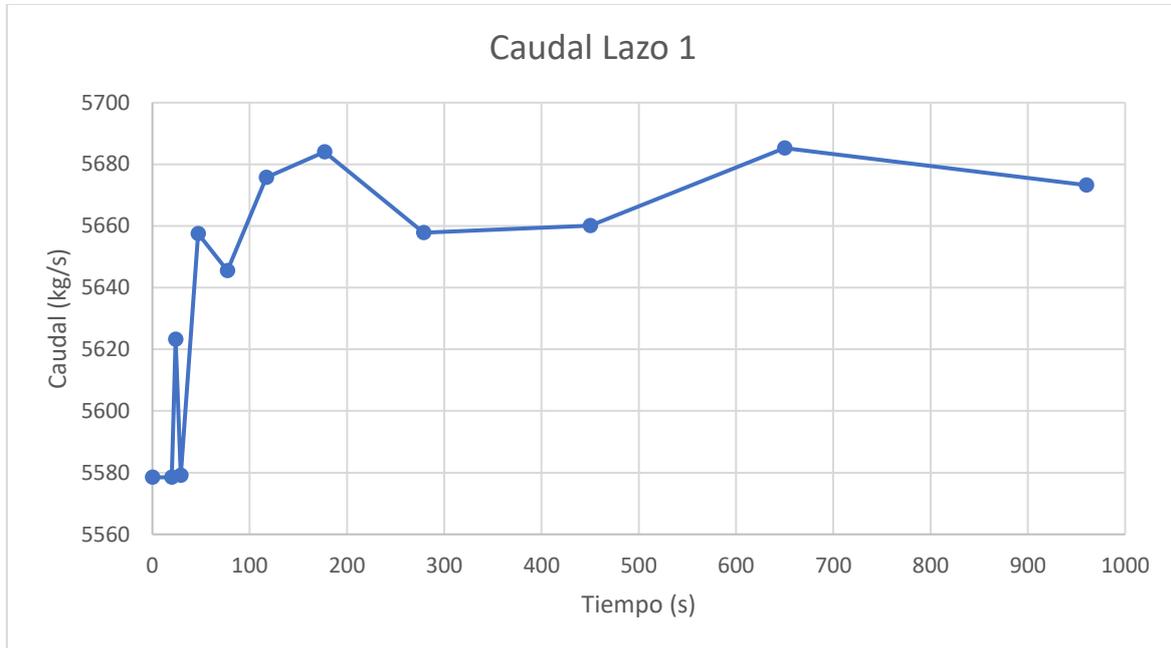


Figura 19. Caudal del lazo 1 introducido en el FILL61 de TRACE5 para realizar el CTR.

Tabla 5. Caudal del lazo 2 en función del tiempo introducido en el FILL62 de TRACE5 para realizar el CTR.

CAUDAL LAZO 2	t (s)
5121,23	0
5121,23	20,016
5158,463	24,01
5122,463	29,01
5197,676	47,01
5183,281	77,022
5211,544	117,022
5218,113	177,022
5194,701	279,012
5197,121	450,013
5219,893	650,015
5209,55	960,014

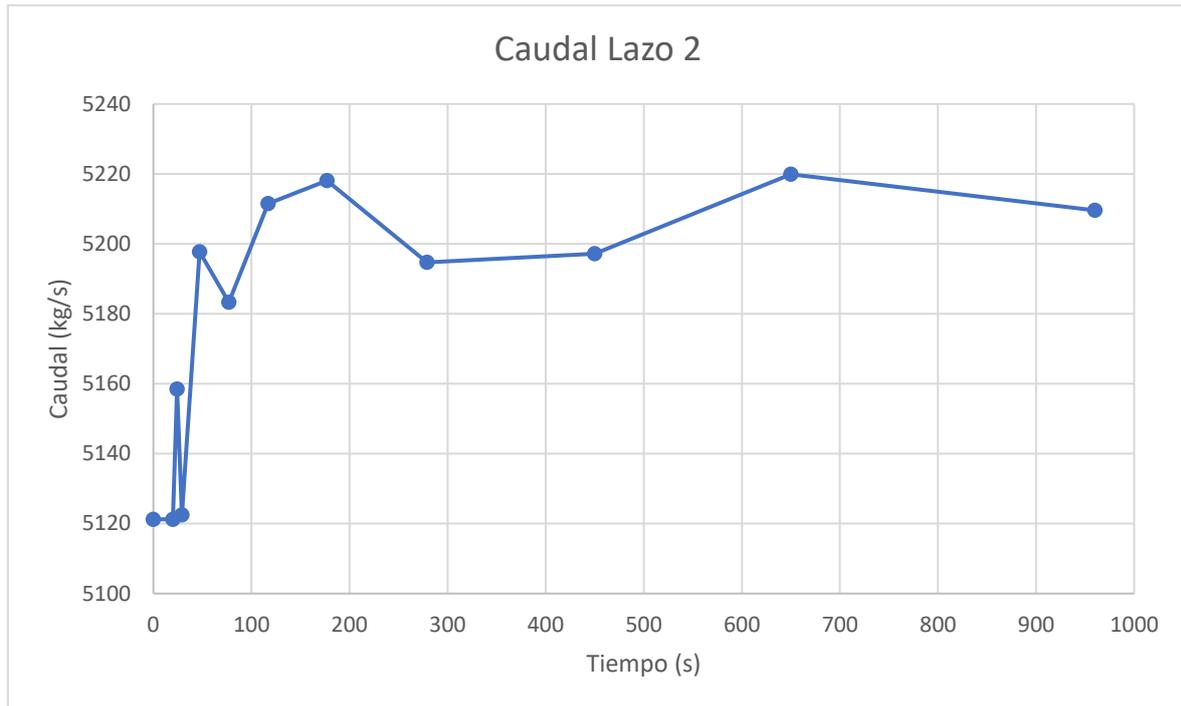


Figura 20. Caudal del lazo 2 introducido en el FILL62 de TRACE5 para realizar el CTR.

Tabla 6. Caudal del lazo 3 en función del tiempo introducido en el FILL63 de TRACE5 para realizar el CTR.

CAUDAL LAZO 3	t(s)
5487,04	0
5487,04	20,016
311,967	50,01
-718,514	120,022
-710,512	340,011
-711,085	960,014

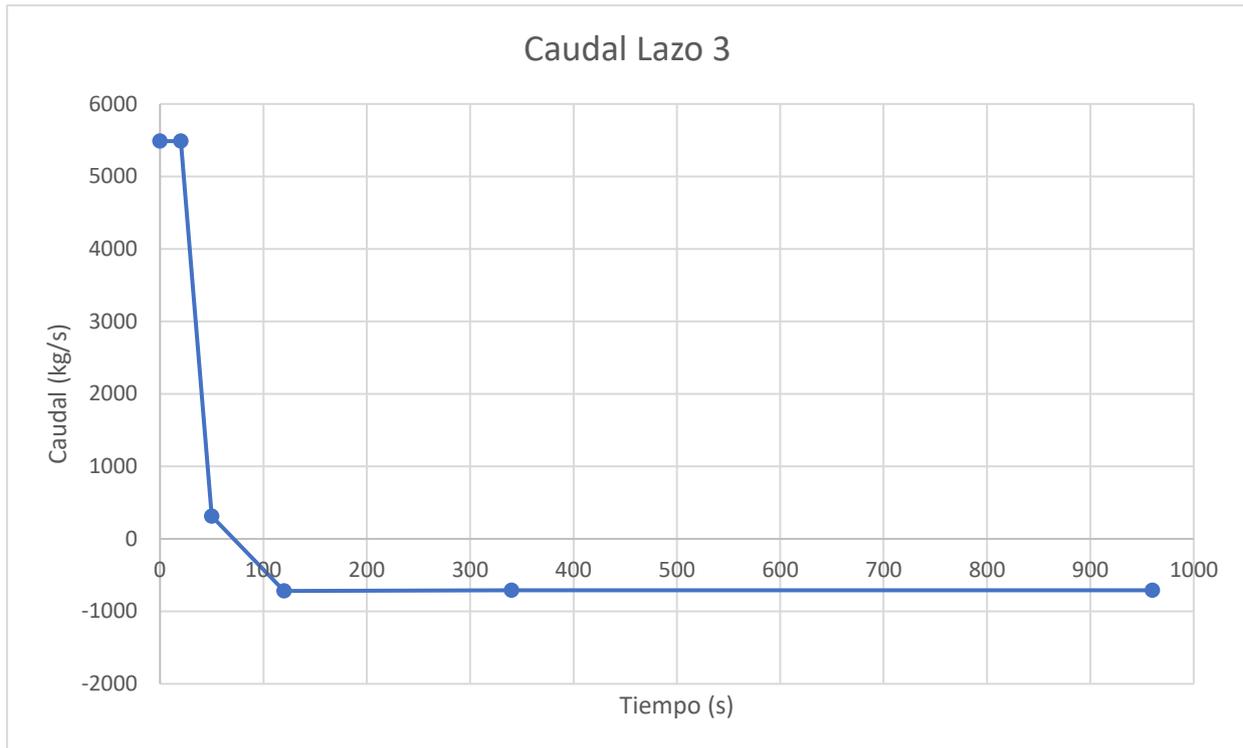


Figura 21. Caudal del lazo 3 introducido en el FILL3 de TRACE5 para realizar el CTR.

### 7.3 CÁLCULOS REALIZADOS.

En este subcapítulo se van a detallar los diferentes cálculos realizados para poder lanzar la simulación del transitorio acoplado a estudiar.

#### 7.3.1 PARCS SSA

Este es el primer paso posteriormente a la creación del input de PARCS. Se lanza un cálculo de un estado estacionario con la intención de comprobar el buen funcionamiento del modelo y de comparar los resultados con el caso referencia calculado en CASMO/SIMULATE. Las estimaciones del estado estacionario se realizan con archivos adicionales y condiciones que son:

- Información geométrica recogida en "GEOM\_LWR".
- Secciones eficaces incluidas en los archivos nemtab y nemtabr obtenidas a partir de SIMULATE.
- Condiciones de contorno para los elementos hidráulicos fijas (densidad y la temperatura del fuel calculadas en SIMULATE).
- Posición estática de los bancos de barras de control.

La solución de PARCS es comparada en términos de  $k_{eff}$  con los resultados de CASMO/SIMULATE.

#### 7.3.2 TRACE5 SSA

Se realiza un cálculo estacionario en el código termohidráulico TRACE con el modelo a nivel de vasija con la intención de obtener unas condiciones iniciales donde la estabilidad de la planta trabajando a

plena potencia (3010 MWth) está asegurada. El último punto calculado en el TRACE SSA, que es donde se alcanza la estabilidad del estacionario, se recoge en un archivo con extensión .tpr y servirá como “restart” (condiciones de partida) para futuras estimaciones. La potencia en este cálculo está fijada al 100% y la distribución de potencia presente en los elementos HTSTR del modelo en TRACE5 viene determinada por el cálculo del caso de referencia realizado anteriormente por SIMULATE. La implementación de la distribución de potencia 3D aportada por SIMULATE en TRACE5 se realiza mediante una variación y adecuación de las tarjetas cpowri y zpwtb presentes en el componente POWER.

Este cálculo se utiliza principalmente para observar si en el modelo de TRACE5 se cumple que la distribución de los caudales en el circuito primario y en el bypass es la misma que en SIMULATE.

### 7.3.3 CSS (Coupled Steady State)

Para este paso se utiliza el archivo “restart” creado en el paso TRACE SSA, y lo utiliza como punto de partida para realizar el cálculo del CSS. Se activan las opciones de acoplamiento entre TRACE5 y PARCS, y se pasa a desarrollar una evaluación de la potencia 3D automática de la potencia.

El acoplamiento de los dos códigos como se ha comentado anteriormente se puede realizar ya que el código neutrónico PARCS está incluido dentro de TRACE5 y la correlación entre las celdas de los componentes termohidráulicos con los nodos neutrónicos se define en el archivo MAPTAB.

Con este cálculo se puede comprobar que la presión y los caudales representativos en el primario siguen en los valores adecuados, y que la potencia total calculada se adecua a la planta trabajando al 100%.

### 7.3.4 CTR (Coupled Transient Calculation)

En este último paso se realiza el cálculo del transitorio acoplado TRACE5/PARCS que es el objeto de este TFG. Las condiciones TH presentes en el transitorio se implementan en TRACE5 y el movimiento de bancos de barras de control se define en PARCS. Para este cálculo se utilizan los archivos “restart” de TRACE5 y de PARCS obtenidos en el cálculo CSS. Los resultados de este cálculo serán los que se compararán con el caso experimental.

## CAPÍTULO 8: RESULTADOS

A continuación, se van a mostrar los resultados más relevantes de los diferentes cálculos realizados:

### 8.1 RESULTADOS PARCS SSA

Las soluciones del PARCS SSA se van a comparar con los datos obtenidos mediante SIMULATE. Los resultados son los siguientes:

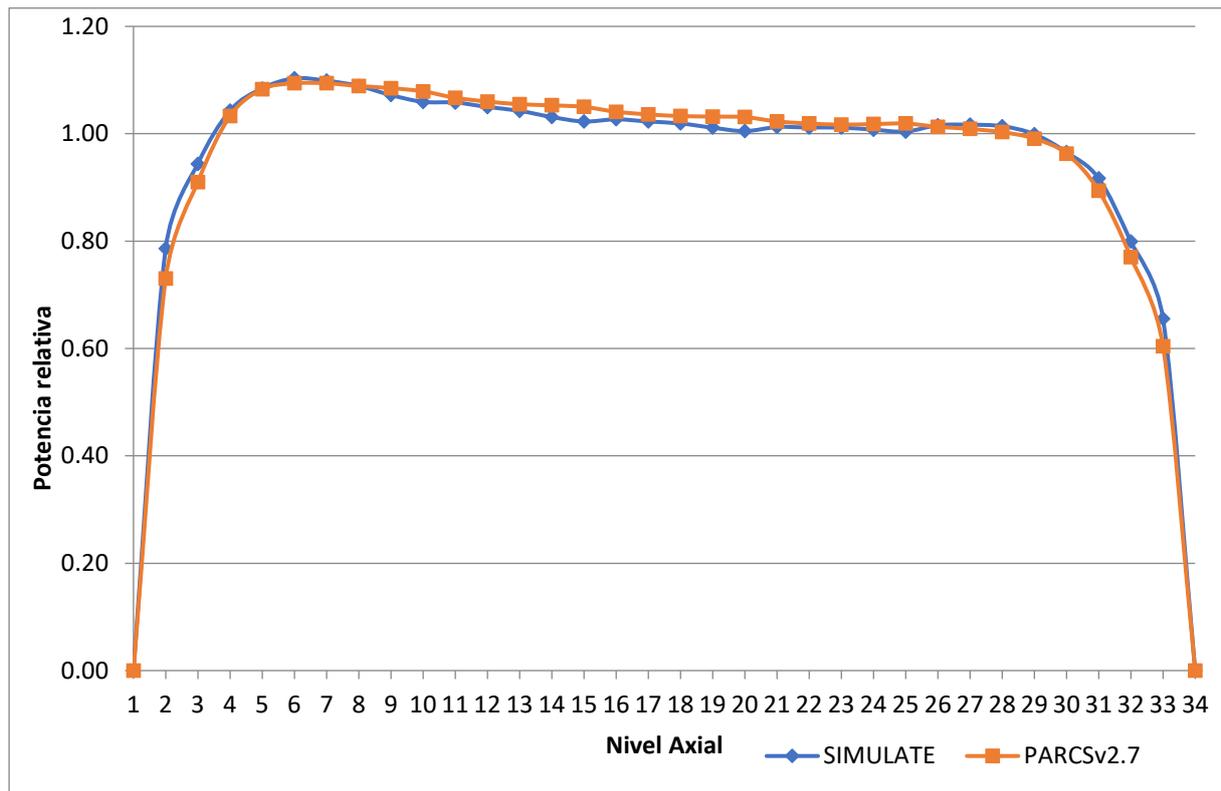


Figura 22. Comparación de distribución axial de potencia entre SIMULATE y PARCS SSA.

La desviación cuadrática entre las dos simulaciones es igual al 2.0259 %.

					0.326	0.433	0.469	0.434	0.313								
			0.351	0.556	1.15	1.298	1.32	1.301	1.153	0.558	0.353						
		0.451	1.141	1.3	1.008	1.016	0.93	1.02	1.015	1.326	1.149	0.451					
	0.353	1.149	1.019	1.052	1.045	1.238	1.258	1.243	1.054	1.062	1.019	1.141	0.351				
	0.558	1.326	1.061	1.28	1.289	1.314	1.331	1.318	1.291	1.28	1.052	1.3	0.557				
0.312	1.152	1.015	1.054	1.292	1.297	0.98	1.207	0.979	1.298	1.29	1.044	1.009	1.151	0.326			
0.434	1.3	1.019	1.244	1.319	0.979	1.395	1.016	1.393	0.979	1.315	1.239	1.016	1.298	0.433			
0.468	1.32	0.93	1.258	1.333	1.208	1.019	0.839	1.015	1.207	1.332	1.258	0.93	1.32	0.468			
0.432	1.297	1.016	1.238	1.315	0.981	1.395	1.017	1.393	0.979	1.319	1.243	1.019	1.3	0.434			
0.326	1.15	1.008	1.045	1.29	1.298	0.98	1.208	0.98	1.297	1.292	1.054	1.015	1.152	0.312			
	0.556	1.3	1.052	1.28	1.292	1.319	1.331	1.314	1.29	1.28	1.061	1.326	0.559				
	0.351	1.141	1.019	1.061	1.054	1.243	1.258	1.238	1.045	1.052	1.018	1.149	0.354				
		0.451	1.149	1.326	1.015	1.019	0.93	1.016	1.008	1.299	1.141	0.451					
			0.354	0.559	1.152	1.301	1.32	1.297	1.15	0.556	0.351						
					0.312	0.434	0.468	0.433	0.326								

Figura 23. Distribución radial de la potencia en el PARCS SSA

Su comparación entre la distribución radial entre el TRACE SSA y la de SIMULATE se muestra a continuación:

					0.0591	0.0369	0.0357	0.0322	0.0486								
			0.067	0.0572	0.0616	0.0381	0.023	0.0279	0.0467	0.0496	0.0642						
		0.0809	0.0695	0.0508	-0.0012	-0.0158	-0.0292	-0.024	-0.0103	0.0322	0.0626	0.0809					
	0.0641	0.0625	0.0104	-0.014	-0.0343	-0.0409	-0.0439	-0.0467	-0.0403	-0.0222	0.0104	0.0693	0.0669				
	0.0495	0.0319	-0.0217	-0.037	-0.0477	-0.0478	-0.0473	-0.0536	-0.0492	-0.0368	-0.0143	0.0504	0.056				
0.0495	0.0475	-0.0105	-0.0405	-0.0501	-0.0522	-0.0562	-0.052	-0.0566	-0.0519	-0.0481	-0.0346	-0.0027	0.0603	0.059			
0.0318	0.0285	-0.0232	-0.0479	-0.0548	-0.0569	-0.0588	-0.0637	-0.0565	-0.0549	-0.0487	-0.0422	-0.016	0.0378	0.0368			
0.0366	0.0227	-0.0295	-0.0443	-0.0496	-0.0531	-0.0668	-0.0581	-0.0626	-0.0519	-0.0483	-0.0439	-0.0292	0.0229	0.0367			
0.0378	0.0388	-0.0161	-0.042	-0.0488	-0.0569	-0.0584	-0.0646	-0.0565	-0.0566	-0.0544	-0.0465	-0.0229	0.029	0.0323			
0.0591	0.0615	-0.0014	-0.0353	-0.0477	-0.0514	-0.0573	-0.0526	-0.0559	-0.0516	-0.0495	-0.0399	-0.01	0.048	0.0497			
	0.0573	0.0511	-0.0131	-0.0359	-0.049	-0.0539	-0.0468	-0.0471	-0.0475	-0.0361	-0.0206	0.0328	0.0489				
	0.0672	0.0701	0.0113	-0.0204	-0.0396	-0.0461	-0.0434	-0.0403	-0.0337	-0.0134	0.0121	0.0633	0.0638				
		0.0813	0.0633	0.0329	-0.0098	-0.0226	-0.0288	-0.0154	-0.0008	0.0524	0.0701	0.0813					
			0.0634	0.0489	0.0483	0.0284	0.0234	0.0395	0.0621	0.0575	0.0672						
					0.0498	0.0324	0.0369	0.037	0.0593								

Figura 24. Diferencias en la distribución radial de la potencia entre el PARCS SSA y SIMULATE.

La desviación cuadrática entre las dos simulaciones es igual al 4.67491%

Los resultados en cuanto a  $k_{eff}$  son:

Tabla 7. Resultados  $k_{eff}$  PARCS SSA

CODIGO	KEFF
<b>SIMULATE3</b>	1
<b>PARCSv2.7</b>	1.006797

La diferencia de la  $k_{eff}$  obtenida en el PARCS SSA con el caso de SIMULATE es igual al 679.7 pcm.

## 8.2 RESULTADOS TRACE5 SSA

La simulación del cálculo TRACE5 SSA ha convergido a los 15.0385 segundos de simulación. Utilizando la herramienta AptPlot para visualizar los datos contenidos en el archivo con extensión .xtv se pueden mostrar los resultados más importantes del cálculo TRACE5 SSA, que son los caudales de *bypass* y la presión en la vasija. Ambos sirven para comprobar que los resultados obtenidos se asemejan a los calculados por SIMULATE. Las gráficas de estas variables se muestran a continuación:

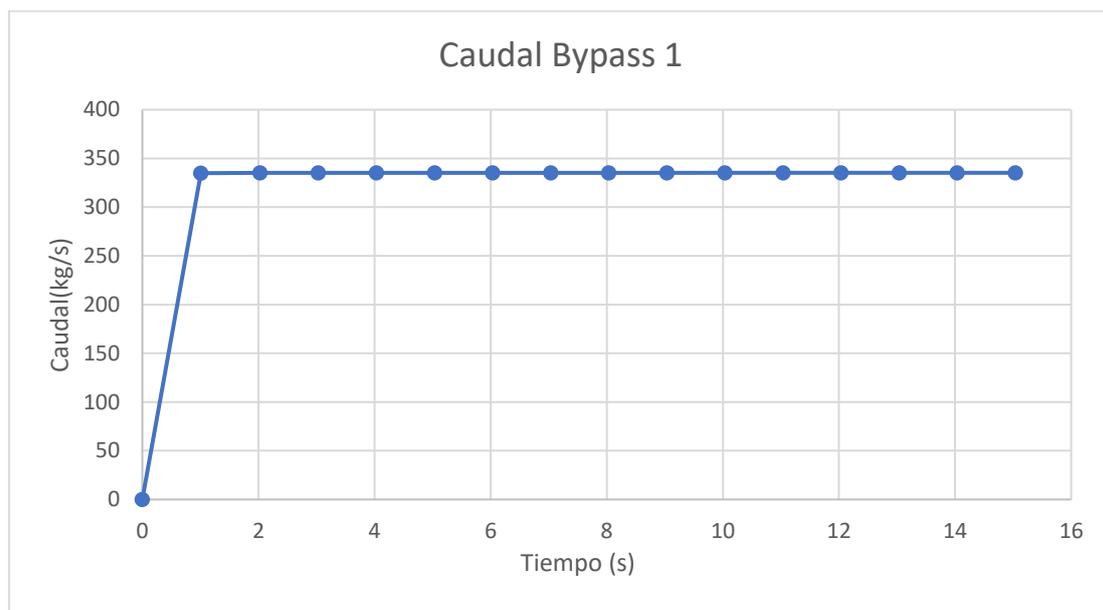


Figura 25. Caudal másico de bypass en la rama 1 obtenido en el cálculo TRACE5 SSA.

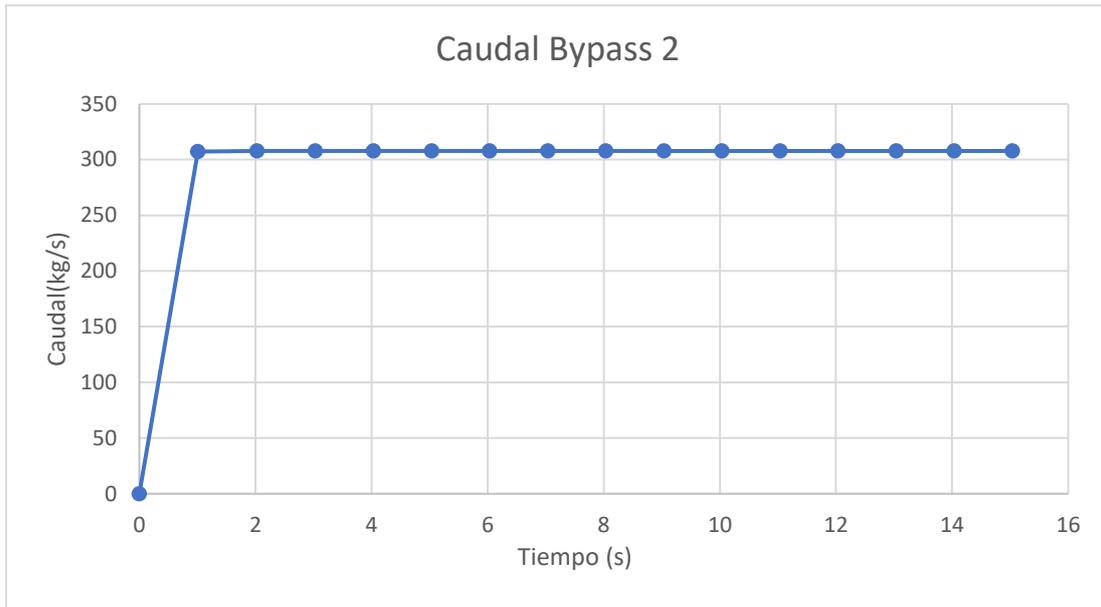


Figura 26. Caudal másico de bypass en la rama 2 obtenido en el cálculo TRACE5 SSA.

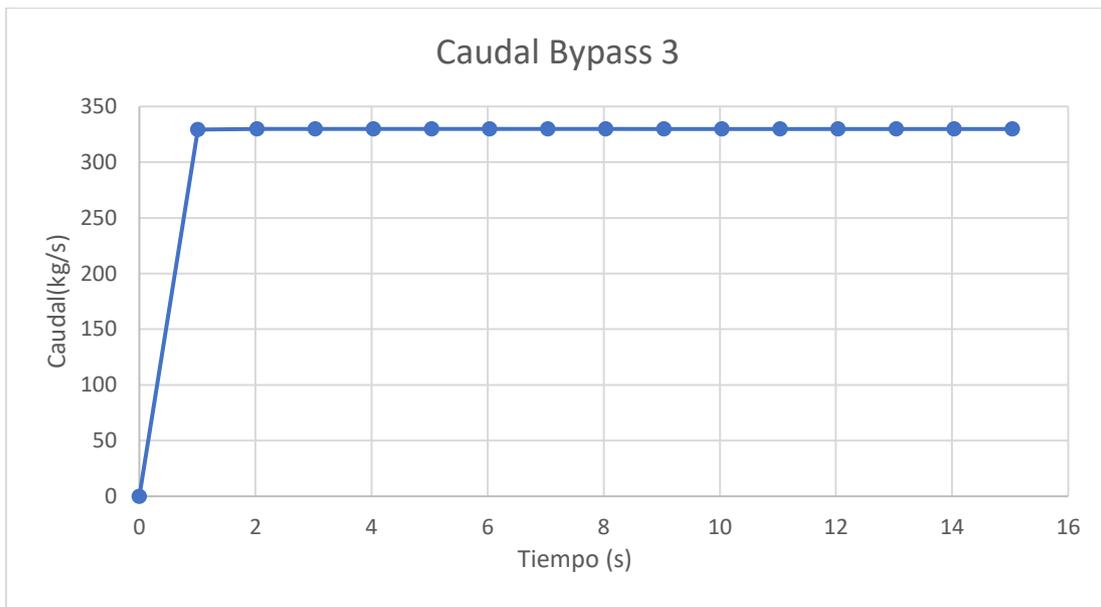


Figura 27. Caudal másico de bypass en la rama 3 obtenido en el cálculo TRACE5 SSA

Sabiendo que los caudales totales de entrada a la vasija es la suma de los 3 elementos FILL, se puede calcular como la suma de estos:

Fill61 = 5578.49 kg/s

Fill62 = 5121.23 kg/s

Fill63 = 5487.04 kg/s

TOTAL entrada = 16186.76 kg/s

Los caudales de bypass una vez ha convergido el cálculo son:

Rama1 = 335.238 kg/s

Rama 2 = 307.799 kg/s

Rama 3 = 329.786 kg/s

El total se puede calcular como la suma de estos 3:

Total caudal bypass= 972.823 kg/s

Porcentaje de bypass respecto de todo el caudal de entrada = 6.08 %

El porcentaje obtenido de los caudales de bypass respecto al total corresponde con los valores estimados con SIMULATE.

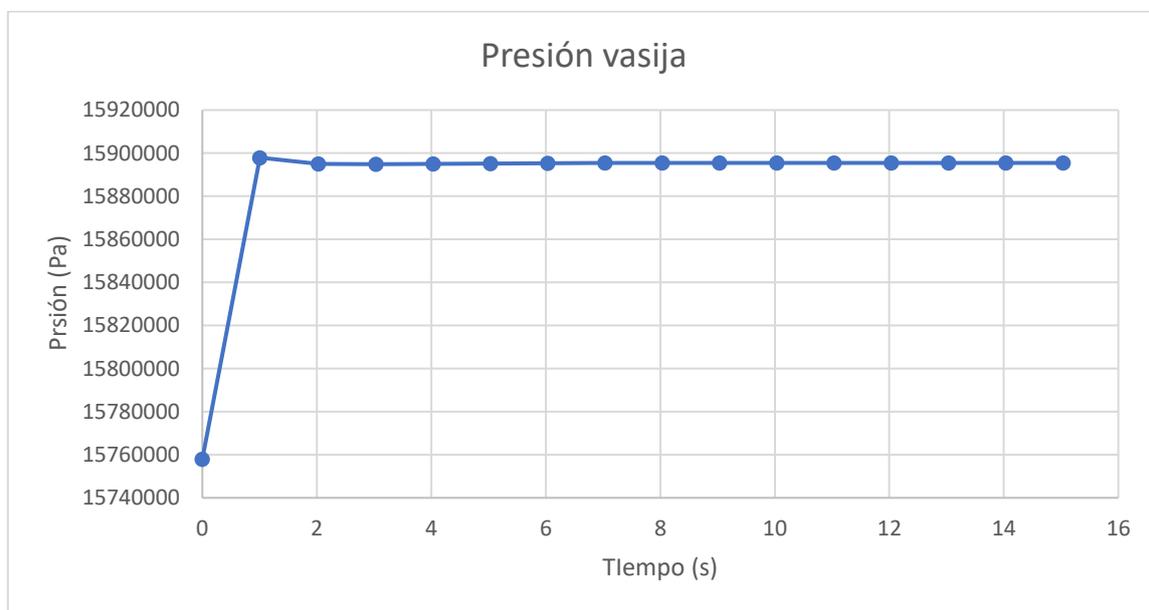


Figura 28. Presión en la parte superior de la vasija durante el cálculo TRACE5 SSA

Los resultados en SIMULATE consideraban una presión en el interior de la vasija igual a 1,5513e+7 Pa. En el caso de la simulación con TRACE5 se alcanza un valor de 1.58954e+07 Pa.

### 8.3 RESULTADOS CSS

El cálculo del CSS ha convergido a los 4.06352 segundos de simulación. Los resultados más relevantes se muestran a continuación:

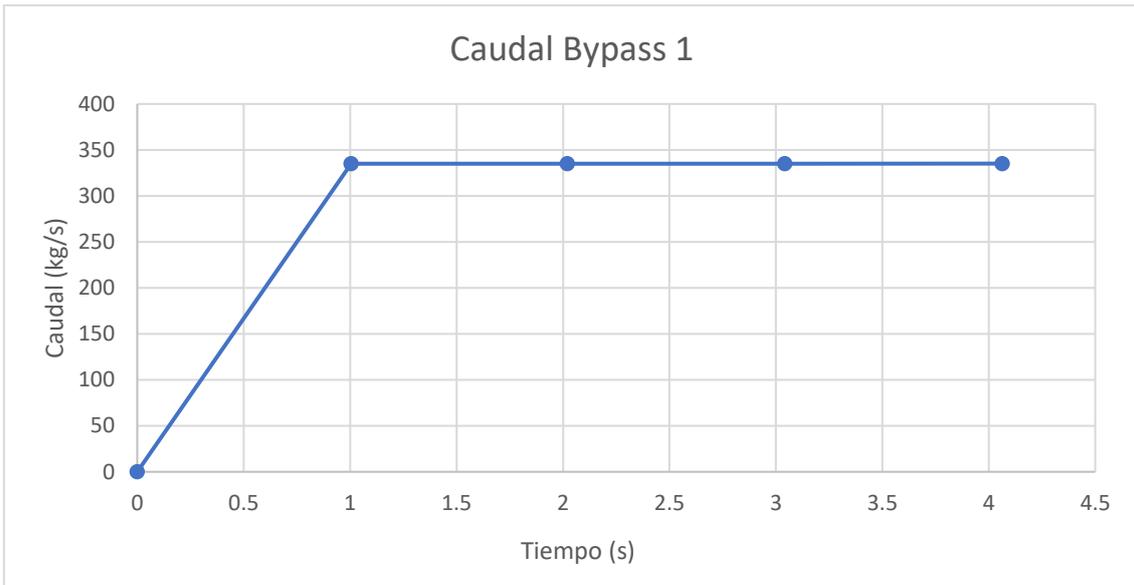


Figura 29. Caudal Bypass en el Lazo 1 obtenido en el CSS.

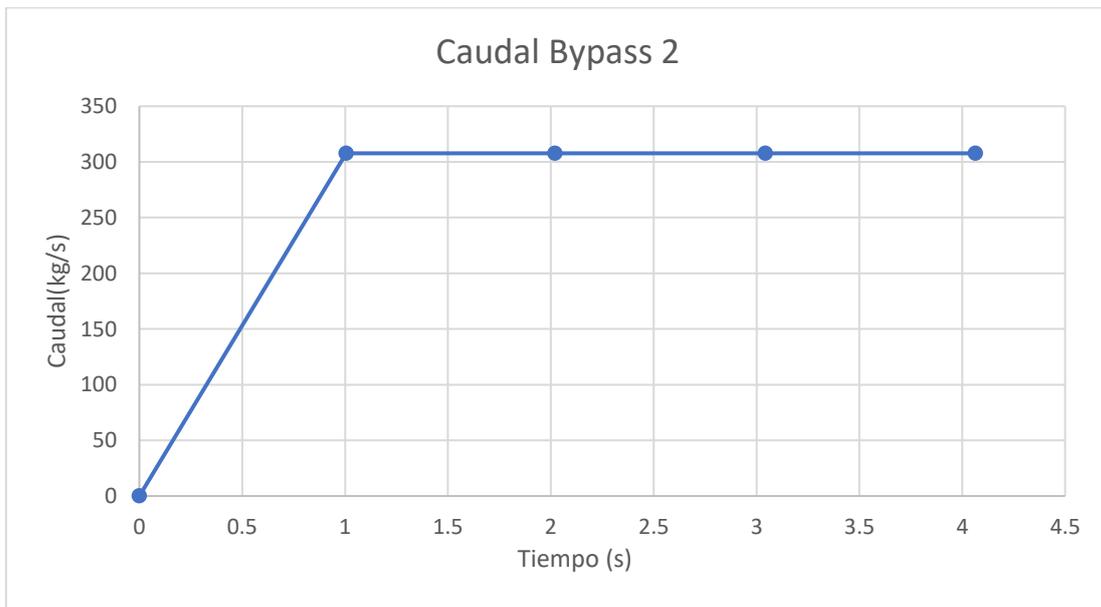


Figura 30. Caudal Bypass en el Lazo 2 obtenido en el CSS.

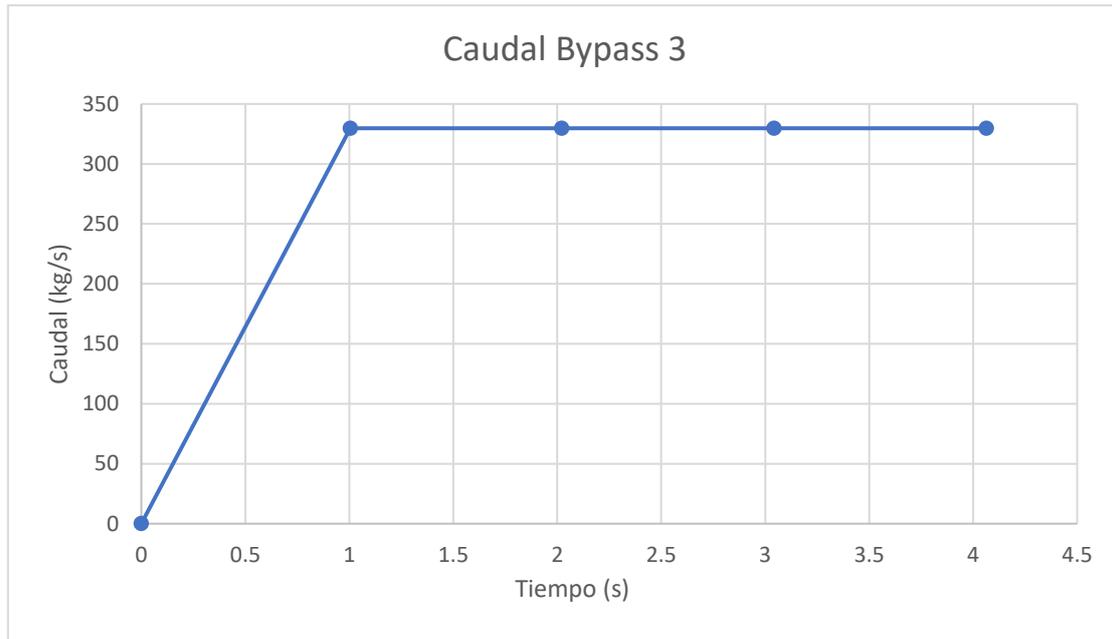


Figura 31. Caudal Bypass en el Lazo 3 obtenido en el CSS.

Como anteriormente se ha comentado el caudal de entrada a la vasija es la suma de los caudales aportados por los elementos FILL:

Caudal FILL61 = 5578.49 kg/s

Caudal FILL62 = 5121.23 kg/s

Caudal FILL63 = 5487.04 kg/s

TOTAL caudales FILL = 16186.76 kg/s

Los caudales de bypass obtenidos en el cálculo CSS corresponden a los siguientes valores:

Caudal Bypass1 : 335,162 kg/s

Caudal Bypass2 : 307,734 kg/s

Caudal Bypass3 : 329,721 kg/s

Total caudales Bypass: 972.617 kg/s

El porcentaje de caudales de bypass respecto del total entrante es 6.0087 %. Este valor es bastante aproximado al obtenido por SIMULATE.

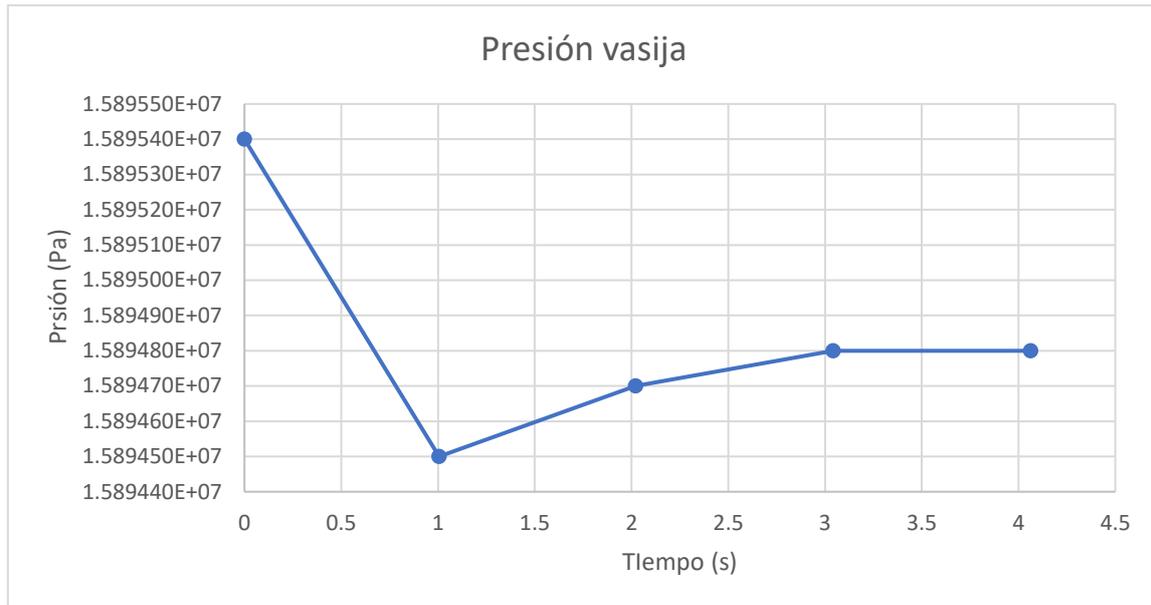


Figura 32. Presión en la vasija en el cálculo CSS.

Se puede observar que el cálculo converge en un valor de presión igual a  $1,589480E+07$  Pa. Este valor de presión en la vasija es aceptable ya que la presión en la estimación de SIMULATE era de  $1,5513e+7$  Pa.

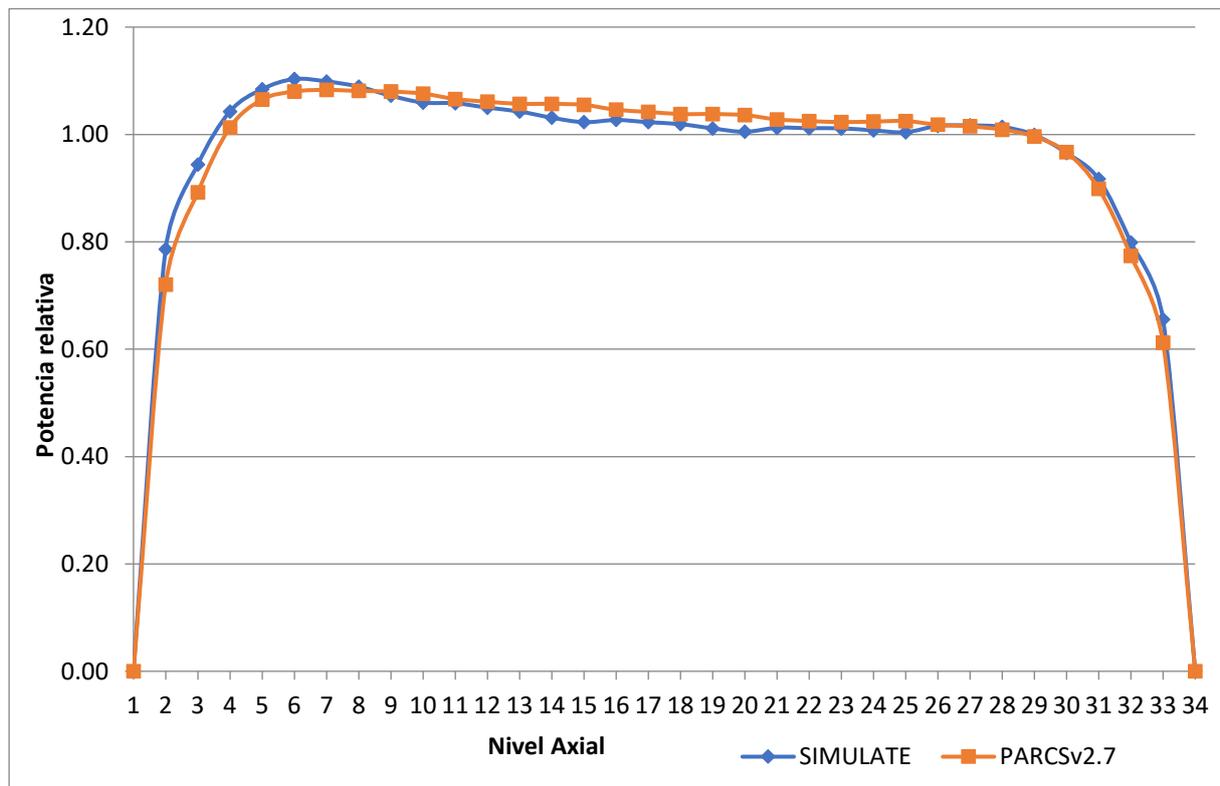


Figura 33. Comparación de distribución axial de potencia entre SIMULATE y CSS.

La desviación cuadrática entre las dos simulaciones es igual al 2.4098%



					0.3866	0.47	0.5047	0.4665	0.3632					
			0.4196	0.6132	1.2032	1.3257	1.3331	1.3186	1.1915	0.6076	0.4187			
		0.5327	1.2017	1.343	1.0054	1.0001	0.9019	0.9958	1.0033	1.35	1.2028	0.5328		
	0.4186	1.2025	1.0262	1.038	1.0134	1.1992	1.216	1.1984	1.0164	1.0398	1.0263	1.2019	0.4196	
	0.6073	1.3496	1.0392	1.2441	1.2438	1.2696	1.2868	1.2679	1.2443	1.2444	1.0379	1.3428	0.6132	
0.363	1.1912	1.003	1.0161	1.2443	1.2497	0.9313	1.1628	0.93	1.2511	1.2445	1.0123	1.0051	1.2031	0.3866
0.466	1.3183	0.9956	1.1981	1.2675	0.9296	1.3451	0.962	1.3455	0.9316	1.2699	1.199	0.9999	1.3257	0.4701
0.5045	1.3328	0.9016	1.2156	1.2864	1.1626	0.962	0.7921	0.9622	1.163	1.2869	1.2161	0.902	1.3333	0.5048
0.4699	1.3255	0.9997	1.198	1.2696	0.9316	1.3456	0.9622	1.3456	0.93	1.2681	1.1987	0.9961	1.319	0.4666
0.3865	1.2031	1.0052	1.0124	1.2448	1.2515	0.9302	1.1632	0.9317	1.2505	1.2451	1.0168	1.0037	1.192	0.3634
	0.6133	1.3434	1.039	1.2453	1.2455	1.2685	1.2873	1.2704	1.2452	1.2452	1.0404	1.3508	0.6079	
	0.4198	1.2024	1.027	1.0405	1.017	1.199	1.2166	1.1999	1.0141	1.0388	1.027	1.2037	0.4194	
		0.5331	1.2035	1.3507	1.0038	0.9963	0.9023	1.0006	1.006	1.3439	1.2027	0.5332		
			0.4189	0.6078	1.1921	1.3192	1.3337	1.3263	1.2039	0.6136	0.4199			
					0.3634	0.4667	0.505	0.4703	0.3868					

Figura 34. Distribución radial de la potencia en el CSS

					0.0606	0.037	0.0357	0.0325	0.0502					
			0.0686	0.0572	0.0532	0.0277	0.0131	0.0176	0.0385	0.0496	0.0657			
		0.0817	0.0607	0.043	-0.0026	-0.0159	-0.0281	-0.0242	-0.0117	0.024	0.0538	0.0818		
	0.0656	0.0535	0.0072	-0.014	-0.0316	-0.0388	-0.042	-0.0446	-0.0376	-0.0222	0.0073	0.0609	0.0686	
	0.0493	0.0236	-0.0218	-0.0359	-0.0452	-0.0444	-0.0442	-0.0501	-0.0467	-0.0356	-0.0141	0.0428	0.0562	
0.051	0.0392	-0.012	-0.0379	-0.0477	-0.0473	-0.0487	-0.0442	-0.049	-0.0469	-0.0455	-0.0317	-0.0039	0.0521	0.0606
0.032	0.0183	-0.0234	-0.0459	-0.0515	-0.0494	-0.0499	-0.054	-0.0475	-0.0474	-0.0451	-0.04	-0.0161	0.0277	0.0371
0.0365	0.0128	-0.0284	-0.0424	-0.0466	-0.0454	-0.057	-0.0469	-0.0528	-0.044	-0.0451	-0.0419	-0.028	0.0133	0.0368
0.0379	0.0285	-0.0163	-0.04	-0.0454	-0.0494	-0.0494	-0.0548	-0.0474	-0.049	-0.0509	-0.0443	-0.0229	0.019	0.0326
0.0605	0.0531	-0.0028	-0.0326	-0.0452	-0.0465	-0.0498	-0.0448	-0.0483	-0.0465	-0.0469	-0.0372	-0.0113	0.04	0.0514
	0.0573	0.0434	-0.013	-0.0347	-0.0465	-0.0505	-0.0437	-0.0436	-0.0448	-0.0348	-0.0206	0.0248	0.0489	
	0.0688	0.0614	0.008	-0.0205	-0.037	-0.044	-0.0414	-0.0381	-0.0309	-0.0132	0.009	0.0547	0.0654	
		0.0821	0.0545	0.0247	-0.0112	-0.0227	-0.0277	-0.0154	-0.002	0.0449	0.0617	0.0822		
			0.0649	0.0488	0.0401	0.0182	0.0137	0.0293	0.0539	0.0576	0.0689			
					0.0514	0.0327	0.037	0.0373	0.0608					

Figura 35. Diferencias en la distribución radial de la potencia entre el CSS y SIMULATE

La desviación cuadrática entre las dos simulaciones es igual al 4.33989%.

Tabla 8. Resultados  $k_{eff}$  CSS.

CODE	KEFF
SIMULATE3	1
PARCSv2.7	1.002447

La diferencia de la  $k_{eff}$  obtenida en el PARCS SSA con el caso de SIMULATE es igual al 244.7 pcm.

#### 8.4 RESULTADOS CTR

Los resultados obtenidos del CTR se van a mostrar y comparar con los valores empíricos de la planta del accidente PUMA del 2013.

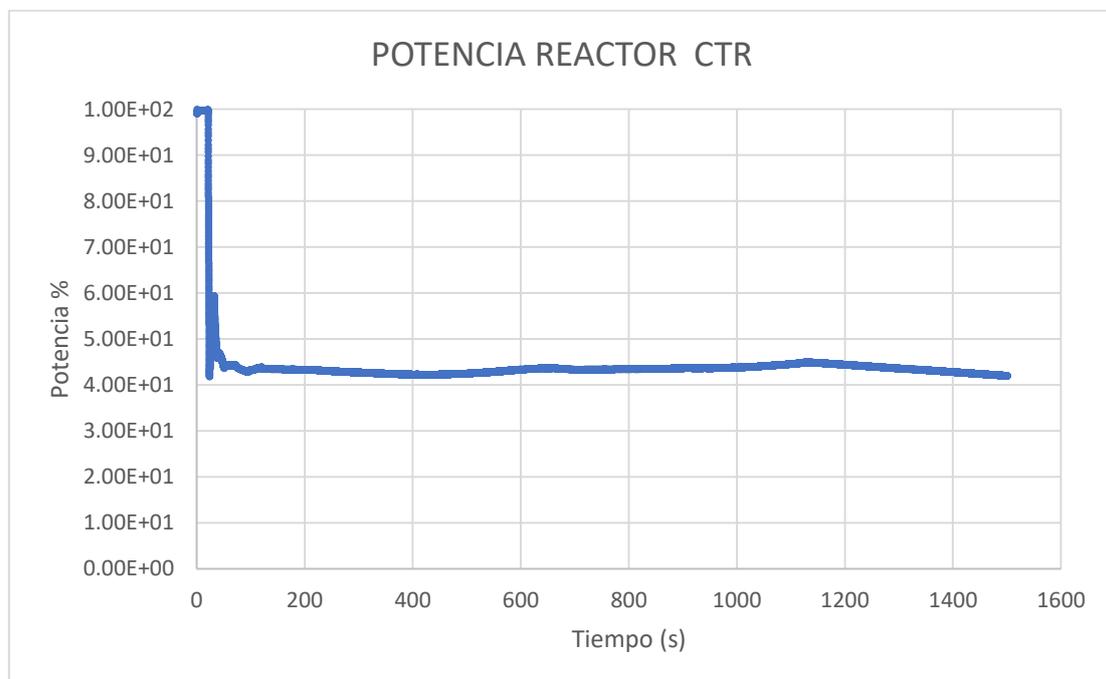


Figura 36. Potencia durante el transitorio

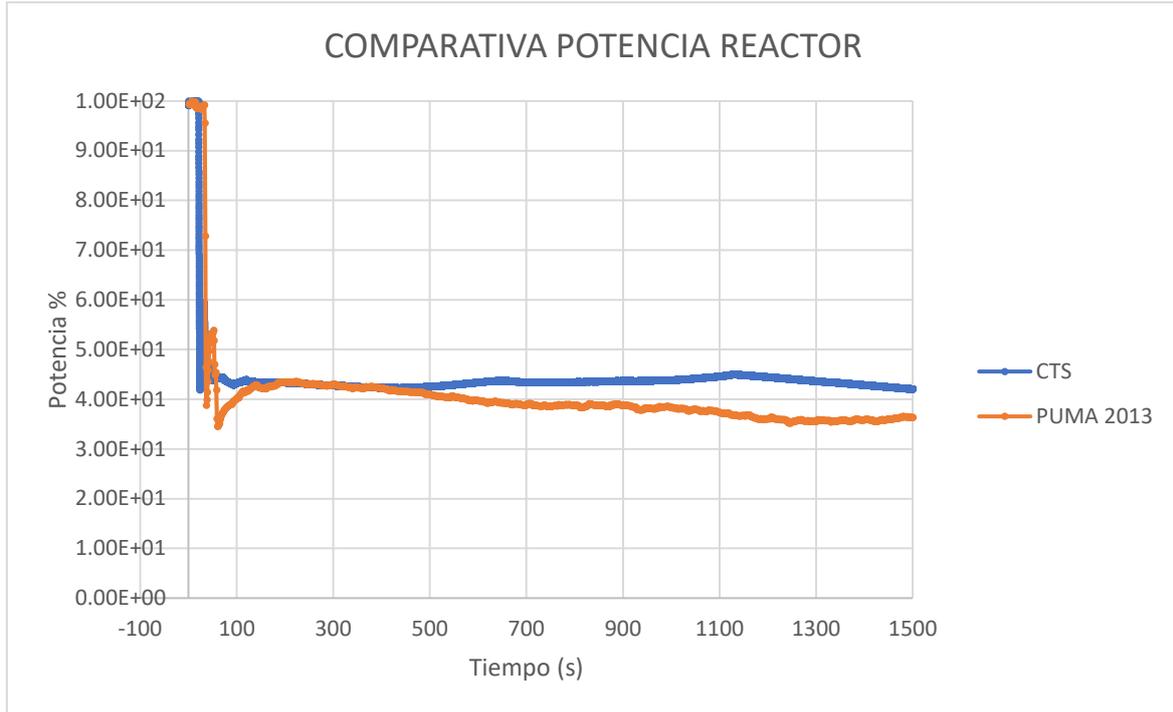


Figura 37. Comparativa entre la potencia en el accidente PUMA 2013 y el cálculo CTR.

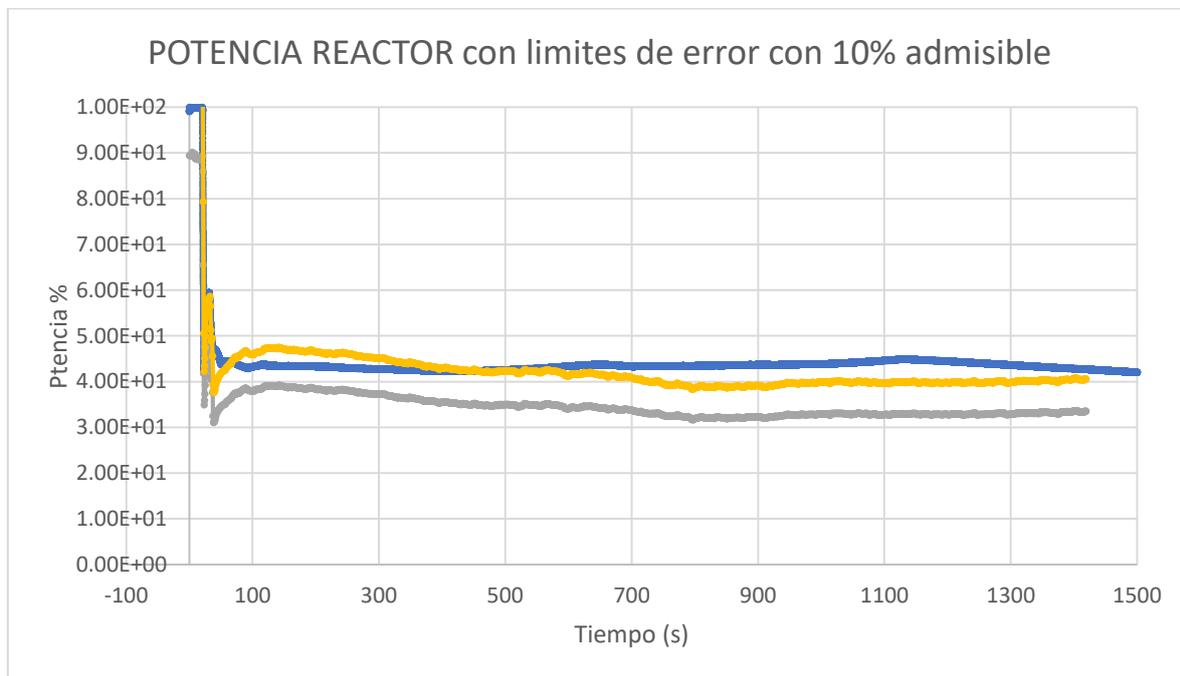


Figura 38. Potencia en el reactor con límites de error.

A continuación, se van a mostrar las distribuciones radiales de la potencia en el plano medio en diferentes pasos de tiempo:

T= 20.016 s

					0.3867	0.47	0.5046	0.4662	0.363					
			0.4203	0.6142	1.2039	1.3257	1.3326	1.318	1.1909	0.6074	0.4187			
		0.533	1.2032	1.3469	1.0065	1.0001	0.9016	0.9954	1.0029	1.3497	1.2029	0.5332		
	0.4186	1.2026	1.0268	1.039	1.0138	1.199	1.2156	1.1979	1.016	1.0398	1.027	1.2033	0.4203	
	0.6071	1.3493	1.0392	1.2441	1.2436	1.2692	1.2861	1.2672	1.2439	1.2444	1.0389	1.3468	0.6143	
0.3628	1.1905	1.0026	1.0158	1.2439	1.2491	0.9308	1.1621	0.9294	1.2505	1.2443	1.0127	1.0062	1.2039	0.3867
0.4657	1.3176	0.9951	1.1975	1.2669	0.9291	1.3442	0.9613	1.3446	0.9311	1.2694	1.1988	1	1.3257	0.4701
0.5044	1.3323	0.9013	1.2151	1.2858	1.1619	0.9613	0.7915	0.9615	1.1622	1.2863	1.2157	0.9017	1.3328	0.5047
0.4699	1.3254	0.9998	1.1979	1.2692	0.9311	1.3446	0.9615	1.3446	0.9294	1.2675	1.1982	0.9957	1.3183	0.4664
0.3867	1.2038	1.0063	1.0129	1.2446	1.251	0.9297	1.1625	0.9312	1.2499	1.2447	1.0165	1.0033	1.1914	0.3632
	0.6144	1.3474	1.0401	1.2453	1.2451	1.2679	1.2867	1.2699	1.245	1.2452	1.0404	1.3505	0.6078	
	0.4205	1.2039	1.0277	1.0405	1.0167	1.1985	1.2162	1.1997	1.0146	1.0399	1.0277	1.2038	0.4193	
		0.5334	1.2035	1.3504	1.0034	0.9959	0.9021	1.0007	1.0071	1.3478	1.2042	0.5336		
			0.4189	0.6076	1.1914	1.3186	1.3332	1.3263	1.2046	0.6147	0.4206			
					0.3632	0.4665	0.5048	0.4703	0.387					

Figura 39. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a  $t = 20.016$  s.

T= 30.06138 s

					0.3698	0.4962	0.5524	0.4941	0.3495					
			0.264	0.4288	1.1069	1.4181	1.4885	1.4142	1.1054	0.4245	0.2629			
		0.3513	0.7716	0.677	0.8864	1.0757	1.0164	1.0722	0.8844	0.6773	0.7711	0.3514		
	0.2627	0.7708	0.7384	0.8469	1.0123	1.368	1.4378	1.3671	1.0146	0.8474	0.7387	0.7718	0.2641	
	0.4242	0.6769	0.8468	1.2612	1.4032	1.528	1.584	1.5258	1.4036	1.2617	0.8469	0.677	0.4289	
0.3492	1.105	0.884	1.0142	1.4034	1.5029	1.1644	1.4763	1.1625	1.5047	1.4043	1.0113	0.8861	1.107	0.3698
0.4935	1.4136	1.0717	1.3664	1.5251	1.1619	1.7345	1.2492	1.7351	1.1648	1.5284	1.3678	1.0756	1.4183	0.4962
0.552	1.4879	1.0158	1.4368	1.5834	1.476	1.249	1.0337	1.2494	1.4766	1.5842	1.4377	1.0164	1.4887	0.5524
0.4959	1.4174	1.0749	1.3663	1.5278	1.1646	1.7351	1.2494	1.7351	1.1623	1.5259	1.3672	1.0723	1.4145	0.4942
0.3696	1.1063	0.8858	1.0111	1.4043	1.5051	1.1626	1.4768	1.1647	1.5038	1.4042	1.0148	0.8845	1.1056	0.3495
	0.4287	0.6771	0.8481	1.2623	1.4048	1.5265	1.5847	1.5289	1.4047	1.2621	0.8477	0.6775	0.4246	
	0.2641	0.7721	0.7392	0.8479	1.0151	1.3676	1.4382	1.3686	1.0129	0.8475	0.739	0.7714	0.2632	
		0.3515	0.7714	0.6776	0.8847	1.0726	1.0168	1.0761	0.8868	0.6774	0.7722	0.3516		
			0.263	0.4246	1.1058	1.4148	1.4892	1.4187	1.1073	0.4291	0.2642			
			0	0.3496	0.4943	0.5526	0.4964	0.3699						

Figura 40. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a  $t = 30.06138$  s.

T=50.00304 s

					0.2312	0.3925	0.5093	0.489	0.3571					
			0.2375	0.3067	0.5672	1.1534	1.4111	1.4263	1.1481	0.4467	0.2764			
		0.3572	0.7631	0.6257	0.7382	0.9751	0.9972	1.0989	0.9289	0.7328	0.8132	0.3574		
	0.276	0.8124	0.764	0.8587	1.0107	1.3841	1.4868	1.4383	1.0772	0.8991	0.7644	0.7633	0.2375	
	0.4459	0.7317	0.8979	1.3327	1.4767	1.6095	1.6789	1.6271	1.4991	1.3334	0.8585	0.6253	0.3065	
0.3561	1.1457	0.9274	1.0757	1.498	1.6062	1.2448	1.5825	1.2465	1.6084	1.4772	1.0088	0.7371	0.5665	0.2308
0.4872	1.4225	1.0966	1.4357	1.625	1.2453	1.868	1.3457	1.8688	1.2447	1.6087	1.3824	0.9736	1.1514	0.3917
0.5076	1.4067	0.9946	1.4833	1.6762	1.5813	1.3448	1.1148	1.3452	1.5819	1.6771	1.4844	0.9955	1.4079	0.508
0.3912	1.1495	0.9723	1.3797	1.6068	1.2438	1.8672	1.3453	1.8673	1.2451	1.6248	1.4356	1.0968	1.4225	0.4877
0.2306	0.5657	0.7362	1.0074	1.4752	1.6069	1.2451	1.5813	1.2436	1.6055	1.4969	1.0751	0.927	1.1447	0.3561
	0.3061	0.6248	0.8583	1.3316	1.4974	1.6251	1.6766	1.6077	1.4754	1.3312	0.8975	0.7314	0.4456	
	0.2372	0.7622	0.7635	0.8976	1.0752	1.4354	1.4837	1.3814	1.009	0.8575	0.7633	0.8117	0.2761	
		0.3569	0.8117	0.7314	0.9269	1.0964	0.9949	0.9729	0.7368	0.6249	0.7621	0.3568		
			0.2758	0.4456	1.1447	1.4221	1.407	1.1502	0.5661	0.3063	0.2371			
				0	0.356	0.4875	0.5077	0.3914	0.2307					

Figura 41. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a  $t = 50.00304$  s.

T= 120.09577 s

					0.2516	0.3974	0.5002	0.4802	0.3573					
			0.276	0.3651	0.6664	1.1677	1.3826	1.4016	1.1666	0.4903	0.3128			
		0.3988	0.8726	0.7999	0.785	0.9674	0.9684	1.0747	0.9543	0.9116	0.9232	0.3992		
	0.3122	0.9217	0.8326	0.9027	1.0086	1.3396	1.4259	1.3878	1.07	0.9424	0.8332	0.8729	0.2759	
	0.4888	0.9096	0.9408	1.3193	1.4282	1.5374	1.5967	1.5532	1.4488	1.3202	0.9025	0.7992	0.3647	
0.3555	1.1619	0.9513	1.0676	1.447	1.5328	1.1781	1.4957	1.1799	1.5349	1.428	1.0061	0.7831	0.6648	0.2508
0.4773	1.3945	1.0708	1.3838	1.55	1.1782	1.7627	1.2658	1.7635	1.1777	1.5355	1.3365	0.9646	1.1633	0.3957
0.4972	1.375	0.9643	1.4205	1.5925	1.4938	1.2645	1.0467	1.2649	1.4945	1.5935	1.4216	0.9651	1.3763	0.4977
0.3952	1.1611	0.963	1.3334	1.5331	1.1765	1.761	1.265	1.7612	1.1778	1.5494	1.3833	1.0708	1.3943	0.4777
0.2503	0.6634	0.7816	1.0038	1.4249	1.5323	1.1776	1.4936	1.1762	1.5311	1.445	1.0665	0.9507	1.1601	0.3554
	0.3637	0.7971	0.9006	1.3165	1.4453	1.5496	1.5926	1.5341	1.4253	1.3165	0.9396	0.9086	0.488	
	0.275	0.8695	0.8306	0.9394	1.0664	1.3828	1.4205	1.3349	1.0056	0.9005	0.8308	0.9194	0.3118	
		0.3975	0.9191	0.9081	0.9504	1.0701	0.9643	0.9635	0.7824	0.7978	0.8699	0.3976		
			0.3114	0.4878	1.1599	1.3936	1.375	1.1617	0.664	0.364	0.2751			
					0.3552	0.4774	0.4973	0.3953	0.2505					

Figura 42. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a  $t = 120.09577$  s.

T = 250.09 s

					0.2863	0.4218	0.5084	0.4792	0.3538					
			0.2838	0.3989	0.8123	1.234	1.3987	1.3955	1.1543	0.4845	0.3093			
		0.3972	0.8792	0.8271	0.8238	0.9901	0.9694	1.0647	0.9418	0.9042	0.9146	0.3976		
	0.3087	0.9131	0.8271	0.9012	1.0085	1.3341	1.4118	1.3684	1.0531	0.9296	0.8277	0.8794	0.2837	
	0.483	0.9021	0.928	1.3014	1.4097	1.5171	1.5733	1.528	1.4248	1.3023	0.901	0.8263	0.3983	
0.3519	1.1495	0.9388	1.0506	1.423	1.5074	1.1578	1.4701	1.1587	1.5095	1.4096	1.0059	0.8217	0.8102	0.2853
0.4761	1.3882	1.0607	1.3643	1.5247	1.1571	1.7322	1.2425	1.7329	1.1574	1.5152	1.3309	0.9871	1.2288	0.4198
0.5053	1.3908	0.9652	1.4064	1.569	1.4683	1.2412	1.0267	1.2416	1.4689	1.5699	1.4073	0.9659	1.3916	0.5056
0.4193	1.2269	0.9857	1.3278	1.5129	1.1562	1.7305	1.2417	1.7306	1.1566	1.5241	1.3636	1.0605	1.3876	0.4764
0.2849	0.8083	0.8202	1.0037	1.4064	1.5069	1.1565	1.468	1.1559	1.5057	1.421	1.0494	0.938	1.1474	0.3517
	0.3971	0.824	0.8989	1.2985	1.4212	1.5243	1.5692	1.5138	1.4068	1.2986	0.9267	0.9009	0.4821	
	0.2827	0.8757	0.8249	0.9265	1.0494	1.3632	1.4064	1.3294	1.0055	0.899	0.8252	0.9107	0.3082	
		0.3958	0.9104	0.9005	0.9378	1.0599	0.9652	0.9862	0.821	0.8248	0.8762	0.396		
			0.3079	0.482	1.1474	1.3871	1.3908	1.2275	0.8091	0.3975	0.2828			
					0.3516	0.4762	0.5053	0.4195	0.285					

Figura 43. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a  $t = 250.09$  s.

T = 500.67499 s

					0.3315	0.4591	0.528	0.4855	0.3533					
			0.2789	0.4225	0.9885	1.333	1.4416	1.407	1.1456	0.472	0.2983			
		0.383	0.846	0.7832	0.8601	1.0276	0.9843	1.0644	0.9273	0.8649	0.8802	0.3833		
	0.2976	0.8788	0.799	0.8792	1.0045	1.3377	1.4098	1.3573	1.0353	0.9044	0.7995	0.846	0.2788	
	0.4705	0.8628	0.9028	1.2778	1.3932	1.5043	1.5593	1.5103	1.4035	1.2786	0.8789	0.7822	0.4217	
0.3514	1.1408	0.9242	1.0328	1.4017	1.487	1.143	1.4514	1.1429	1.489	1.393	1.0019	0.8578	0.9854	0.3301
0.4824	1.3995	1.0603	1.3532	1.507	1.1413	1.7083	1.2248	1.709	1.1425	1.5023	1.3344	1.0243	1.3271	0.4568
0.5247	1.4331	0.9799	1.4042	1.555	1.4496	1.2236	1.0115	1.224	1.4502	1.556	1.4053	0.9806	1.4341	0.5251
0.4562	1.3248	1.0227	1.3312	1.4999	1.1413	1.7066	1.224	1.7067	1.1408	1.5063	1.3524	1.0601	1.3989	0.4827
0.3295	0.9827	0.8561	0.9996	1.3898	1.4864	1.1407	1.4493	1.141	1.4852	1.3996	1.0316	0.9234	1.1387	0.3512
	0.4204	0.78	0.8769	1.2749	1.3999	1.5065	1.5552	1.5009	1.3902	1.2749	0.9015	0.8616	0.4696	
	0.2778	0.8426	0.7969	0.9013	1.0315	1.3521	1.4042	1.3328	1.0013	0.8768	0.797	0.8763	0.2972	
		0.3816	0.8761	0.8613	0.9232	1.0595	0.9799	1.0232	0.8569	0.7806	0.8429	0.3817		
			0.2968	0.4694	1.1387	1.3984	1.4331	1.3254	0.9836	0.4208	0.2779			
					0.3511	0.4824	0.5247	0.4563	0.3297					

Figura 44. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a  $t = 500.67499$  s.

T = 700.52936 s

					0.3698	0.49	0.5438	0.4902	0.3526						
			0.2834	0.4526	1.1252	1.407	1.4704	1.4106	1.1349	0.4622	0.2911				
		0.3777	0.839	0.7825	0.8996	1.059	0.9954	1.0616	0.9141	0.8331	0.8584	0.378			
	0.2904	0.857	0.7861	0.873	1.0068	1.3389	1.4032	1.3431	1.019	0.8863	0.7866	0.839	0.2832		
	0.4607	0.831	0.8848	1.2595	1.3775	1.4877	1.5396	1.488	1.3814	1.2602	0.8725	0.7813	0.4516		
0.3506	1.1298	0.9109	1.0165	1.3796	1.4632	1.125	1.4267	1.1237	1.4653	1.3772	1.004	0.897	1.1213	0.3682	
0.4868	1.4027	1.0574	1.3388	1.4846	1.1221	1.6756	1.202	1.6764	1.1246	1.4857	1.3356	1.0555	1.4005	0.4875	
0.5401	1.4612	0.9906	1.3974	1.5352	1.4248	1.2007	0.9922	1.2011	1.4255	1.5362	1.3986	0.9915	1.4626	0.5407	
0.4866	1.3975	1.0536	1.3321	1.4832	1.1232	1.6739	1.2011	1.6741	1.1216	1.484	1.3382	1.0573	1.4023	0.4872	
0.3673	1.1174	0.8949	1.0015	1.374	1.4625	1.1214	1.4245	1.123	1.4614	1.3775	1.0152	0.9102	1.1279	0.3505	
	0.45	0.7791	0.8707	1.2565	1.3777	1.4841	1.5353	1.4842	1.3743	1.2565	0.8834	0.8298	0.4598		
	0.2821	0.8354	0.7839	0.8832	1.0151	1.3377	1.3974	1.3337	1.0032	0.8703	0.784	0.8545	0.29		
		0.3762	0.8543	0.8294	0.9099	1.0566	0.9906	1.054	0.8957	0.7796	0.8357	0.3763			
			0.2896	0.4597	1.1277	1.4016	1.4612	1.3982	1.1184	0.4503	0.2822				
					0.3503	0.4868	0.5402	0.4867	0.3674						

Figura 45. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a t = 700.52936 s.

T = 1150.17905 s

					0.3503	0.4716	0.5359	0.5005	0.3793						
			0.2734	0.4175	1.0579	1.3494	1.4441	1.4399	1.2461	0.5725	0.3663				
		0.4166	0.8405	0.6828	0.8412	1.0127	0.9727	1.0782	1.021	1.2044	1.0433	0.4171			
	0.3653	1.0412	0.8459	0.8508	0.9595	1.2804	1.3576	1.3313	1.0636	0.984	0.8465	0.8407	0.2732		
	0.5705	1.2011	0.9825	1.2547	1.3279	1.4221	1.4772	1.4443	1.3624	1.2553	0.8503	0.6818	0.4165		
0.3771	1.2405	1.0174	1.061	1.3607	1.409	1.0725	1.3594	1.0755	1.4108	1.3276	0.9569	0.839	1.0543	0.3488	
0.497	1.4317	1.0738	1.327	1.441	1.0739	1.5921	1.1399	1.5929	1.0721	1.4202	1.2773	1.0095	1.3434	0.4692	
0.5322	1.4348	0.9679	1.3518	1.4729	1.3575	1.1387	0.9394	1.1391	1.3583	1.4741	1.3532	0.969	1.4366	0.533	
0.4682	1.3401	1.0073	1.2737	1.4177	1.0707	1.5905	1.1391	1.5907	1.0735	1.4405	1.3265	1.0739	1.4315	0.4975	
0.3478	1.0504	0.8367	0.9544	1.3243	1.4081	1.0732	1.3572	1.0705	1.4071	1.3585	1.0596	1.0165	1.2383	0.3769	
	0.415	0.6798	0.8485	1.2515	1.3587	1.4404	1.473	1.4185	1.3246	1.2514	0.9806	1.1987	0.5691		
	0.2721	0.837	0.8434	0.9804	1.0594	1.3258	1.3518	1.2752	0.9559	0.8479	0.8433	1.0377	0.3646		
		0.415	1.0377	1.1982	1.0161	1.0729	0.9678	1.0077	0.8374	0.68	0.837	0.415			
			0.3642	0.5689	1.2379	1.4305	1.4348	1.3407	1.0512	0.4152	0.2721				
					0.3767	0.497	0.5323	0.4684	0.3479						

Figura 46. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a t = 1150.17905 s.



T= 1499.66215 s

					0.3498	0.4723	0.5376	0.5017	0.3792							
			0.2695	0.4133	1.0554	1.3526	1.4502	1.445	1.2453	0.5679	0.362					
		0.4111	0.8285	0.6705	0.838	1.0139	0.9756	1.0803	1.0181	1.1892	1.031	0.4116				
	0.361	1.0289	0.8368	0.8444	0.9579	1.284	1.3636	1.3356	1.0624	0.9776	0.8374	0.8287	0.2694			
	0.5659	1.1859	0.976	1.2531	1.3309	1.4286	1.4856	1.4512	1.3659	1.2537	0.844	0.6695	0.4124			
0.3771	1.2397	1.0145	1.0598	1.3641	1.4148	1.0779	1.3671	1.0809	1.4168	1.3306	0.9554	0.8358	1.0518	0.3483		
0.4982	1.4367	1.0759	1.3313	1.4479	1.0793	1.6021	1.147	1.6029	1.0775	1.4267	1.281	1.0108	1.3467	0.47		
0.5339	1.441	0.9708	1.3578	1.4813	1.3652	1.1458	0.9449	1.1462	1.3659	1.4825	1.3593	0.972	1.4428	0.5346		
0.469	1.3434	1.0085	1.2773	1.4241	1.0761	1.6005	1.1461	1.6007	1.0789	1.4474	1.3309	1.076	1.4367	0.4987		
0.3474	1.0481	0.8335	0.9529	1.3274	1.414	1.0786	1.3648	1.0759	1.413	1.3621	1.0585	1.0137	1.2376	0.3769		
	0.4109	0.6676	0.8423	1.25	1.3622	1.4473	1.4814	1.4249	1.3277	1.2499	0.9742	1.1836	0.5646			
	0.2683	0.8251	0.8344	0.974	1.0583	1.3301	1.3578	1.2789	0.9544	0.8416	0.8343	1.0256	0.3604			
		0.4096	1.0255	1.1831	1.0132	1.075	0.9707	1.009	0.8342	0.6678	0.8251	0.4096				
			0.36	0.5644	1.2371	1.4355	1.441	1.344	1.0489	0.4111	0.2683					
					0.3767	0.4982	0.5339	0.4691	0.3475							

Figura 47. Distribución radial de la potencia en el plano medio en el CTR a t = 1499.66215 s.

## CAPÍTULO 9: CONCLUSIONES

En este TFG se han desarrollado diferentes cálculos mediante el código termohidráulico TRACE5 y el código neutrónico PARCS con la intención de analizar el transitorio asociado al accidente real PUMA.

Las condiciones de contorno del transitorio estudiadas en los cálculos realizados se basan en la evolución de los caudales de entrada a la vasija, incluyendo la inversión del caudal del lazo 3, y los movimientos de los bancos de barras de control. El transitorio se ha simulado en los modelos mediante tablas implementadas en TRACE5 correspondientes a la evolución de los caudales durante el transitorio y utilizando tablas de posición respecto del tiempo de los bancos de barras de control que son accionados mediante el sistema de limitación de la central nuclear para llevar a la planta a condiciones de operación estables trabajando con dos lazos.

Los resultados del PARCS SA sirven para considerar si el modelo implementado en el código neutrónico PARCS funciona correctamente y da como resultado valores cercanos a los del cálculo con SIMULATE. Observando las diferencias entre el valor de referencia de SIMULATE y los cálculos en este TFG se observa que el modelo funciona correctamente y que aporta valores bastante aproximados al caso de referencia, esto se puede justificar acudiendo a los bajos valores de las desviaciones entre las dos estimaciones.

En cuanto a los resultados del TRACE SSA se puede decir que el modelo de TRACE cumple con mucha precisión los valores de caudales de *bypass* respecto del caudal total de entrada y el valor de la presión en la vasija una vez se alcanza la convergencia se asemeja bastante a los valores de referencia de SIMULATE. Con estos datos es posible determinar que el modelo de vasija contemplado en el código termohidráulico TRACE5 funciona correctamente.

En el cálculo CSS se alcanza la convergencia en valores de caudales de *bypass* y presión en la vasija muy cercanos a los estimados por SIMULATE. Esta proximidad entre los datos pone de manifiesto que el proceso de acoplamiento entre los códigos PARCS y TRACE5 se ha realizado correctamente.

El CTR, que es el transitorio objeto de este TFG, da resultados coherentes teniendo en cuenta que el modelo a nivel de vasija no contempla elementos presentes en el circuito primario del reactor como pueden ser el presionador. Atendiendo a los valores de potencia durante el transitorio se observa que la evolución se asemeja al caso del accidente PUMA producido en el 2013. La potencia calculada en el transitorio realiza una bajada brusca en pocos segundos llegando a estabilizarse a los 120 segundos en valores muy cercanos caso experimental. En valores superiores a  $t = 450$  s, el caso experimental y el calculado se separan llegando a valores al final del transitorio diferentes. Esta desviación de las dos curvas puede ser debida a la inclusión de todo el circuito primario dentro del modelo considerado en el código termohidráulico TRACE5. Las distribuciones radiales de la potencia en el plano medio durante el transitorio es un gran aporte en el estudio del transitorio PUMA, pues otorgan gran información sobre cómo afecta asimétricamente a la distribución de la potencia en el núcleo.

Como conclusión de este TFG, se puede comentar que los resultados pueden funcionar como un primer acercamiento a un análisis más detallado del transitorio real PUMA y como punto de partida para posteriores cálculos.



## CAPÍTULO 10: BIBLIOGRAFÍA

- [1] MANUAL PARCS\_Theory\_v32m11
- [2] MANUAL PARCS\_UserGuide\_v32m11
- [3] MANUAL TRACE\_Theory\_v5840
- [4] MANUAL TRACE\_UsersManual-Vol1\_v5840
- [5] [www.nrc.gov](http://www.nrc.gov)
- [6] [http://www2.fisica.unlp.edu.ar/materias/Nucleo/2014/Teoria/ENR\\_C17\\_2014\\_neutrones.pdf](http://www2.fisica.unlp.edu.ar/materias/Nucleo/2014/Teoria/ENR_C17_2014_neutrones.pdf)
- [7] Assessment of a Reactor Coolant Pump Trip for TRILLO NPP with RELAP5/MOD3.2. NUREG/IA-0177.
- [8] Centrales PWR. Centrales Nucleares Avanzadas. Sergio Gallardo Bermell. UPV
- [9] Reactor\_Homogeni\_3D\_SS\_i\_TR.pdf. Tecnología Nuclear. Rafael Miro Herrero. UPV
- [10] Ecuación del transporte(Adicional).pdf. Tecnología Nuclear. Rafael Miro Herrero. UPV
- [11] ANÁLISIS Y SIMULACIÓN DE UN ESCENARIO ACCIDENTAL DE PÉRDIDA DE POTENCIA EXTERIOR CON EL CÓDIGO TERMOHIDRÁULICO TRACE5. APLICACIÓN A UNA INSTALACIÓN EXPERIMENTAL NUCLEAR. TFG. Jonathan Avila.
- [12] Assessment of a Cooling Transient in Trillo Nuclear Power Plant. NUREG/IA-0255.
- [13] IMPLICIT TIME-INTEGRATION METHOD FOR SIMULTANEOUS SOLUTION OF A COUPLED NON-LINEAR SYSTEM.2010. Justin Kyle Watson.
- [14] <https://winscp.net>
- [15] <http://www.internetlab.es>
- [16] Desarrollo de un simulador Termohidráulico Informatico para PWRs Basado en RELAP5/Mod3. Tesis doctoral. Juan Calors Martínez-Murillo Méndez.

DOCUMENTO 2: PRESUPUESTO

## CAPÍTULO 1. PRESUPUESTO

En este capítulo perteneciente al Documento 2 del TFG se van a detallar los gastos acarreados en la consecución de este TFG. El presupuesto se va a dividir en dos partidas presupuestarias que hacen referencia en primera instancia a los gastos producidos en cuanto a horas de trabajo involucradas en la consecución y creación del TFG, y posteriormente se detalla el dispendio en cuanto la amortización de los equipos utilizados.

### 1.1 PARTIDA PRESUPUESTARIA 1

En esta primera partida presupuestaria se van a detallar el número de horas dedicadas de forma directa para la consecución del TFG. Considerando un número total de 350 horas para llevar a cabo el trabajo, la distribución de las horas empleadas es la siguiente:

- 140 horas utilizadas en la primera fase del proyecto para obtener la documentación necesaria para entender los códigos utilizados y la metodología de cálculo. Estas horas a su vez pueden dividirse de la siguiente manera: 90 horas dedicadas al código termohidráulico TRACE con la intención de entender las bases teóricas en las que se sustenta, su metodología de definición de modelos y el procedimiento de cálculo implementado en este código. Por otro lado, las 70 horas restantes de emplearon en el aprendizaje de las bases teóricas del código neutrónico PARCS, su metodología de cálculo y el conocimiento de los archivos que se necesitan implementar para llevar a cabo los cálculos neutrónicos.
- 100 horas utilizadas, posteriormente al primer paso, para el conocimiento y entendimiento de los modelos creados en el código termohidráulico TRACE (modelo de vasija) y el modelo de núcleo de reactor creado en el código neutrónico PARCS. Asimismo, también se utilizaron estas horas para adecuar los modelos al transitorio estudiado, el acoplamiento de los dos modelos y el lanzamiento de los diferentes cálculos realizados.
- 120 horas empleadas en la realización de la memoria y de todos los documentos pertenecientes al TFG.

Adicionalmente los gastos de reprografía se han añadido a esta partida presupuestaria y suman 70 euros.

Por lo tanto, el resumen de los gastos acarreados en esta primera partida puede verse detallados en la siguiente tabla:

*Tabla 9. Partida presupuestaria 1*

Concepto	Unidad	Cantidad	Precio unitario	Subtotal
Documentación y aprendizaje sobre los códigos utilizados	h	140	25 €	3500 €



Conocimiento, entendimiento y puesta a punto de los modelos aportados. Cálculos incluidos.	h	100	24 €	2400 €
Relización del documento perteneciente al TFG	h	120	23 €	2760 €
Reprografía		1	70 €	70 €
Gastos indirectos	%	0.02	8660	174.6 €

TOTAL PARTIDA PRESUPUESTARIA 1	8904.6 €
--------------------------------	----------

Los gastos indirectos hacen referencia a los costes que no se ven reflejados en los costes directos y que no pueden determinarse claramente como un gasto, pero que son necesarios para la consecución del TFG.

## 1.2 PARTIDA PRESUPUESTARIA 2.

En este apartado se van a detallar los gastos de amortización del equipo utilizado:

- Ordenador portátil utilizado para la búsqueda de información y redacción del TFG.

Tabla 10. Partida presupuestaria 2

Concepto	Unidad	Coste (€)
Hardware	Euros/unidad	750

## 1.3 PRESUPUESTO TOTAL.

El presupuesto total será la suma de las dos partidas presupuestarias detalladas anteriormente y un sobrecoste sobre esta suma debido a los impuestos:

Tabla 11. Presupuesto total

<b>PARTIDA PRESUPUESTARIA 1</b>	8904.6 €
<b>PARTIDA PRESUPUESTARIA 2</b>	750 €
<b>TOTAL SIN IMPUESTOS</b>	9654.6 €
<b>IVA</b>	21 %
<b>TOTAL CON IMPUESTOS</b>	11682.06 €

El coste total de consecución de este TFG asciende a: ONCE MIL SEISCIENTOS OCHENTA Y DOS EUROS CON SEIS CENTIMOS.