



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO
PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA
MAESTRÍA EN INGENIERÍA EN ENERGÍA – PROCESOS Y USO EFICIENTE DE
ENERGÍA

ANÁLISIS DE TRANSITORIOS SELECTOS DE UN REACTOR RBWR
UTILIZANDO TRAC-U

TESIS
QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:
MAESTRO EN INGENIERÍA

PRESENTA:
ALONSO LÓPEZ PENICHE SORDO

TUTOR PRINCIPAL:
DR. JAIME BALTAZAR MORALES SANDOVAL
FACULTAD DE INGENIERÍA

MÉXICO, D. F. DICIEMBRE 2016
CIUDAD UNIVERSITARIA, CD. MX.



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

JURADO ASIGNADO:

Presidente: DR. FRANÇOIS LACOUTURE JUAN LUIS
Secretario: DR. MARTÍN DEL CAMPO MÁRQUEZ CECILIA
Vocal: DR. MORALES SANDOVAL JAIME BALTAZAR
1er. Suplente: DR. CECEÑAS FALCÓN MIGUEL
2do. Suplente: DR. CHÁVEZ MERCADO CARLOS

Lugar o lugares donde se realizó la tesis: Posgrado de Ingeniería, Ciudad Universitaria, UNAM.

TUTOR DE TESIS:

MORALES SANDOVAL JAIME BALTAZAR

FIRMA

Este trabajo se lo dedico a uno de los más grandes músicos de todos los tiempos:
Johann Sebastian Bach.

Resumen

En la presente tesis se describen primeramente las características, el principio de funcionamiento y los distintos diseños planteados por Hitachi del reactor nuclear de moderación reducida RBWR y se explica por qué representa una opción atractiva para reducir los desechos radiactivos de larga vida de las centrales nucleares actualmente en operación. Posteriormente, se analiza en particular la respuesta termohidráulica de un RBWR-TB2 mediante un modelo en estado estacionario, a la mitad de la potencia nominal desarrollado para el código TRAC-BF1, mismo que reporta temperaturas del combustible muy altas atribuibles a la gran cantidad de vapor presente en el núcleo. Aún con dichas temperaturas altas, al modelo se le impone la secuencia de eventos que dan lugar a un disparo de turbina en un BWR-5 para comprobar que, en principio, no es un transitorio que represente un problema para el diseño RBWR, pues su apagado es rápido y el incremento en la presión no causa la apertura de las válvulas de alivio.

Agradecimientos

Quiero agradecer a la Universidad Nacional Autónoma de México y, en particular, al Grupo de Ingeniería Nuclear por haberme dado la oportunidad de ampliar mis conocimientos.

A los miembros del Jurado, por sus razonables comentarios y sugerencias.

A mi familia, por todo su respaldo y motivación.

Agradezco también a José Manuel Gallardo Villarreal y a Emilio Martínez Camacho su orientación y sus sugerencias para desarrollar los modelos presentados en esta tesis.

A mis compañeros del posgrado: Elías Yammir García Cervantes, Luis Carlos Juárez Martínez, Carlos Alonso Ortíz Rentería y Francisco Javier Suárez Alcántara; personas de primera con quienes viví gratas experiencias y que siempre me apoyaron tanto académica como moralmente.

Al Dr. Jaime Baltazar Morales Sandoval, por su gran apoyo y por haber aceptado dirigir este trabajo.

De forma especial, al Ing. Ruben Monroy Díaz, por la confianza que siempre ha tenido en mí y su interés en mi progreso como persona y profesionalista.

Por último, quiero agradecer al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACyT) por el apoyo económico que recibí para realizar este proyecto.

Índice General

Introducción	IX
1. Descripción del RBWR	1
1.1. RBWR-AC	2
1.2. RBWR-TB	9
1.3. RBWR-TB2	13
1.4. Otros Diseños	16
2. El código TRAC-BF1 y el proyecto TRAC-U	19
2.1. Modelo de Hidrodinámica	20
2.2. Modelo de Transferencia de Calor	22
2.3. Métodos de Solución	24
2.4. Cinética del Reactor	24
2.5. Componentes de TRAC-BF1	25
2.5.1. PIPE (tubería)	25
2.5.2. BREAK y FILL	26
2.5.3. CHAN (canal)	27
2.5.4. PUMP (bomba)	27
2.5.5. TEE (tubería con tres ramas)	29
2.5.6. JETP (bomba jet)	29
2.5.7. VALVE (válvula)	30
2.5.8. VESSEL (vasija)	31
2.5.9. SEPD (separador/secador)	31
2.5.10. CONTAN (contención)	33
2.5.11. Sistema de Control	33
2.5.12. TURB (turbina)	33
2.5.13. HEATR (calentador)	34
2.6. TRIP (disparos)	34

2.7. EXTRACT (extracción/reinicio)	34
2.8. Estructura de los archivos	35
2.9. TRAC-U	36
3. Modelo en TRAC-U del RBWR-TB2	38
3.1. Dimensiones del núcleo	39
3.2. Distribución de potencia axial	39
3.3. Modelo del ensamble de combustible	39
3.4. Distribución de vacíos	41
3.5. Inclusión de la Línea de vapor	45
4. Análisis del Disparo de Turbina para el RBWR	49
4.1. Modelo Base BWR-5	52
4.2. Modelo de RBWR-TB2 (1,931 MWt)	59
4.3. Modelo de RBWR-TB2 Hitachi	67
5. Conclusiones	75
Referencias	

Lista de Figuras

1.1. Ensamblajes de combustible / Configuración del núcleo	3
1.2. Vasija del reactor RBWR comparada con la del ABWR.	4
1.3. Ciclo de combustible para el RBWR-AC.	5
1.4. Configuración axial del ensamble de combustible del RBWR-AC.	7
1.5. Sección transversal del ensamble de combustible del RBWR-AC	8
1.6. Ciclo de combustible para el RBWR-TB.	10
1.7. Configuración axial del ensamble de combustible del RBWR-TB.	11
1.8. Sección transversal del ensamble de combustible del RBWR-TB.	12
1.9. Ciclo de combustible para el RBWR-TB2.	14
1.10. Configuración axial del ensamble de combustible del RBWR-TB2.	15
1.11. Sección transversal del ensamble de combustible del RBWR-TB2.	16
1.12. Gráfica de razón de cría contra proporción H/U para distintos reactores.	17
1.13. Producción de isótopos TRU para distintos reactores.	17
2.1. Curva de ebullición de TRAC-BF1.	23
2.2. Ejemplo del uso del componente PIPE.	25
2.3. Los componentes BREAK y FILL como condiciones de frontera de un sistema. . .	26
2.4. Ejemplo de componente CHAN.	28
2.5. Descripción del componente TEE.	29
2.6. Descripción del componente JETP.	30
2.7. Diagrama de la nodalización típica del componente VESSEL en TRAC-BF1. . .	32
2.8. Aplicación del subprograma de TRAC-BF1 EXTRACT.	35
2.9. Nueva convención para los nombres de archivo.	37
3.1. Diagrama del modelo base BWR-5 en estado estacionario.	40
3.2. Modificación de la nodalización de los componentes CHAN.	41
3.3. Perfil de potencia axial del RBWR-TB2 reportado por Hitachi.	42
3.4. Valores de potencia axial relativa introducidos en TRAC.	43

3.5. Configuración de elementos de combustible.	44
3.6. Diámetro hidráulico de subcanales en un ensamble de combustible.	44
3.7. Ensamble de combustible del RBWR-TB2 en TRAC-U.	45
3.8. Fracción de vacío para el RBWR-TB2 reportada por Hitachi.	46
3.9. Distribución de vacíos en el modelo de RBWR-TB2 en TRAC-U.	46
3.10. Modelo de línea de vapor para el modelo original.	47
3.11. Prueba realizada al modelo de línea de vapor.	47
4.1. Gráficas: Disparo de turbina (FSAR de la Central Laguna Verde)	51
4.2. BWR-5 (Estado estacionario): Parámetros de la vasija del reactor.	53
4.3. BWR-5 (Estado estacionario): Parámetros del sistema de vapor principal. . . .	54
4.4. BWR-5: Simulación del scram.	55
4.5. BWR-5 (Disparo de turbina): Parámetros de la vasija del reactor.	56
4.6. BWR-5 (Disparo de turbina): Parámetros del sistema de vapor principal. . . .	57
4.7. BWR-5 (Disparo de turbina): Componentes de la reactividad.	58
4.8. RBWR-TB2 (Estado estacionario): Parámetros de la vasija del reactor.	60
4.9. RBWR-TB2 (Estado estacionario): Parámetros del sistema de vapor principal. .	61
4.10. Perfil de temperaturas en un elemento de combustible cilíndrico.	62
4.11. T_{\max} como función de coeficientes h	62
4.12. RBWR-TB2 (1,931 MWt): Simulación del scram.	63
4.13. RBWR-TB2 (Disparo de turbina): Parámetros de la vasija del reactor.	64
4.14. RBWR-TB2 (Disparo de turbina): Parámetros del sistema de vapor principal. .	65
4.15. RBWR-TB2 (Disparo de turbina): Componentes de la reactividad.	66
4.16. Nodalización RBWR-TB2 Hitachi.	68
4.17. RBWR-TB2 Hitachi: Parámetros de la vasija del reactor.	69
4.18. RBWR-TB2 Hitachi: Parámetros del sistema de vapor principal.	70
4.19. RBWR-TB2 Hitachi: Componentes de la reactividad.	71
4.20. RBWR-TB2 Hitachi (Disparo de turbina): Vasija del reactor.	72
4.21. RBWR-TB2 Hitachi (Disparo de turbina): Vapor principal.	73
4.22. RBWR-TB2 Hitachi (Disparo de turbina): Reactividad.	74

Lista de Tablas

1.1. Especificaciones del núcleo y valores de operación del RBWR.	6
4.1. Secuencia de eventos: Disparo de turbina (FSAR de la Central Laguna Verde) .	50

Introducción

Una gran mayoría de expertos y gobiernos asignan a la energía nuclear un importante papel tanto en la seguridad energética mundial como en la reducción de emisiones de CO₂. Uno de sus problemas, sin embargo, es el de la acumulación de desechos radiactivos transuránicos de larga vida conocidos en la industria como TRUs generados como subproductos de la fisión del combustible de uranio. Si los TRUs pudiesen ser reciclados como combustible nuclear, se reduciría considerablemente el impacto de los desechos radiactivos sobre el medio ambiente y se contaría con una fuente de energía a largo plazo. Para conseguir esto, se han propuesto varios tipos de reactores innovadores, incluyendo al reactor rápido enfriado por sodio (SFR). Se ha planteado, además, la idea del reactor de agua hirviente de recursos renovables RBWR, diseñado para cumplir con el objetivo anteriormente expuesto sobre la base tecnológica ampliamente probada de los reactores BWR, donde se tiene la posibilidad de controlar el espectro de energía de los neutrones de manera exible. En un BWR, la ebullición del agua ocurre en el núcleo; se utiliza como moderador y refrigerante.

En el RBWR, el espectro de energía de los neutrones puede ser endurecido si se reduce la proporción hidrógeno a uranio (H/U) haciendo uso del flujo bifásico y utilizando la celda compacta hexagonal de combustible para propiciar la transmutación del ²³⁸U en plutonio fisible (²³⁹Pu y ²⁴¹Pu) con un incremento respectivo de absorciones en la resonancia. Esto permite que se dé el proceso de reciclaje no sólo de plutonio, sino también de otros TRUs como neptunio, americio y curio.

Uno de los principales parámetros de seguridad de los reactores de agua ligera es el coeficiente de reactividad por vacíos que, al ser negativo, permite la autorregulación de la reacción en cadena. En un núcleo cargado con TRUs, existe la tendencia a que el coeficiente de reactividad por vacío se vuelva menos negativo al endurecer el espectro neutrónico. El RBWR, sin embargo, logra el proceso de reciclaje múltiple de los TRUs cumpliendo con la condición de mantener

al coeficiente mencionado con un valor negativo. Esto se logra incorporando el concepto del núcleo axialmente heterogéneo, configuración también llamada *perfecta* (*parfait*)^[1].

El uso de códigos computacionales avanzados es fundamental en el diseño, licenciamiento y operación de centrales nucleares. Las lecciones aprendidas a partir de la ejecución de simulaciones mediante estas herramientas permiten obtener una completa comprensión de la respuesta del sistema nuclear a alguna perturbación propuesta. La presente tesis analiza la respuesta termohidráulica del reactor RBWR-TB2 mediante un modelo que utiliza el código TRAC-BF1 para estimar la respuesta del sistema nuclear durante el disparo de turbina.

En el capítulo 1 se expone el principio de operación del RBWR y de las variantes que se han propuesto hasta el momento, haciendo énfasis en que se trata de un diseño que utiliza la tecnología del reactor comercial ABWR, que opera en la actualidad.

El capítulo 2 está dedicado a describir el código TRAC-BF1 y varias mejoras que se plantea implementar. Se exponen las características del código, su alcance y sus limitaciones.

El desarrollo del modelo del RBWR en TRAC-U se presenta en el capítulo 3. En él, se describe cómo un modelo base del BWR-5 de la Central Laguna Verde fue modificado hasta llegar a una representación aceptable del RBWR-TB2. Esto permite estimar la respuesta termohidráulica del concepto RBWR en sistemas de varias dimensiones.

En el capítulo 4 el modelo es estudiado considerando transitorios que entran en la categoría de sucesos operacionales anticipados (AOO). Los resultados obtenidos se presentan en el capítulo 5.

1

Descripción del RBWR

El RBWR está basado en el concepto del reactor de agua hirviendo para generación de plutonio fisible (Pu_f) PGBR, propuesto por el Dr. Renzo Takeda y su equipo (Hitachi) en 1988^[2]. Este reactor produce combustible TRU que contiene ^{239}Pu y ^{241}Pu , ambos formados a partir del ^{238}U , que es el isótopo no fisible del uranio y que constituye el 99.3% del uranio natural.

Para lograr la cría de ^{239}Pu , es necesario propiciar las capturas neutrónicas en el ^{238}U . En el PGBR se requiere, por tanto, un número mayor de neutrones rápidos que en el BWR convencional para poder mantener simultáneamente las reacciones de fisión y de transmutación. También es necesario aminorar el efecto moderador del agua, de manera que la energía promedio de los neutrones esté dentro del rango epitérmico. Esto se logra reduciendo el espacio entre varillas de combustible, es decir, la proporción H/U.

Los reactores nucleares deben tener mecanismos de seguridad inherente que permitan que, de presentarse un incremento de potencia producido por un factor externo, de forma automática la naturaleza del diseño del reactor retroalimente negativamente al sistema para disminuir la potencia. Los principales mecanismos de seguridad inherente en un BWR convencional son el efecto Doppler en el que la fisión es suprimida por la absorción de neutrones en el combustible conforme su temperatura aumenta y el efecto en el que el incremento de temperatura, al promover la ebullición del refrigerante, aumenta la proporción de volumen de vapor (fracción de vacío) y se reduce la moderación de neutrones. Esto suprime la fisión y, por tanto, la potencia del reactor disminuye.

El indicador que representa la relación existente entre los cambios de la fracción de vacío y los de la probabilidad de fisión es llamado el coeficiente de reactividad por vacío. Este coeficiente debe tener un valor negativo en el espectro de energía en el que el reactor opera. En el caso del PGBR, aun cuando el efecto Doppler continúa presentándose para reducir la potencia, el coeficiente de reactividad por vacíos es positivo porque la probabilidad de fisión del combustible dentro de ese espectro endurecido tiende a aumentar.

Takeda y su equipo continuaron con su trabajo y, en 1995, propusieron el concepto del RBWR, que brinda la posibilidad de criar plutonio mientras se mantiene el coeficiente de reactividad por vacío negativo, incorporando el concepto del núcleo con dos zonas axiales separadas que contienen plutonio fisible y otros elementos transuránicos (zonas TRU) para que, ante un incremento de potencia no previsto, aumente la fuga de neutrones y se reduzcan las fisiones.

El núcleo del RBWR se compone de 720 ensamblajes de combustible hexagonales y 223 barras de control en forma de Y, como puede observarse en la Figura 1.1. El diámetro de la vasija del reactor y parámetros como la presión del domo, la potencia térmica y la potencia eléctrica son idénticos a los del ABWR. En la Figura 1.2^[3] se comparan las vasijas de ambos reactores. La configuración axial usa el concepto de núcleo *perfecto*, en el cual una cobija interna de óxido de uranio empobrecido se coloca entre las zonas TRU fisibles.

Varios conceptos de diseño del núcleo del RBWR han sido propuestos: el reactor reciclador de actínidos RBWR-AC y los quemadores de transuránicos RBWR-TB y RBWR-TB2. Cada tipo de RBWR será descrito en las siguientes secciones y las especificaciones principales del núcleo aparecen en la Tabla 1.1.^[4]

1.1. RBWR-AC

El RBWR-AC es el reciclador de actínidos. Su diseño pretende que, al final del ciclo del combustible, la cantidad de TRUs consumidos (que se emplearon para generar calor) sea la misma que la de TRUs fabricados por transmutación. Además, la composición isotópica de los TRUs en el combustible debe ser la misma antes y después del ciclo; de no ser así, se corre el riesgo de comprometer la base de diseño del reactor y el criterio de operación, pudiendo causar que el coeficiente de reactividad por vacío pase a ser positivo.

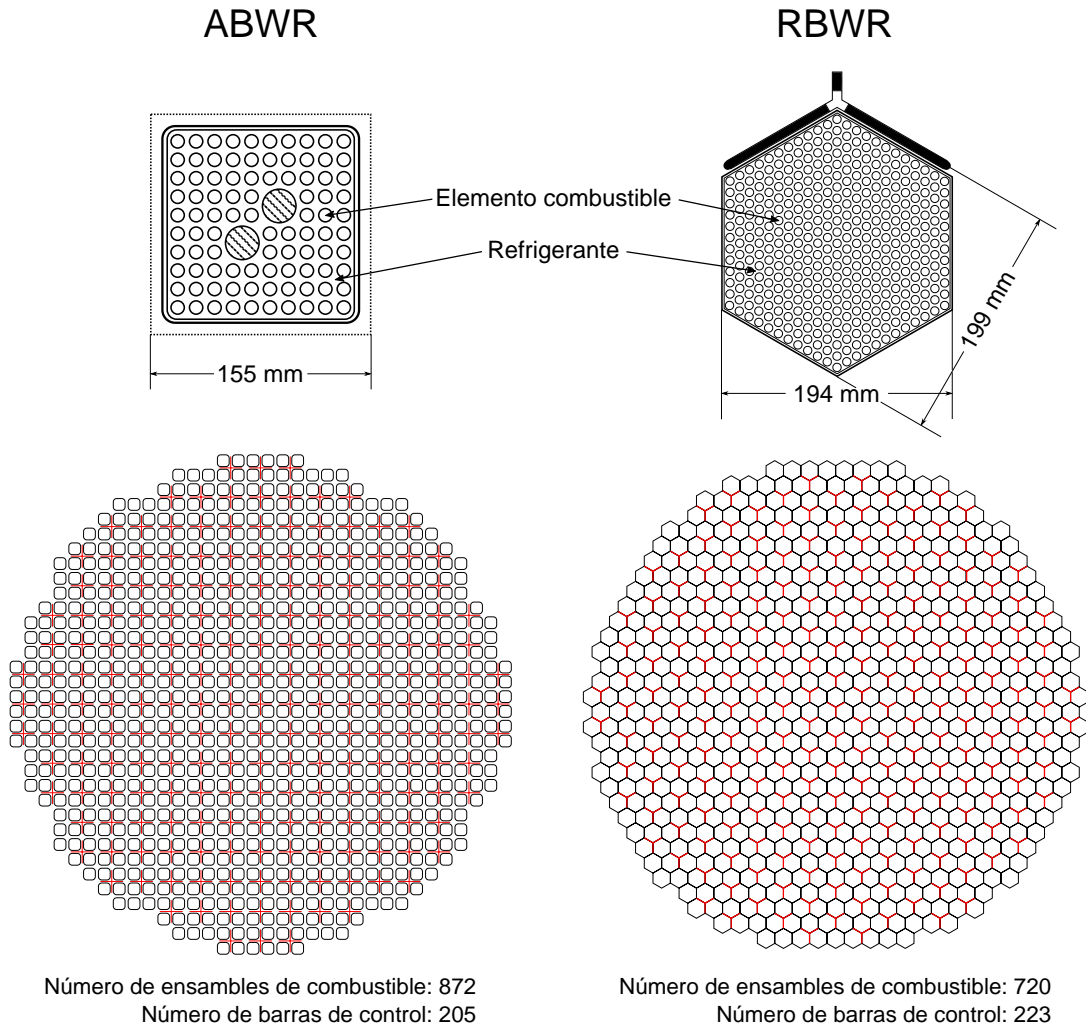


Figura 1.1: Ensambles de combustible, configuración del núcleo y localización de las barras de control (en rojo).

La Figura 1.3 muestra cómo el ciclo de operación del RBWR-AC puede mantenerse simplemente reponiendo el uranio empobrecido que fue utilizado en la operación del reactor. Los TRUs para la primera carga pueden tomarse del combustible gastado de reactores de agua ligera convencionales.^[2]

La configuración axial del ensamble de combustible del RBWR-AC se muestra en la Figura 1.4. El ensamble incluye zonas absorbentes de neutrones por encima y por debajo de la parte activa con el fin de incrementar el margen para mantener negativo el coeficiente de reactividad por vacío. La zona absorbente superior está compuesta de tubos que contienen pastillas de B_4C con un diámetro externo de 7.7 mm instalados entre las varillas de combustible. Estos

ABWR

RBWR

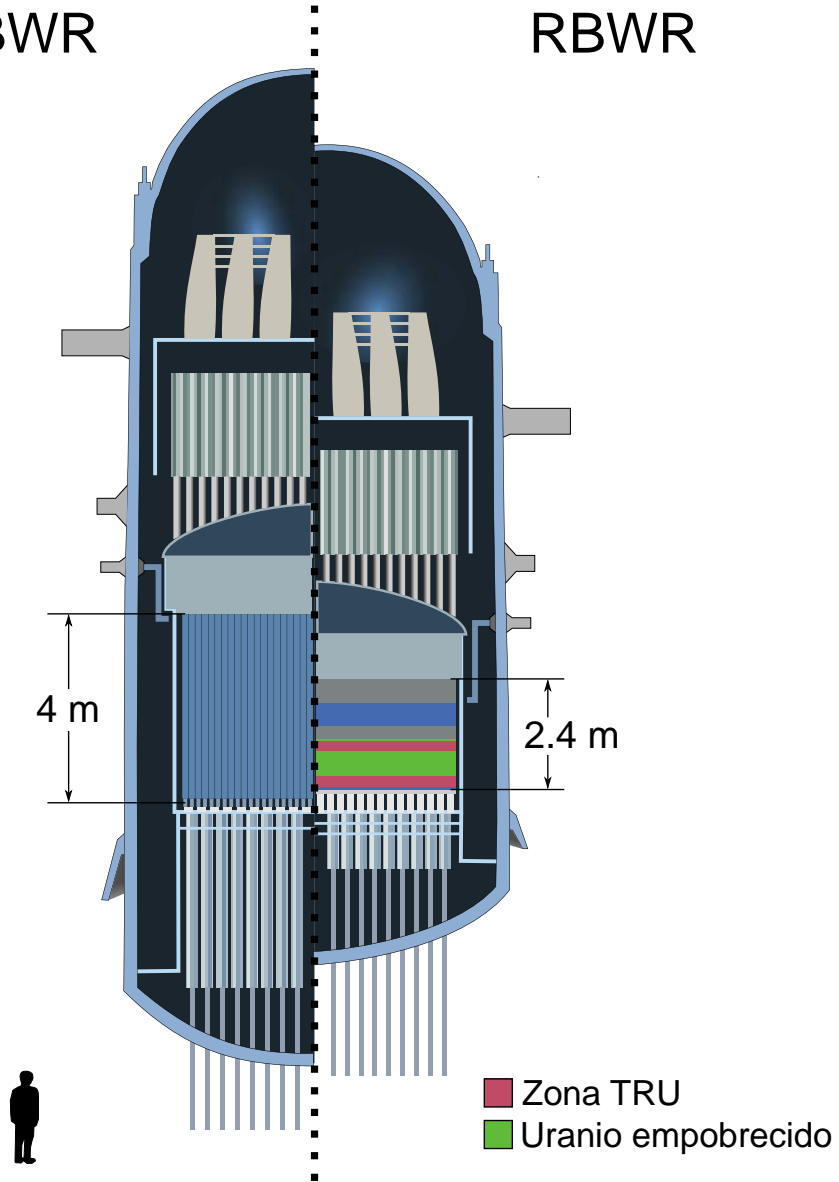


Figura 1.2: Vasija del reactor RBWR comparada con la del ABWR.

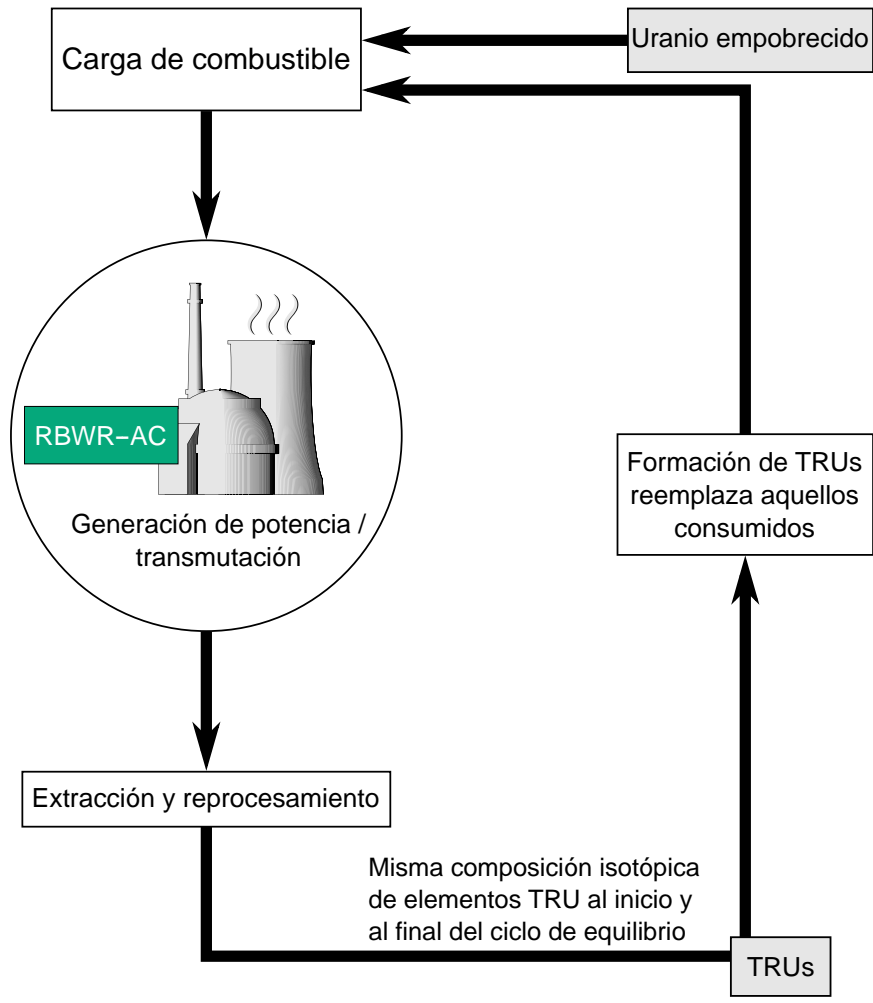


Figura 1.3: Ciclo de combustible para el RBWR-AC.

Tabla 1.1: Especificaciones del núcleo y valores de operación del RBWR.

Parámetro	RBWR			
	ABWR	-AC	-TB	-TB2
Altura del núcleo (parte activa) [mm]	3,810	1,343	993	1,025
Diámetro de la varilla [mm]	10.26	10.1	7.4	7.2
Paso [mm]	13.0	11.4	9.4	9.4
Separación entre varillas [mm]	2.74	1.3	2.0	2.2
Diámetro de la pastilla [mm]	9.55	8.7	6.1	6.0
Número de varillas de combustible por ensamble	92	271	397	397
Flujo de refrigerante en el núcleo [kg/s]	14,500	7,222	10,555	6,666
Calidad a la salida del núcleo [%]	14.5	35	21	36
Fracción de vacío promedio [%]	36	53	42	56
Caída de presión [MPa]	0.16	0.14	0.19	0.06
Inventario de metal pesado (HM) [t]	159.6	144	77	76
Relación Pu _f /HM (zonas TRU) [%]		15.7/20.1	13.9	25
Inventario de plutonio fisible [t]		9.0	4.5	8.3
Quemado [GW·d/t]	60	45	55	65
MLHGR [kW/m]	44	47	47	47
MCPR	1.3	1.28	1.3	1.28
Coefficiente de reactividad por vacío [$\Delta k/k$ / %vacío]	-7×10^{-4}	-2.4×10^{-4}	-2×10^{-4}	-4×10^{-4}
Razón de cría		1.01		
Eficiencia de fisión de TRUs [%]			51	45

tubos están unidos a varillas de soporte fijadas a la placa de sujeción superior de cada ensamble. Axialmente, son colocados entre los plena, los cuales a su vez se conectan a las varillas de combustible. La zona absorbente inferior se compone de pastillas de B₄C dentro del encamisado del propio combustible.^[4]

Las barras de control incluyen en la parte superior un *seguidor* para evitar que el agua entre en el espacio que se desocupa al retirarlas.

La Figura 1.5 muestra la sección transversal del ensamble de combustible del RBWR-AC y la distribución del enriquecimiento en plutonio fisible. La caja del canal del ensamble de combustible es hexagonal con un ancho interior (de lado a lado) de 189.1 mm y el espesor de la

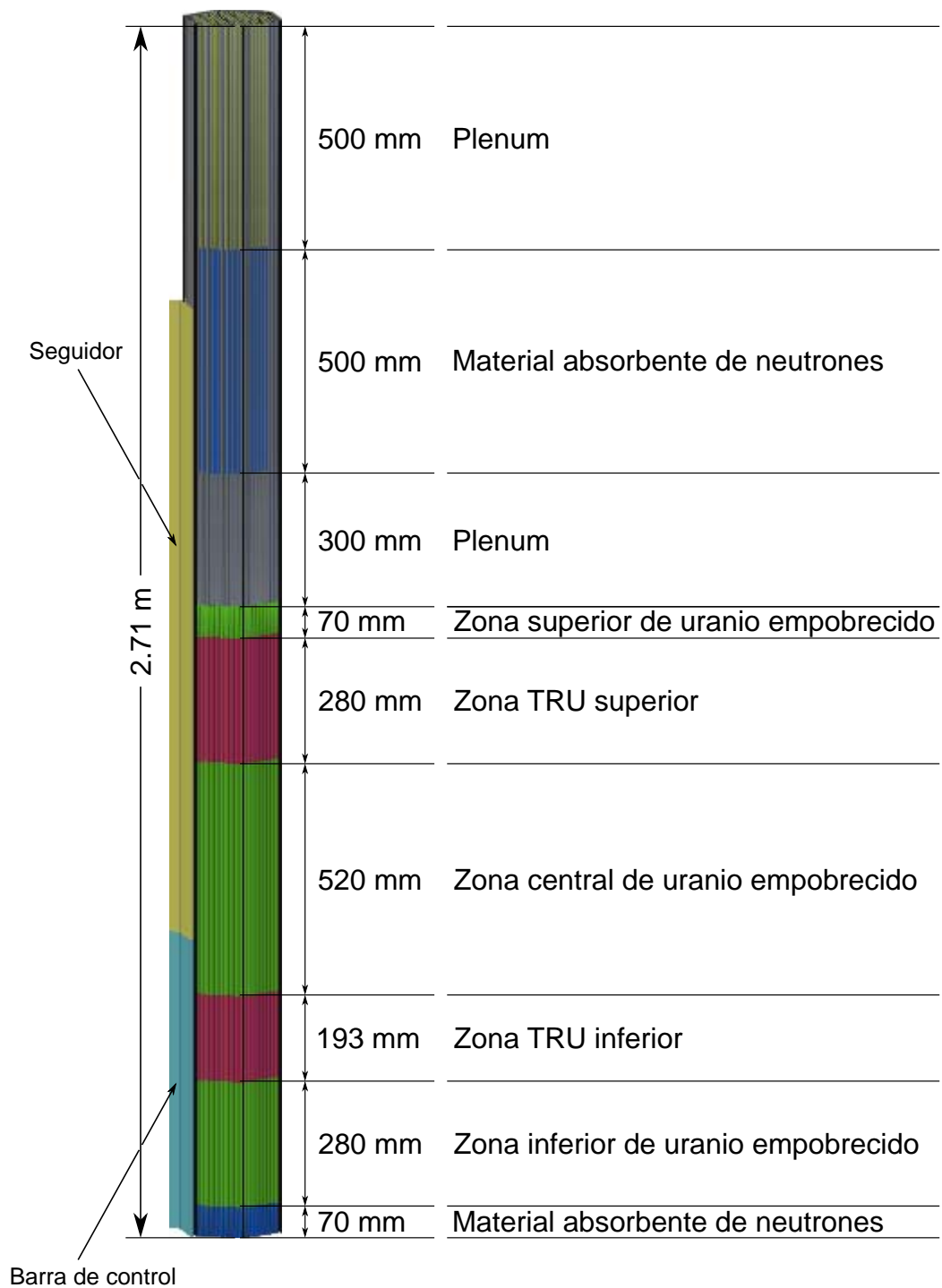


Figura 1.4: Configuración axial del ensamblaje de combustible del RBWR-AC.

pared es de 2.4 mm. El espacio entre la superficie exterior de la barra de control y la caja del canal es de 1.6 mm de cada lado; el espacio entre canales (en la parte sin barra de control) es de 0.8 mm. El enriquecimiento promedio en Pu_f por ensamble es de 15.7 % y de 20.1 % en las zonas TRU superior e inferior, respectivamente.

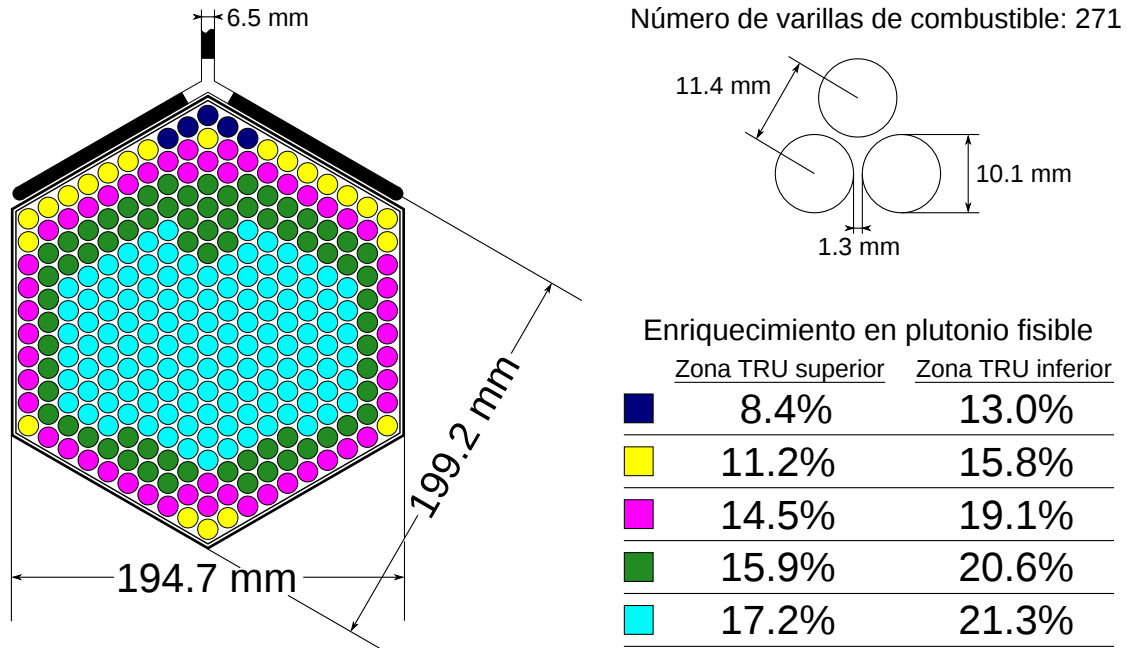


Figura 1.5: Sección transversal del ensamble de combustible del RBWR-AC y distribución del enriquecimiento en Pu_f en las zonas TRU.

El flujo de refrigerante a través del núcleo es de 7,222 kg/s con un subenfriamiento de 5 K a la entrada y una calidad del vapor de 35 % a la salida (cobija superior). La fracción de vacío en el núcleo es de aproximadamente 30 % en la parte baja de la zona TRU inferior debido al calentamiento de la cobija inferior; en la parte superior del núcleo es de 80 %. Es posible conseguir una razón de cría de 1.01 con un quemado de 45 GW·d/t (valor promedio de las cobijas superior, central e inferior). En la Tabla 1.1 se muestran valores de operación del RBWR-AC durante el ciclo de equilibrio.

El RBWR-AC tiene un coeficiente de reactividad por vacío de $-2.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/\% \text{vacío}$, comparable con aquel del BWR convencional: $-7 \times 10^{-4} \Delta k/k/\% \text{vacío}$.

1.2. RBWR-TB

El objetivo del RBWR-TB es el de quemar actínidos menores mediante la transmutación a isótopos fisibles y por fisión directa. Las reacciones de captura y de fisión ocurren en un amplio rango energético y el balance de estas reacciones a diferentes energías del neutrón permite quemar TRUs mientras se mantiene la composición isotópica aproximadamente igual antes y después del quemado. El ciclo de operación es repetido compensando la pérdida de TRUs extrayendo combustible desde otro RBWR-TB (ver Figura 1.6). La idea detrás de este reactor es completar el ciclo de operación reduciendo progresivamente el número de centrales hasta que todos los TRUs hayan sido quemados, excepto aquellos cargados en el último núcleo. Esto presenta un escenario en el cual el combustible es usado primero para producción de energía a largo plazo en reactores RBWR-AC; durante ese tiempo, la cantidad de TRUs es mantenida en un nivel constante. Finalmente, una vez que estén disponibles alternativas viables a la energía nuclear, la operación de reactores RBWR-TB está pensada para quemar los TRUs y realizar la transición sin dejar detrás desecho radiactivo de larga vida.

La configuración axial del ensamble de combustible del RBWR-TB (ver Figura 1.7) es similar a la del RBWR-AC, pero sin cobija inferior porque no se requiere la cría de plutonio fisible. Las demás zonas de cobija y zonas fisibles tienen alturas diferentes a las del RBWR-AC para permitir el reciclaje múltiple de TRUs bajo los distintos rangos de energías que tienen los neutrones en el RBWR-AC.

El RBWR-TB utiliza también zonas compuestas de material absorbente de neutrones por encima y por debajo de la región del combustible. La zona absorbente superior tiene la misma estructura que en el caso del RBWR-AC. En la zona absorbente inferior se tienen distribuidos 91 tubos absorbentes similares a los de la zona superior. Este número de tubos fue determinado con el objeto de mantener negativo el coeficiente de reactividad por vacío.^[4]

La Figura 1.8 muestra la sección transversal del ensamble de combustible del RBWR-TB. Las zonas TRU contienen plutonio enriquecido uniformemente al 13.9%. La caja del canal del ensamble de combustible es hexagonal con un ancho interior (de lado a lado) de 189.6 mm y un espesor de la pared de 2 mm. El espacio entre la superficie exterior de la barra de control y la caja del canal es de 1.6 mm de cada lado; el espacio entre canales (en la parte sin barra de control) es de 0.8 mm. Como la altura del núcleo del RBWR-TB es menor que la del RBWR-AC, en el diseño del RBWR-TB se aumenta el número de varillas de combustible para mantener la generación lineal de calor promedio prácticamente igual.

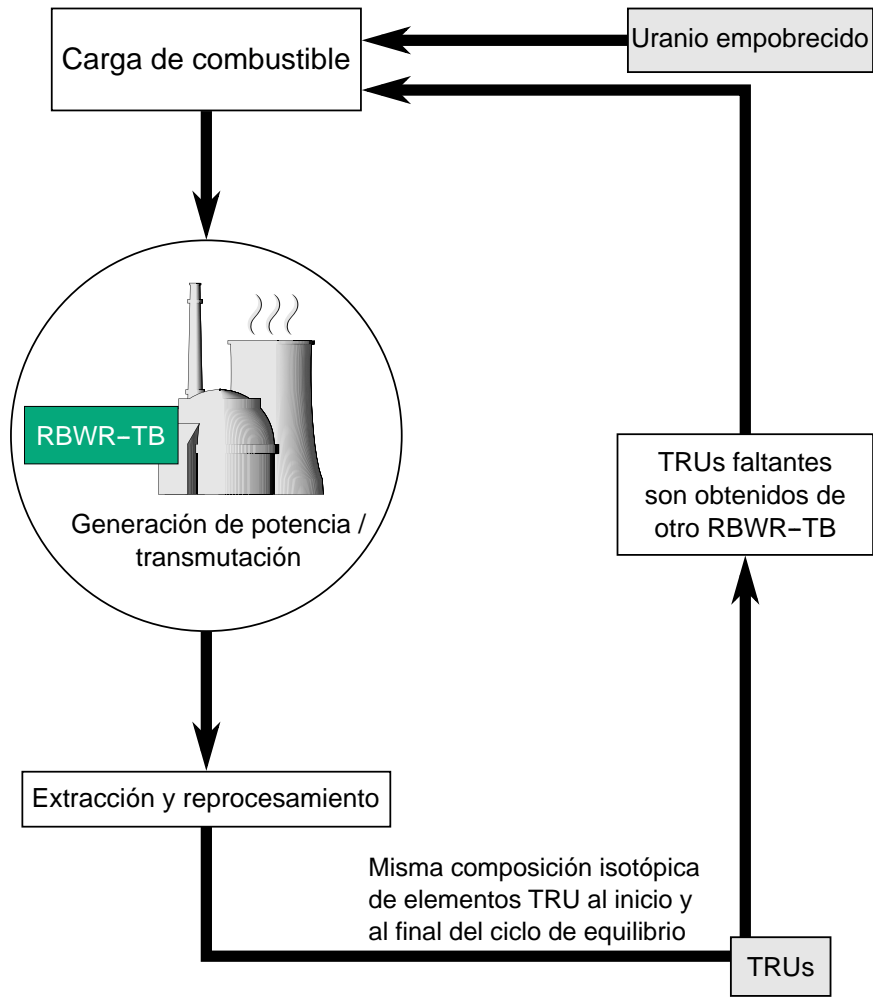


Figura 1.6: Ciclo de combustible para el RBWR-TB.

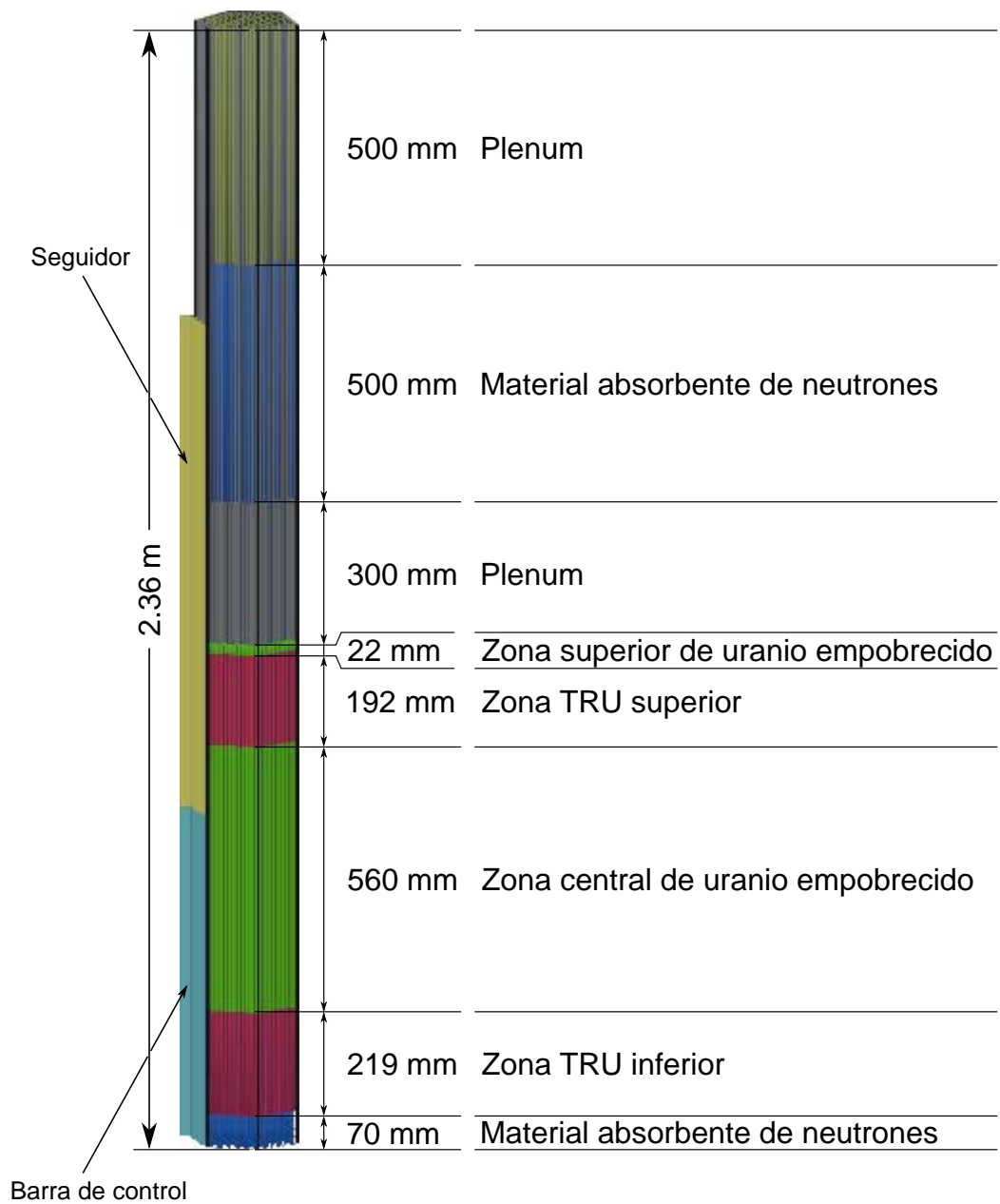


Figura 1.7: Configuración axial del ensamble de combustible del RBWR-TB.

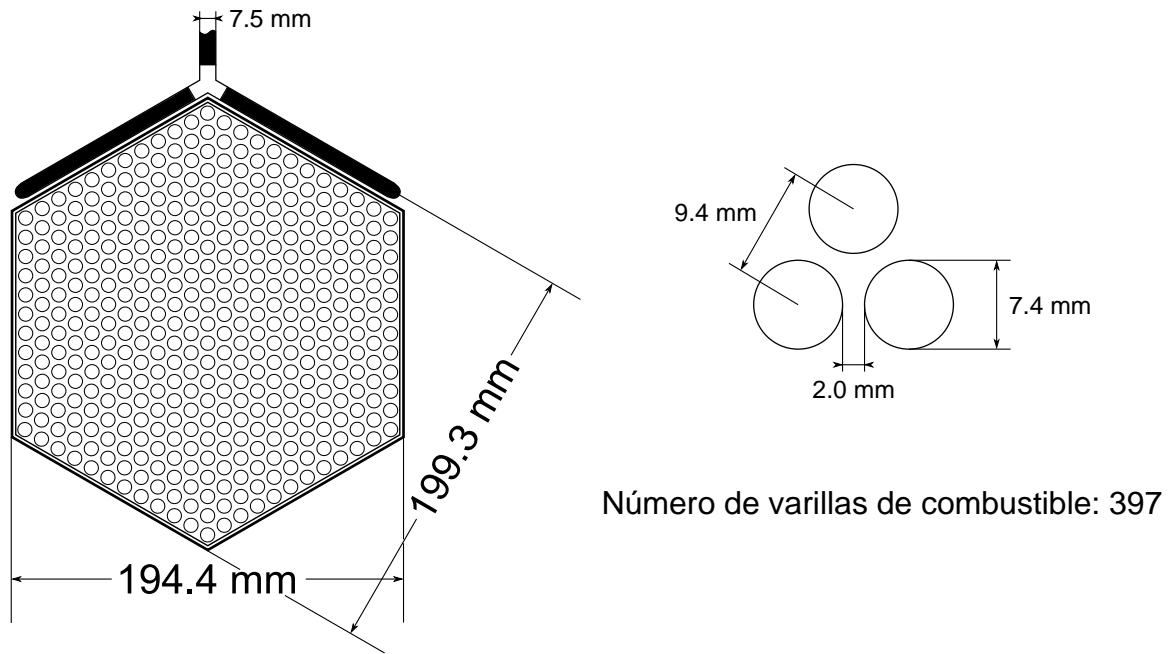


Figura 1.8: Sección transversal del ensamblaje de combustible del RBWR-TB.

Las geometrías de la caja del canal y de la barra de control del RBWR-TB son un poco diferentes a las del RBWR-AC. Sin embargo, como las posiciones centrales de las barras de control son las mismas para ambos reactores y como los componentes internos del reactor (la placa soporte del núcleo, los tubos guía de las barras de control, etc.) están sujetos a la vasija, los núcleos de ambos reactores pueden ser intercambiados con relativa facilidad.

La eficiencia de fisión de TRUs en el RBWR-TB es de 51 %. Esta eficiencia se define como el cociente del decremento neto de TRUs y la cantidad total de actínidos fisionados durante el tiempo de residencia total dentro del núcleo. Indica qué cantidad de TRUs puede ser usado como combustible para generar energía eléctrica y está relacionado con el costo de fisiónar los TRUs. Si la eficiencia de fisión de TRUs aumenta, el costo de generar electricidad mientras se queman TRUs disminuirá, siempre que otros costos como la fabricación de combustible sean comparables.

El flujo de refrigerante a través del núcleo es de 10,555 kg/s con un subenfriamiento de 10 K a la entrada y una calidad del vapor de 21 % a la salida del núcleo. En la Tabla 1.1 se muestran valores de operación del RBWR-TB durante el ciclo de equilibrio.

El RBWR-TB tiene un coeficiente de reactividad por vacío de $-2 \times 10^{-4} \Delta k/k/\% \text{vacío}$.

1.3. RBWR-TB2

El concepto del RBWR-TB2 fue desarrollado por un equipo organizado por el Electric Power Research Institute (EPRI, en español: Instituto de Investigación de Energía Eléctrica) de tres universidades estadounidenses para comparar el desempeño del núcleo con el del reactor rápido enfriado por sodio ABR, diseñado con el mismo propósito de reducir la cantidad absoluta de TRUs.

A diferencia del RBWR-TB pensado para ser utilizado en la fase final del uso de la energía nuclear, como se mencionó en la sección anterior el RBWR-TB2 tiene el propósito de quemar TRUs durante el tiempo en que los reactores de agua ligera sean operados para satisfacer la carga base. Los TRUs requeridos para la operación del RBWR-TB2 serán extraídos del combustible gastado de un LWR (ver Figura 1.9) con el cual está diseñado para operar en paralelo.

La configuración axial del ensamble de combustible del RBWR-TB2 es similar a la del RBWR-TB, siendo las alturas de las zonas de cobija y zonas TRU ligeramente diferentes, como puede apreciarse en la Figura 1.10.

El ensamble incluye también zonas compuestas de material absorbente de neutrones por encima y por debajo de la región del combustible. La zona absorbente superior tiene la misma estructura que en el caso del RBWR-AC. En la zona absorbente inferior se tienen distribuidos 19 tubos absorbentes similares a los de la zona superior. Este número de tubos fue determinado con el objeto de mantener negativo el coeficiente de reactividad por vacío.^[4]

La Figura 1.11 muestra la sección transversal del ensamble de combustible del RBWR-TB2. Las zonas TRU contienen plutonio enriquecido uniformemente al 25 %. Este enriquecimiento es mayor que en el caso del RBWR-TB porque el combustible incluye TRUs provenientes de un reactor de agua ligera convencional. La caja del canal del ensamble de combustible es hexagonal con un ancho interior (de lado a lado) de 189.6 mm y un espesor de la pared de 2 mm. El espacio entre la superficie exterior de la barra de control y la caja del canal es de 1.6 mm de cada lado; el espacio entre canales (en la parte sin barra de control) es de 0.8 mm.

En la Figura 1.12 se muestra una gráfica de la razón de cría contra la proporción H/U para los tipos de RBWR vistos hasta el momento y se incluye al BWR convencional como referencia. Puede apreciarse cómo cambia el balance entre consumo y cría de TRUs variando las alturas de las zonas TRU y de cobija de cada diseño RBWR, así como también modificando

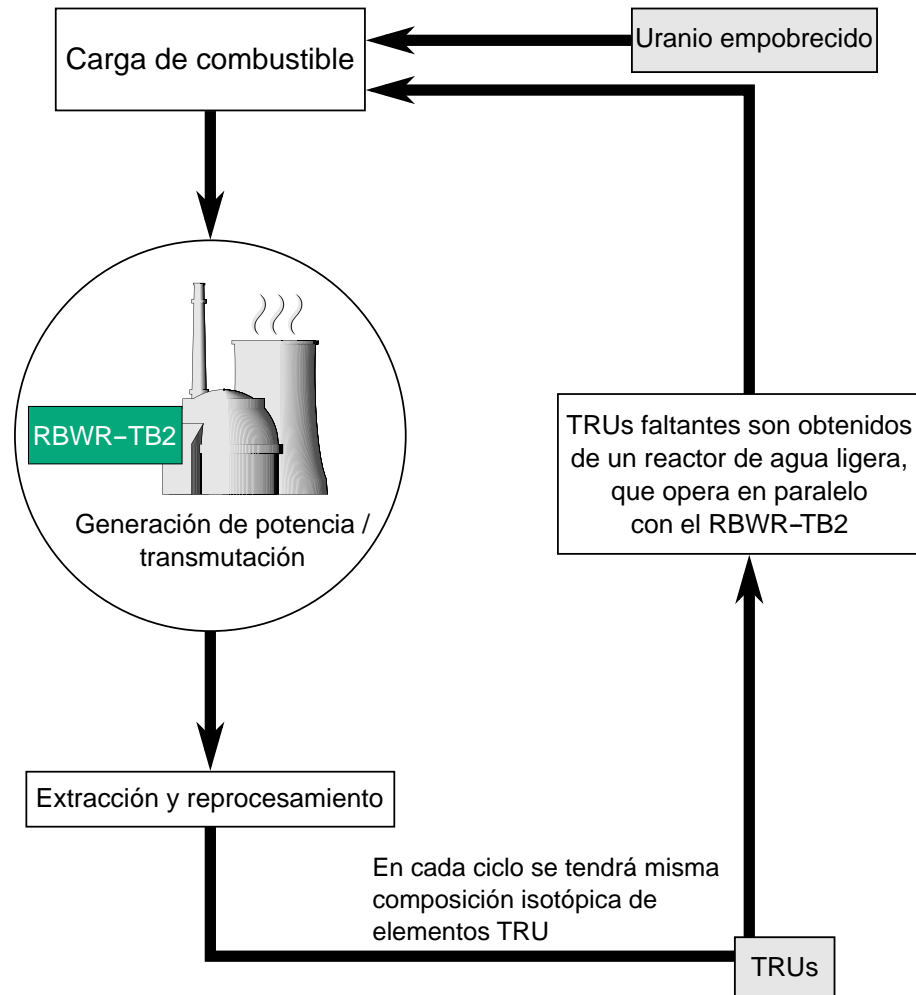


Figura 1.9: Ciclo de combustible para el RBWR-TB2.

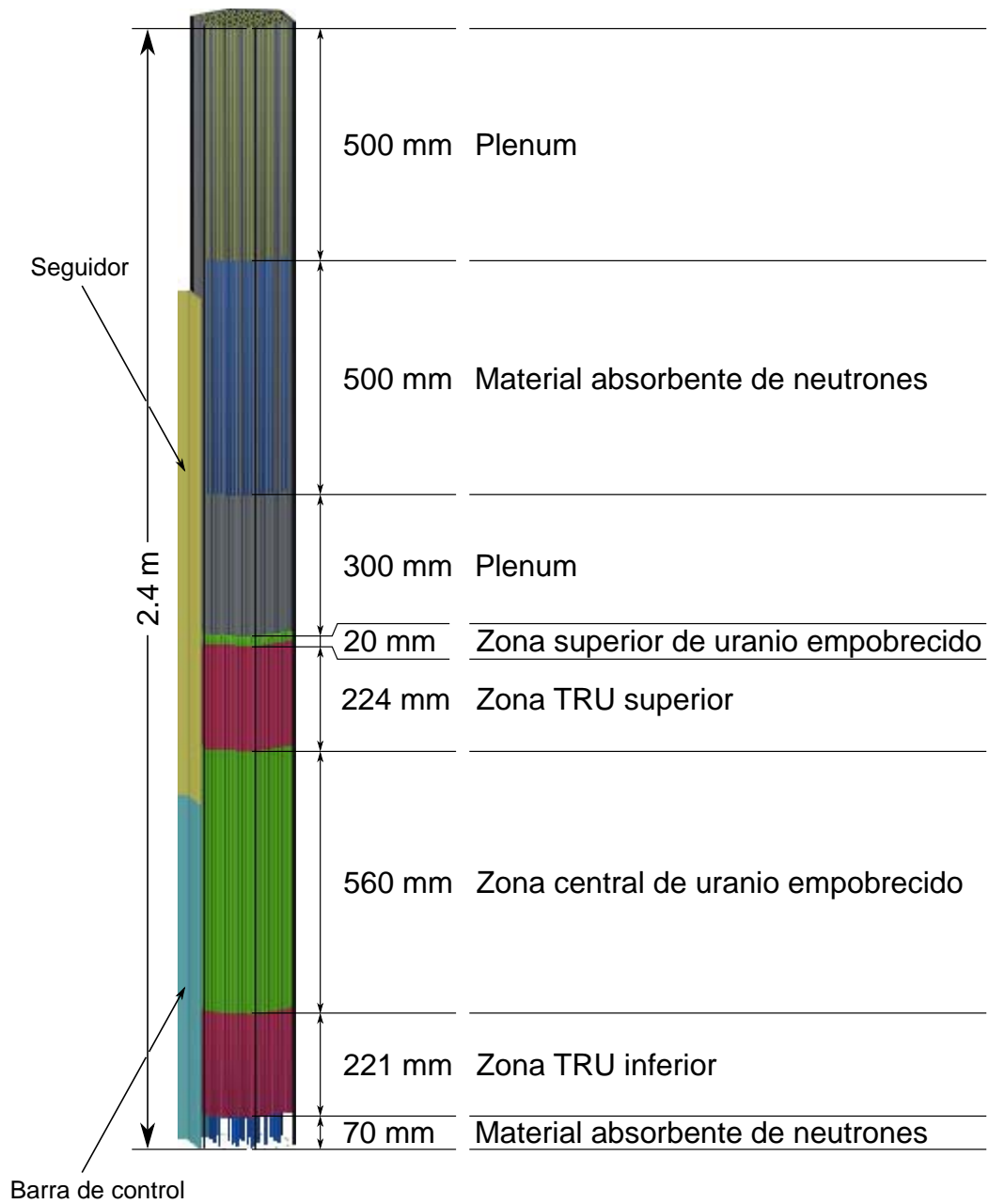


Figura 1.10: Configuración axial del ensamble de combustible del RBWR-TB2.

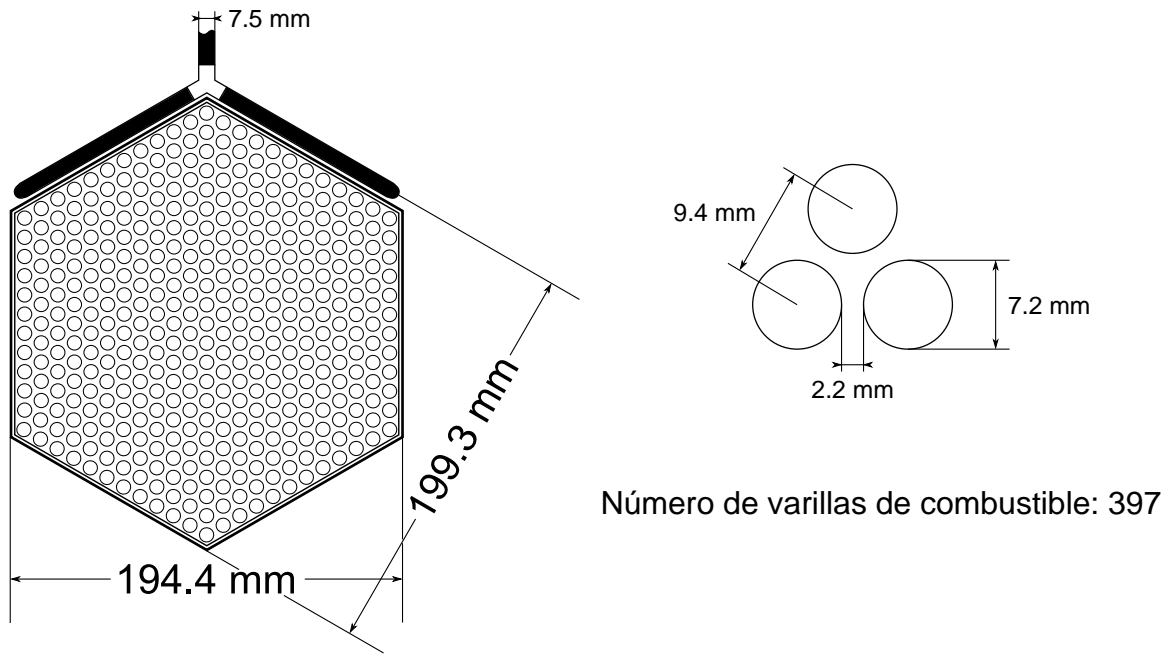


Figura 1.11: Sección transversal del ensamblaje de combustible del RBWR-TB2.

los diámetros de las varillas de combustible y el espacio entre éstas para establecer el espectro de energía de los neutrones.

La tasa de formación y consumo de transuránicos por reactor se muestra en la Figura 1.13, en donde un valor negativo indica la reducción en la cantidad de TRUs. Quemar uranio en un BWR convencional produce isótopos TRU tanto fisibles como no fisibles; cuando se utiliza combustible tipo óxido mixto o MOX que contiene plutonio y uranio al final del ciclo de equilibrio se tendrá una mayor cantidad de TRUs no fisibles que los que se tenían en el combustible fresco. Los reactores quemadores de transuránicos RBWR-TB y RBWR-TB2 son capaces de consumir isótopos TRU tanto fisibles como no fisibles a más del doble de la tasa de producción del BWR convencional. [2]

1.4. Otros Diseños

El uso del torio (^{232}Th) como una nueva fuente de energía primaria ha sido un recurso atractivo desde hace décadas. Entre sus ventajas destaca que es más abundante en la naturaleza que el uranio. Sin embargo, no es fisible, así que no puede utilizarse directamente en un reactor

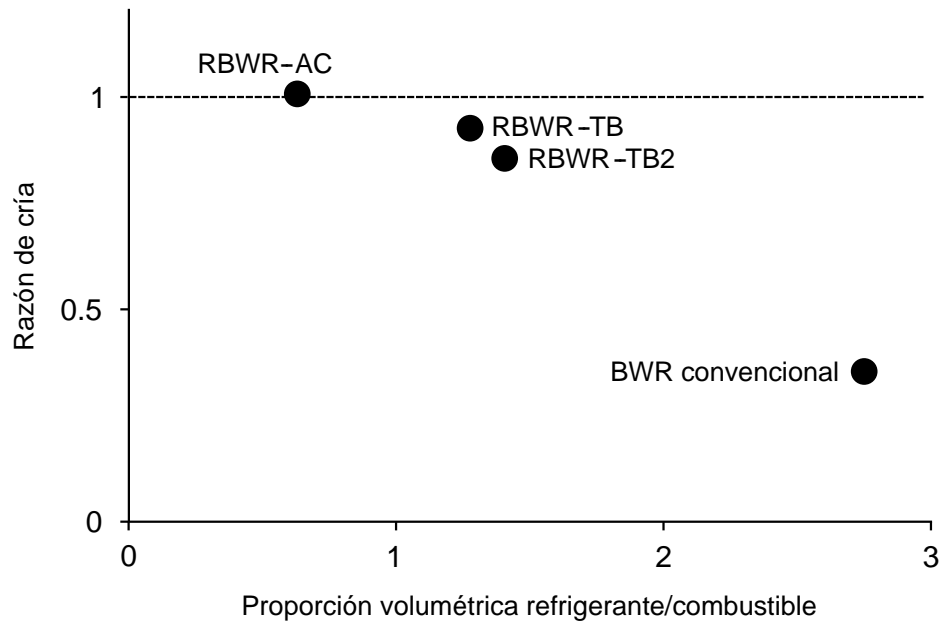


Figura 1.12: Gráfica de razón de cría contra proporción H/U para distintos reactores.

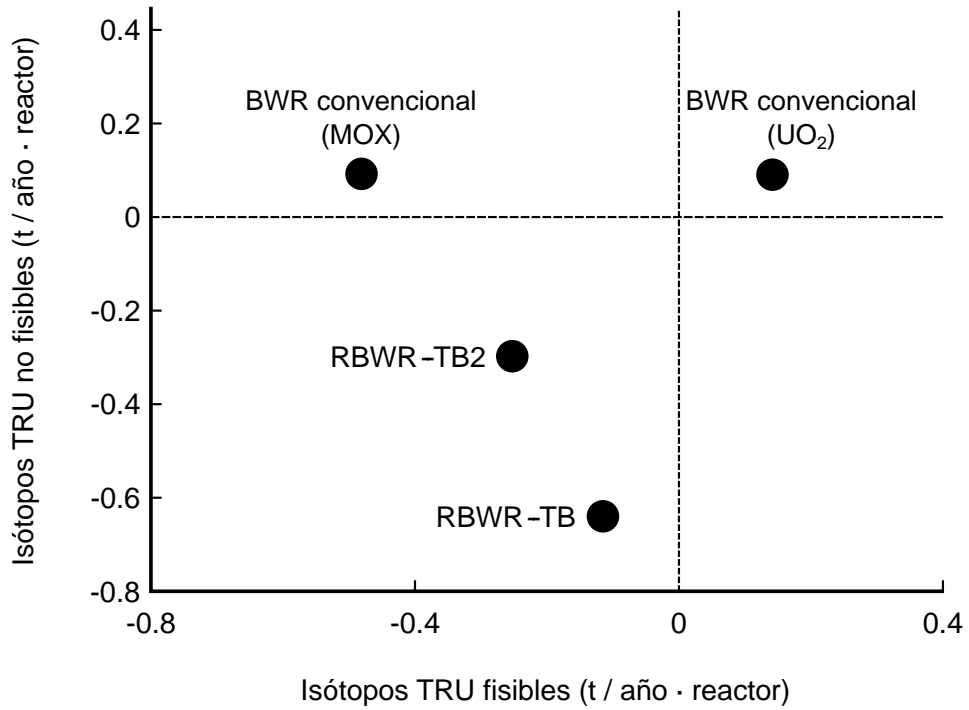


Figura 1.13: Producción de isótopos TRU para distintos reactores.

térmico, por lo que extraer su energía de forma económica continúa siendo un reto que requerirá investigación y desarrollo considerables.

El torio es un material fértil en cuya utilización se estimula la captura de neutrones para lograr la transmutación en ^{233}U , que es un excelente combustible. En este sentido, es similar al ^{238}U , transmutable a ^{239}Pu . Todos los conceptos de combustible compuesto de torio requieren, por tanto, que el ^{232}Th sea primero irradiado en un reactor para propiciar la fabricación de material fisible. El ^{233}U producido puede ser químicamente separado del torio y reciclado en nuevo combustible o bien puede usarse en la forma original, tal es el caso del reactor de sal fundida (MSR). Los combustibles de torio requieren un material fisible como fuente de neutrones de arranque de tal forma que la reacción en cadena y, por tanto, el excedente necesario de neutrones pueda mantenerse. Las únicas opciones que representan a dichas fuentes son ^{233}U , ^{235}U o Pu_f .

En la actualidad se ha estudiado la aplicación del torio en el RBWR y se han desarrollado fundamentalmente dos propuestas: el BWR de espectro endurecido para cría (HSBWR-BR: Hard Spectrum BWR for BReeding) que representa la versión alternativa del RBWR-AC y el BWR de espectro endurecido para transmutación (HSBWR-TR: Hard Spectrum BWR for TRansmutation) que representa la versión alternativa del RBWR-TB2.^[5] Ambos reactores están basados en la premisa establecida por Hitachi de poder ser instalados en la vasija de presión del ABWR. Las diferencias con el diseño RBWR son:

- uso de torio en lugar de uranio empobrecido para las zonas de cobija
- eliminación de la cobija interna
- eliminación de los absorbentes de los reactores axiales
- incremento de la longitud de la zona fisible

Los estudios que se han realizado indican que, aunque el diseño del núcleo de este tipo de reactores parece ser operativamente factible, la retroalimentación de reactividad por vacíos tiende a repercutir de forma adversa en el margen de apagado en la condición de apagado en frío. Se requieren investigación y desarrollo adicionales para llegar a un diseño práctico confiable y seguro.

2

El código TRAC-BF1 y el proyecto TRAC-U

TRAC (acrónimo para Transient Reactor Analysis Code) es un código computacional de mejor estimación¹ (desarrollado en Fortran) para el análisis de diversos transitorios en sistemas BWR y PWR e instalaciones experimentales relacionadas. Mediante el modelado de los componentes del balance de planta (tales como turbinas, calentadores de agua de alimentación y condensadores de vapor) en forma genérica, el código proporciona los medios para analizar el comportamiento del sistema después de un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA) de magnitud grande o pequeña, desde la fase de purga, pasando por el calentamiento del núcleo, reinundación, alivio y, finalmente, la inyección y mitigación del accidente. También proporciona los medios para realizar análisis de diversos transitorios de operación, incluyendo al transitorio anticipado sin scram (ATWS).^[6]

Las versiones del código TRAC-PWR presentan al usuario problemas cuando se trata de analizar transitorios en BWRs. La dificultad principal radica en simular con exactitud al núcleo del BWR durante transitorios del sistema. El núcleo de un PWR está contenido en una celda abierta de elementos de combustible, mientras que los elementos combustibles en un BWR están

¹La mayoría de los llamados “códigos LOCA” entran en esta categoría. El código de mejor estimación es ideado como un sistema que consiste en varias funciones que se ejecutan individualmente. Esto garantiza el grado apropiado de compatibilidad y continuidad entre las distintas fases de cálculo. A diferencia de los códigos de modelo de evaluación, que utilizan un modelo de equilibrio homogéneo en conjunto con un enfoque de parámetros concentrados para su análisis, los códigos de mejor estimación son mucho más demandantes y los más recientes emplean lo último en modelos físicos. Por tanto, pueden ser usados para evaluar el grado de conservadurismo que se requerirá en los cálculos para licenciamiento.^[7]

contenidos en cajas de canales en forma individual. La presencia de la pared del canal introduce varios fenómenos termohidráulicos que deben ser considerados en el análisis de transitorios del BWR que, o no están presentes o son relevantes para el análisis de LOCAs en reactores tipo PWR. El equipo de desarrollo del Laboratorio Nacional de Ingeniería de Idaho (INEL, por sus siglas en inglés) se hizo cargo de desarrollar la serie TRAC-BWR con el fin de proporcionar a la Comisión de Regulación Nuclear de los Estados Unidos (NRC, por sus siglas en inglés) y al público las herramientas de mejor estimación para el análisis de accidentes y transitorios en sistemas BWR. La presente sección describe de manera general TRAC-BF1/MOD1.²

2.1. Modelo de Hidrodinámica

El modelo hidrodinámico empleado en componentes cuyo flujo bifásico sea en una y en tres dimensiones estará compuesto por dos flujos que representarán en forma individual a cada fase, para las cuales se formulan las ecuaciones de conservación de masa, energía y momentum. Se tendrán, por tanto, seis ecuaciones independientes de conservación para aquellos componentes con flujo bifásico unidimensional:

Ecuación de conservación de masa de la mezcla bifásica

$$\frac{\partial \rho_m}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_g \rho_g \bar{V}_g + \alpha_\ell \rho_\ell \bar{V}_\ell) = 0 \quad (2.1)$$

Ecuación de conservación de masa del vapor

$$\frac{\partial(\alpha_g \rho_g)}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_g \rho_g \bar{V}_g) = \Gamma_g \quad (2.2)$$

²Acrónimo y nombre simbólico simplificado para TRAC-Boiling Water Reactor Fast Program 1. “MOD1” indica que se trata del segundo lanzamiento público de este programa^[8]; en la presente tesis, se le nombrará simplemente TRAC-BF1.

Ecuación de movimiento del vapor

$$\begin{aligned} \frac{\partial \bar{V}_g}{\partial t} + k_{vm} \left(\frac{\rho_C}{\alpha_g \rho_g} \right) \frac{\partial}{\partial t} (\bar{V}_g - \bar{V}_\ell) + \bar{V}_g \cdot \nabla \bar{V}_g \\ = - \frac{f_i}{\alpha_g \rho_g} - \frac{1}{\rho_g} \nabla P - \frac{C_{wg}}{\alpha_g \rho_g} \bar{V}_g |\bar{V}_g| + \bar{g} - k_{vm} \frac{\rho_C}{\alpha_g \rho_g} \bar{V}_D \cdot \nabla (\bar{V}_g - \bar{V}_\ell) \end{aligned} \quad (2.3)$$

Ecuación de movimiento del líquido

$$\begin{aligned} \frac{\partial \bar{V}_\ell}{\partial t} + k_{vm} \left(\frac{\rho_C}{\alpha_\ell \rho_\ell} \right) \frac{\partial}{\partial t} (\bar{V}_\ell - \bar{V}_g) + \bar{V}_\ell \cdot \nabla \bar{V}_\ell \\ = \frac{f_i}{\alpha_\ell \rho_\ell} - \frac{1}{\rho_\ell} \nabla P - \frac{C_{w\ell}}{\alpha_\ell \rho_\ell} \bar{V}_\ell |\bar{V}_\ell| + \bar{g} - k_{vm} \frac{\rho_C}{\alpha_\ell \rho_\ell} \bar{V}_D \cdot \nabla (\bar{V}_\ell - \bar{V}_g) \end{aligned} \quad (2.4)$$

Ecuación de conservación de energía de la mezcla bifásica

$$\begin{aligned} \frac{\partial (\alpha_\ell \rho_\ell e_\ell + \alpha_g \rho_g e_g)}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_\ell \rho_\ell e_\ell \bar{V}_\ell + \alpha_g \rho_g e_g \bar{V}_g) \\ = -P \nabla \cdot (\alpha_\ell \bar{V}_\ell + \alpha_g \bar{V}_g) + Q_{wg} + Q_{w\ell} + Q_{dg} + Q_{d\ell} \end{aligned} \quad (2.5)$$

Ecuación de conservación de energía del vapor

$$\frac{\partial (\alpha_g \rho_g e_g)}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_g \rho_g e_g \bar{V}_g) = -P \frac{\partial \alpha}{\partial t} - P \nabla \cdot \alpha \bar{V}_g + Q_{wg} + Q_{ig} + \Gamma_g h_{sg} + Q_{dg} \quad (2.6)$$

En las ecuaciones anteriormente expuestas, k_{vm} es el coeficiente de masa virtual y los subíndices C y D se refieren a las fases continua y dispersa, respectivamente.

En el caso del flujo bifásico en tres dimensiones donde se requieren ecuaciones de conservación de momentum (ver Ecuaciones 2.3 y 2.4) en las direcciones radial (r), azimutal (θ) y axial (z) se tendrá un conjunto de diez ecuaciones.

Este sistema de ecuaciones requiere también la especificación de las ecuaciones termodinámicas de estado para cada fase, los coeficientes de esfuerzo cortante entre fases (C_i), las tasas de transferencia de calor entre fases (Q_{ig} y Q_{il}), las tasas de transferencia de masa entre fases (Γ_g y Γ_l) y los coeficientes de esfuerzo cortante de las paredes (C_{wg} y C_{wl}).

En TRAC-BF1 también se tiene la posibilidad de modelar fluidos con dos componentes en el que el segundo es un gas no condensable (aire). El gas no condensable se considera que está mezclado perfectamente con la fase de vapor del componente principal (agua) y ambos gases constituirán una mezcla tipo Gibbs-Dalton en la que la presión total de los gases se obtiene sumando las presiones parciales de cada componente. En este caso, una ecuación de conservación adicional para la masa de gas no condensable se añade a las ecuaciones de conservación mencionadas de masa, energía y momentum del componente principal. El transporte de boro soluble se trata de manera similar.

2.2. Modelo de Transferencia de Calor

En TRAC-BF1 se modelan tres mecanismos fundamentales de transferencia de calor. Ellos incluyen el intercambio de calor entre las fases de líquido y vapor, la conducción de calor entre componentes estructurales y la transferencia de calor entre los componentes estructurales y el fluido. La transferencia de calor entre fases se ha tomado en cuenta en el desarrollo de las ecuaciones que describen la dinámica del fluido.

La historia térmica de los materiales estructurales del reactor se obtiene a partir de una solución de la ecuación de conducción de calor. El intercambio energético entre estructuras y el fluido es modelado mediante la ley de enfriamiento de Newton:

$$q'' = h(T_w - T_f) \quad (2.7)$$

donde q'' es el flujo de calor, h es el coeficiente de transferencia de calor por convección hacia el fluido, T_w es la temperatura de la superficie de la pared y T_f es la temperatura del fluido suficientemente lejos de la superficie. En la Figura 2.1 se muestra la curva de ebullición de TRAC.

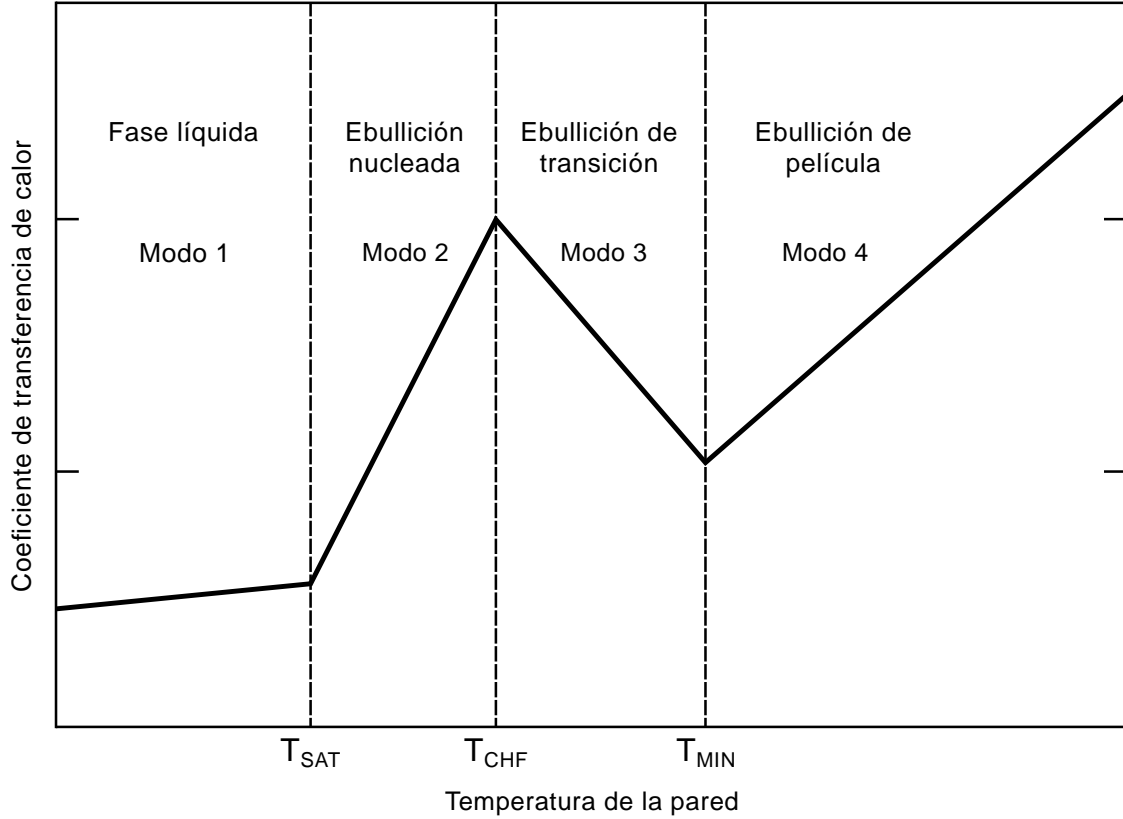


Figura 2.1: Curva de ebullición de TRAC-BF1.

Una vez resueltas las ecuaciones de dinámica de fluidos, la distribución de temperaturas en la pared se deduce mediante una aproximación en diferencias finitas de la ecuación de conducción unidimensional:

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r k \frac{\partial T}{\partial r} \right) + q''' \quad (2.8)$$

donde k y q''' son la conductividad térmica y la tasa volumétrica de generación de calor en el material, respectivamente.

Mediante la implementación de la Ecuación 2.8, en TRAC se define la conducción de calor dentro de las paredes del tubo de los componentes de lazo e internos del reactor (como son los tubos guía de las barras de control y la pared de la vasija). En el caso de componentes como las paredes del canal del ensamblaje de combustible o la envolvente del núcleo que no es

conveniente caracterizar mediante un modelo cilíndrico de conducción se utiliza el modelo de conducción unidimensional de placa.

TRAC incluye también un modelo de la reacción exotérmica de oxidación (Ecuación 2.9) que puede ocurrir cuando se alcanzan temperaturas suficientemente altas en el zircaloy en un entorno de vapor junto con el efecto que causa en la superficie externa del encamisado.



La transferencia de calor por radiación se desprecia en todos los componentes excepto CHAN (ver Sección 2.5.3), donde el usuario especifica un valor de fracción de vacío de corte por debajo del cual se ignoran los efectos del mecanismo de transferencia de calor mencionado.

El conjunto de ecuaciones que gobiernan la transferencia de calor por radiación en un medio que absorbe, emite y dispersa son integrodiferenciales para las cuales sólo están disponibles unas cuantas soluciones para geometrías simples. Las soluciones numéricas de estas ecuaciones son poco prácticas en términos de costo y esfuerzo.

2.3. Métodos de Solución

El sistema de ecuaciones diferenciales parciales que describe el flujo en dos fases y la transferencia de calor se resuelve por diferencias finitas. Las ecuaciones de transferencia de calor se tratan como unidimensionales usando una técnica de diferenciación semi-implícita. Las ecuaciones en diferencias finitas para los fenómenos relativos a la hidrodinámica forman un sistema acoplado de ecuaciones no lineales resueltas por medio de un procedimiento iterativo Newton-Raphson.

2.4. Cinética del Reactor

La generación de potencia en el núcleo del reactor durante una simulación se calcula mediante una subrutina en la que se cuenta con tres métodos para determinar la potencia. El primer método es simplemente una búsqueda en una tabla de potencia contra tiempo que se proporciona como entrada y donde se interpola linealmente para obtener los valores entre las entradas de la tabla. En el segundo método, la potencia se determina con la solución de las

ecuaciones del modelo de cinética puntual y las ecuaciones de calor de decaimiento. En el tercer método, se utiliza la solución de la ecuación de difusión axial unidimensional con dos grupos de energía.

2.5. Componentes de TRAC-BF1

El código TRAC adopta un enfoque basado en componentes para modelar un sistema que incluya un reactor. Cada pieza física de equipo en un lazo de flujo puede ser representada como un cierto tipo de componente y cada componente a su vez se puede *nodalizar* (subdividir) más en un número de volúmenes físicos (celdas) sobre los cuales se promedian las ecuaciones de flujo, de conducción y de cinética.^[9] A continuación, se describen de manera general los distintos componentes incluidos en TRAC-BF1.

2.5.1. PIPE (tubería)

El componente PIPE modela el flujo unidimensional a través de un ducto o tubería. PIPE puede ser usado en forma individual o como un conector entre componentes para modelar un sistema en el que se tiene un reactor. Se tiene la posibilidad de modelar cambios de área (ver Figura 2.2), fuentes de calor en las paredes de la tubería y la transferencia de calor a través de las superficies interna y externa de la pared. Se dispone de una amplia selección de materiales para la tubería que pueden representar al material de la pared en el cálculo de conducción de calor.

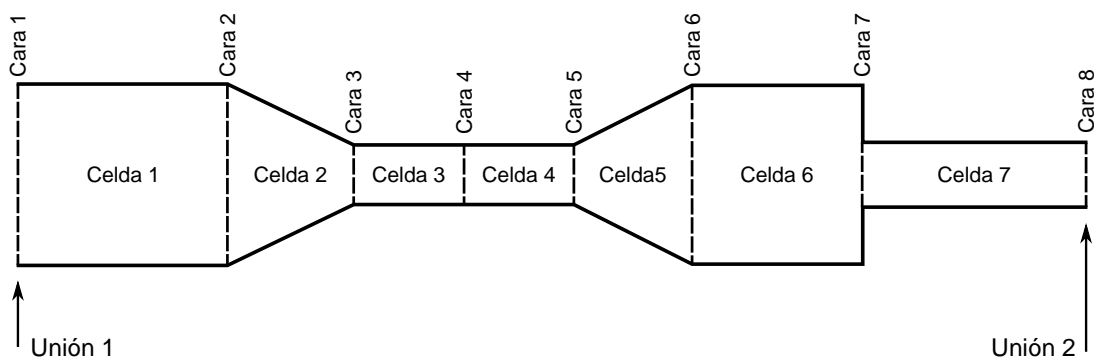


Figura 2.2: Ejemplo del uso del componente PIPE. En este caso, la tubería presenta cambios de área tanto suaves como abruptos.

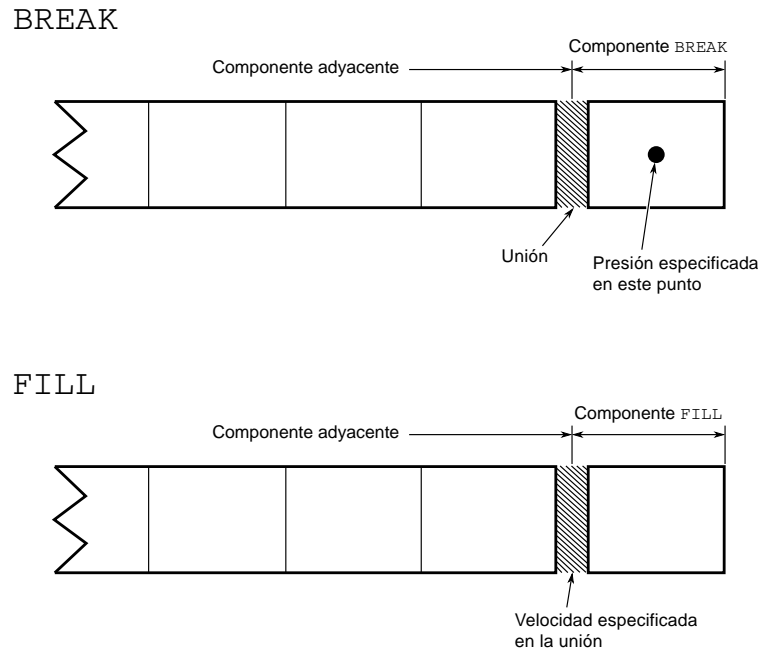


Figura 2.3: Los componentes BREAK y FILL como condiciones de frontera de un sistema.

2.5.2. BREAK y FILL

Los módulos BREAK y FILL se usan para imponer condiciones de frontera a cualquier componente unidimensional en una de sus terminales. Por consiguiente, estos módulos difieren de los otros componentes en que no modelan un componente per se ni realizan cálculos de hidrodinámica ni de transferencia de calor. Sin embargo, son tratados como cualquier componente en lo que se refiere a la inicialización en el archivo de entrada.

El módulo BREAK establece cierta presión como condición de frontera una celda después del componente adyacente, como se muestra en la parte superior de la Figura 2.3. Esta condición de frontera puede ser constante o con dependencia del tiempo (especificada por el usuario) o puede ser establecida por el sistema de control o los modelos de la contención. El componente BREAK también especifica las condiciones de frontera de la fracción de vacío y las temperaturas de las fases en la unión terminal de los componentes unidimensionales.

El módulo FILL impone una velocidad como condición de frontera una celda después del componente adyacente, como se muestra en la parte inferior de la Figura 2.3. Como ocurre con el módulo BREAK, las condiciones de frontera del componente FILL tales como velocidad, fracción de vacío y temperaturas de las fases pueden ser constantes, dependientes del tiempo o establecidas por el sistema de control o por los modelos de la contención. Además, la velocidad

de un componente FILL puede ser especificada en función de la presión de los componentes adyacentes. (En este caso, las funciones de presión se imponen de manera aproximada para evitar dificultades numéricas causadas por inestabilidades.)

2.5.3. CHAN (canal)

El componente CHAN fue desarrollado para simular uno o más ensambles de combustible de BWR y las paredes del canal (caja). CHAN puede ser visto como un componente PIPE en el cual han sido añadidos modelos de transferencia de calor de la varilla de combustible y de la pared del canal. El CHAN puede ser usado para simular un ensamble individual o un conjunto de ellos de manera independiente, en donde las condiciones de frontera son proporcionadas por los componentes BREAK y FILL. Esta opción resulta muy útil para realizar análisis de canal caliente o para investigar experimentos de ensamble individual. El componente CHAN puede ser usado también para simular un conjunto de varillas en la región del núcleo del BWR. En la Figura 2.4 se muestra el caso de un CHAN con el que se modela un ensamble que contiene 2 grupos de varillas de combustible (8×8).

Para modelar el núcleo del BWR, por ejemplo, los componentes CHAN se conectan a través de la región del núcleo del componente VESSEL, que representa a la vasija del reactor (ver Figura 2.7).

Los modelos de transferencia de calor de la varilla de combustible y la pared del canal incluyen de manera detallada al fenómeno de radiación. La transferencia de calor en el exterior de la pared del canal se acopla a la solución de la hidrodinámica del componente VESSEL.

El flujo a través de trayectorias de fuga entre los ensambles de combustible y la zona de bypass se representa por medio del modelo generalizado de transferencia de masa. Además, el componente CHAN puede transferir calor a cualquier otro componente en el modelo de TRAC (exceptuando a los componentes FILL y BREAK).

2.5.4. PUMP (bomba)

PUMP describe la interacción entre el fluido del sistema y una bomba centrífuga. El modelo calcula la presión diferencial a través de la bomba y su velocidad angular como función de la tasa de flujo del fluido y las propiedades de éste. El modelo puede representar a cualquier

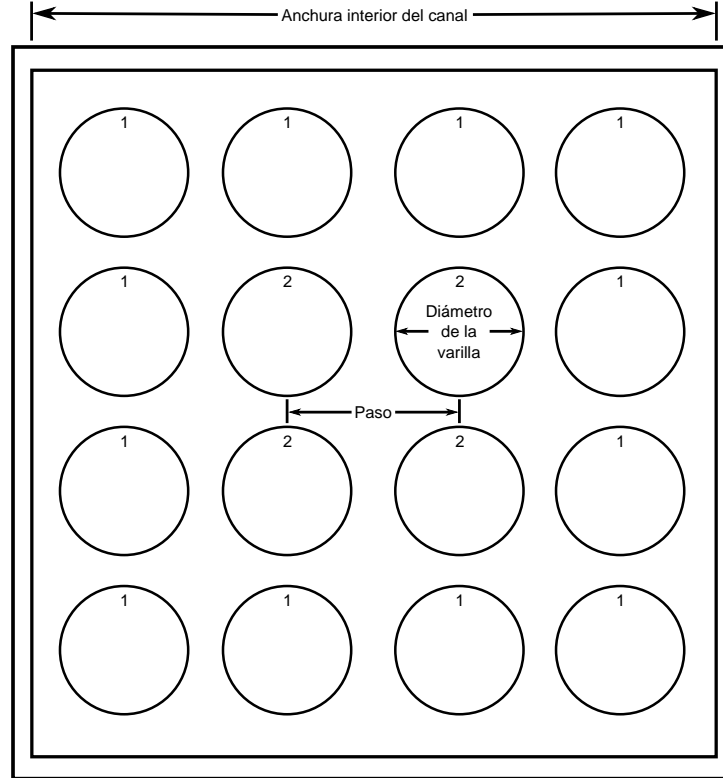


Figura 2.4: Ejemplo de componente CHAN: Ensamblado de combustible de 4×4 con 2 grupos de varillas.

bomba centrífuga y permite la inclusión de la degradación de la cabeza causada por efectos producidos por la presencia de dos fases.

Como los componentes adyacentes son usualmente descritos por módulos PIPE basados en un modelo de flujo unidimensional en dos fases, PUMP se trata de manera similar. El módulo PUMP, por tanto, es una variante del módulo PIPE en el que se incluyen correlaciones propias de las bombas. El modelo PUMP es idéntico al modelo PIPE unidimensional excepto por las ecuaciones de momentum en la cara designada.

La respuesta de la bomba, en términos de la cabeza y el esfuerzo de torsión, se describe mediante curvas como función del caudal y la velocidad de la bomba. Las curvas homólogas donde un segmento de la curva representa a una familia de curvas son usadas para esta descripción por su simplicidad. Estas curvas describen, de forma compacta, todos los estados de operación de la bomba obtenidos de la combinación de velocidades del impulsor con tasas de flujo positivas o negativas.

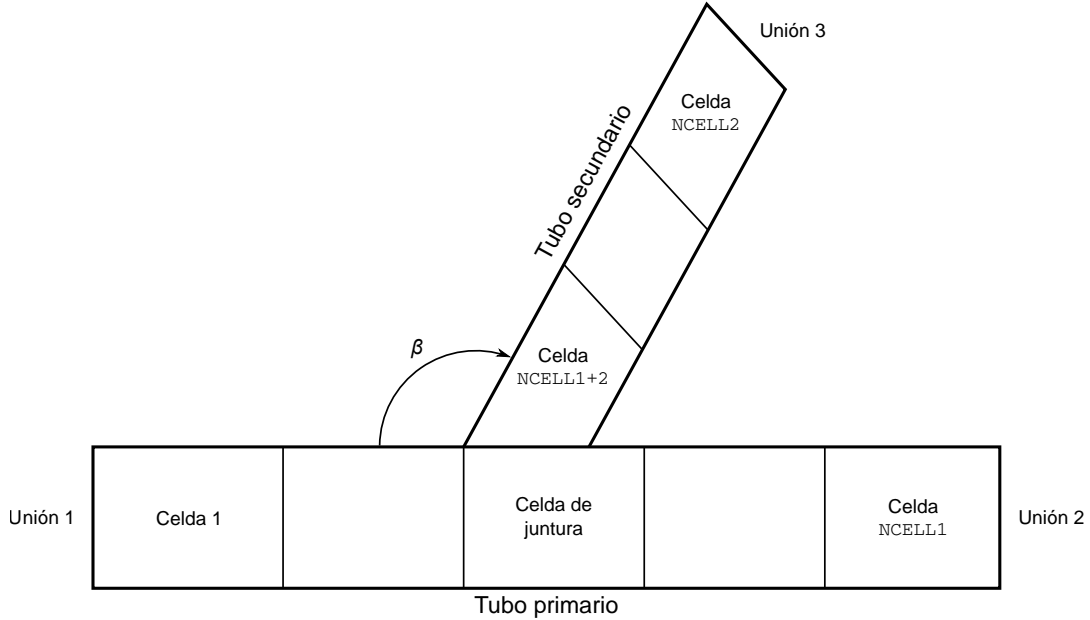


Figura 2.5: Descripción del componente TEE.

2.5.5. TEE (tubería con tres ramas)

El módulo TEE modela la termohidráulica de tres ramas de tuberías, de las cuales dos siguen una línea común. La tercera se conecta formando un ángulo con el eje principal (β) y las otras dos (ver Figura 2.5). En TRAC, TEE es un componente tratado como dos tuberías. La primera tubería se extiende desde la celda 1 hasta la celda NCELL1 y se conecta a la segunda tubería en la celda de junta JCELL. La segunda tubería comienza en la celda NCELL1+2 y termina en la celda NCELL2. (NCELL1, JCELL y NCELL2 son valores especificados por el usuario.)

La conexión se lleva a cabo mediante fuentes de masa, momentum y energía presentes en la primera tubería. Esta conexión representa condiciones de frontera hacia la tubería secundaria desde la celda JCELL.

2.5.6. JETP (bomba jet)

El modelo de bomba jet JETP se basa en el componente TEE; sin embargo, contiene modificaciones para incluir el término de fuente de momentum para la celda de unión y para corregir las ecuaciones de momentum para cambios de área suaves y abruptos. Más aún, este modelo incluye un procesador de entradas para inicializar un modelo de bomba jet de cinco

celdas (ver Figura 2.6) con un mínimo número de datos de entrada si el usuario únicamente requiere un modelo sencillo.

Ya sea con tipo de entrada JETP o TEE, el usuario debe describir la geometría de una bomba jet individual y proporcionar la variable NJETP: el número de bombas jet agrupadas. Después del procesamiento de la entrada JETP, las áreas de las celdas, los volúmenes y las áreas de la pared se escalan por medio de NJETP.

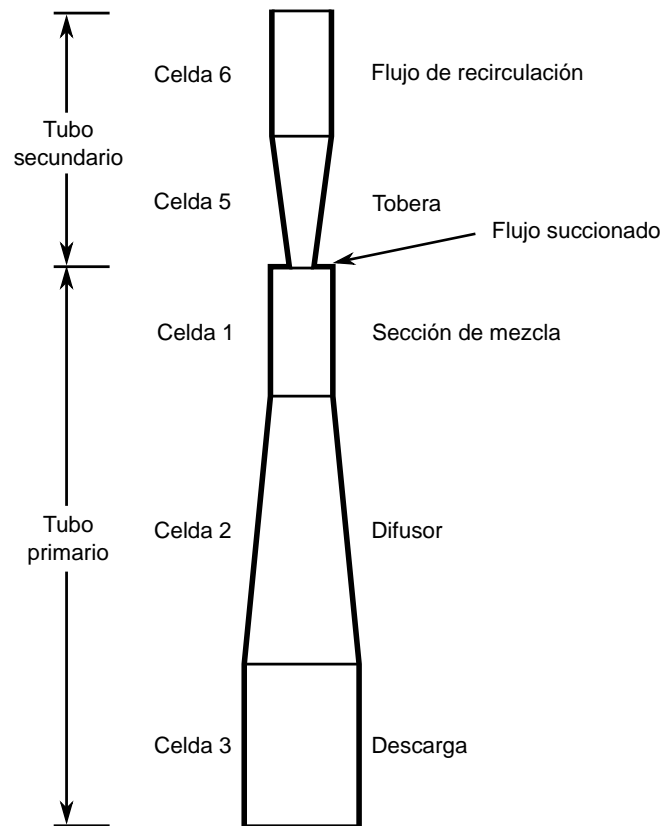


Figura 2.6: Descripción del componente JETP.

2.5.7. VALVE (válvula)

El módulo VALVE modela el flujo a través de una válvula. En TRAC, una válvula se modela como un componente unidimensional con al menos dos celdas de líquido. Los modelos de dinámica de fluidos y de transferencia de calor usados en los cálculos de VALVE son idénticos a aquellos usados en el componente PIPE.

La acción de la válvula se modela controlando el área de flujo y el diámetro hidráulico entre dos celdas de líquido; la ubicación la establece el usuario.

2.5.8. VESSEL (vasija)

El módulo **VESSEL** modela una vasija de BWR y sus componentes internos asociados. El componente es tridimensional, utiliza un modelo de seis ecuaciones y dos flujos para evaluar el flujo a través y alrededor de los componentes internos de una vasija de BWR, incluyendo la línea de bajada (downcomer), bypass del núcleo y los plena superior e inferior (ver Figura 2.7). Los modelos incorporados dentro del módulo **VESSEL** son diseñados principalmente para el análisis de LOCAs, pero **VESSEL** puede ser aplicado también al análisis de otros transitorios. La potencia del reactor se obtiene utilizando el modelo de cinética puntual.

El flujo a través de la vasija es descrito mediante un modelo termohidráulico tridimensional con dos flujos en coordenadas cilíndricas. Una malla regular cilíndrica con espaciado variable en las tres direcciones abarca a la línea de bajada, el bypass del núcleo y los plena superior e inferior de la vasija. El usuario describe la malla especificando las coordenadas radial, angular y axial de las fronteras de celda.

Las conexiones de tuberías desde otros componentes a **VESSEL** se hacen sobre las caras de las celdas de la malla. Cualquier número de conexiones puede ser realizado a **VESSEL**; de hecho, cualquier celda de la malla de una **VESSEL** puede tener un componente o más conectados a ella.

2.5.9. SEPD (separador/secador)

TRAC-BF1 incluye tres opciones diferentes para modelar la función que realiza un separador/secador de vapor de BWR. La primera de estas opciones, el separador tridimensional perfecto, puede ser utilizado sólo como parte del componente **VESSEL**, mientras que la segunda y la tercera opción utilizan el componente **SEPD**, que es un modelo de separador/secador basado en el componente **TEE** y que puede ser usado en conjunto con el componente **VESSEL** o con componentes unidimensionales.

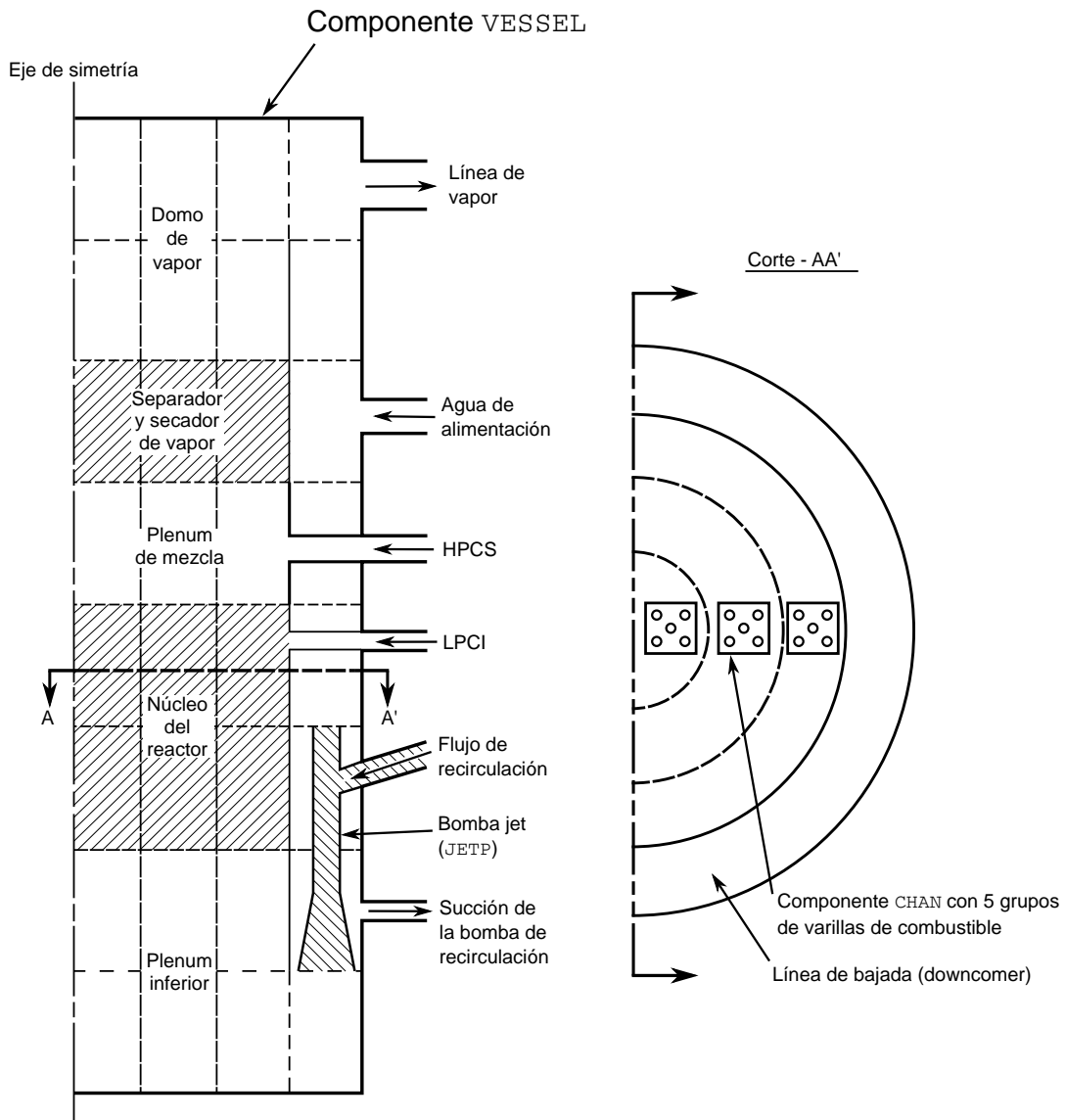


Figura 2.7: Diagrama de la nodalización típica del componente VESSEL en TRAC-BF1.

2.5.10. CONTAN (contención)

CONTAN es el componente para representar a la contención con el que cuenta TRAC-BF1 y calcula la temperatura del líquido, presión y fracción de vacío en los puntos de unión (componentes BREAK, FILL y VESSEL) entre la contención y el lazo del circuito primario. El modelo de la contención se modela como una colección de compartimientos, cada uno de los cuales contiene mezcla de líquido y vapor. Los inventarios de masa de agua líquida, vapor y gas no condensable (aire) y los inventarios de energía total de vapor y líquido se calculan como funciones del tiempo. El cálculo se realiza mediante la integración explícita de un sistema acoplado de ecuaciones diferenciales.

2.5.11. Sistema de Control

El modelo de sistema de control de TRAC-BF1 está diseñado para cumplir dos propósitos primarios. En primer lugar, permite al usuario modelar un sistema de control para una planta BWR real al nivel de detalle que se desee. El modelado preciso del sistema de control de la planta juega un importante papel en el exitoso análisis de distintos transitorios, incluyendo ATWS y transitorios de operación. En segundo lugar, el sistema de control puede ser usado para permitir al usuario controlar el valor de ciertos parámetros de la planta durante el proceso de inicialización.

Un sistema de control de TRAC-BF1 está compuesto de elementos básicos funcionales llamados bloques de control. Cada bloque de control realiza una operación simple sobre datos de entrada para generar un valor de salida.

2.5.12. TURB (turbina)

TURB fue diseñado para modelar las turbinas de vapor principal de la planta BWR junto con aquellas usadas para la operación de las bombas de agua de alimentación como parte del balance de planta. El modelo genérico original fue desarrollado sobre la base de una descripción termodinámica simple a través de la turbina con parámetros de desempeño especificados por el usuario, tales como flujo másico nominal y eficiencia termodinámica de las etapas.

La turbina se modela como un componente TEE. La tubería primaria representa la entrada y la salida de la turbina y las toberas, álabes. La tubería secundaria representa drenaje de líquido o toma de vapor para precalentador de agua de alimentación.

2.5.13. HEATR (calentador)

Mediante el componente HEATR es posible modelar precalentadores de agua de alimentación típicos del sistema de suministro de vapor BWR. Esto permite modelar con mayor detalle componentes de la parte no nuclear de la planta que pueden jugar papeles importantes en simulaciones de transitorios de operación.

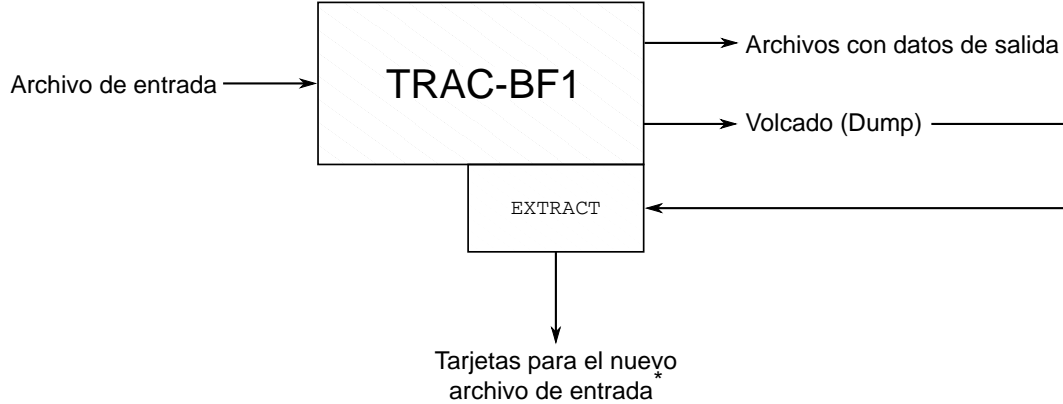
2.6. TRIP (disparos)

Con los componentes para disparos TRIP se tiene la posibilidad de simular las acciones de los sistemas de protección de la planta generadora en respuesta a un transitorio o a condiciones anormales. Los disparos controlan acciones tales como el apagado del reactor (scram), aperturas de válvulas y arranque de bombas. En TRAC, las acciones las ejecutan los propios componentes. El módulo VALVE, por ejemplo, ha sido programado para abrir (o cerrar) una válvula una vez que ocurre un disparo apropiado. Otros módulos han sido programados de manera similar. Un problema puede contener cualquier número de disparos especificados con uno o más componentes apuntando al mismo disparo.

2.7. EXTRACT (extracción/reinicio)

EXTRACT es un subprograma de TRAC que extrae datos de componentes desde un archivo de reinicio existente y lo convierte al formato de entrada de TRAC-BF1. Dicha posibilidad de realizar extracciones tiene el objetivo de facilitar al usuario el reinicio de la simulación partiendo de un punto de interés.

En momentos de la ejecución del problema especificados por el usuario, TRAC genera automáticamente el archivo de datos de volcado (dump) TRCDMP, que contiene la descripción del estado del sistema. De cualquiera de estos puntos puede partirse para inicializar todo el sistema o parte de él para cálculos posteriores o para ejecutar EXTRACT nuevamente (ver Figura



* Con los valores calculados en el punto especificado del tiempo.

Figura 2.8: Aplicación del subprograma de TRAC-BF1 EXTRACT.

2.8). Los tiempos de generación de volcado se determinan con base en distintos criterios. El usuario puede especificar un intervalo de volcado en las tarjetas de pasos de tiempo. Un nuevo dump será creado cuando se cumpla este intervalo de tiempo desde el último dump. Estos dumps se añaden secuencialmente al final del archivo TRCDMP.

2.8. Estructura de los archivos

Un archivo de entrada (también se le llama consola) de TRAC-BF1 se divide en tipos de datos principales que incluyen:

- control del problema (criterios de convergencia)
- disparos (tarjetas TRIP)
- potencia del reactor
- sistema de control
- comandos para EXTRACT
- datos sobre intervalos/dominios de tiempo.

Estos datos pueden estar en cualquier orden.

2.9. TRAC-U

TRAC-U constituye el proyecto de la UNAM para modernizar y realizar mejoras al código TRAC-BF1. Entre estas mejoras están:

- Nuevo sistema para graficar los resultados de las simulaciones basado en la herramienta gnuplot.
- Desarrollo de una convención para las uniones de los componentes, de tal forma que el nombre de las uniones sea intuitivo y no requiera consultar constantemente la tabla de uniones
- Los manuales de usuario se renovaron con el objeto de facilitar la búsqueda y volver eficiente el desarrollo de archivos de entrada
- A diferencia de TRAC-BF1, en TRAC-U los archivos de salida poseen extensiones, lo que facilita la localización de la información (ver Figura 2.9):

.dmp Archivo binario con los datos del volcado o dump (ver Sección 2.7)

.ext Tarjetas para el nuevo archivo de entrada después de ejecutar EXTRACT.

.grf Datos para la graficación

.jun Datos sobre las uniones de los componentes

.msg Mensajes sobre el tamaño del problema

.num Contiene el archivo de entrada con tarjetas traducidas

.out Archivo de salida

.stp Mensajes de advertencia o error relacionados con la convergencia numérica

.tpw Propiedades termodinámicas del agua.

- Secuencias de comandos para procesar los datos de salida.

Este proyecto no solamente incluye mejoras que permiten utilizar el código con mayor facilidad, sino también amplía sus posibilidades de cálculo. Los cambios notables en las subrutinas correspondientes de Fortran son:

- Se modificaron para incluir tablas de datos de agua supercrítica del Instituto Nacional de Estándares y Tecnología (NIST por sus siglas en inglés, National Institute of Standards and Technology)

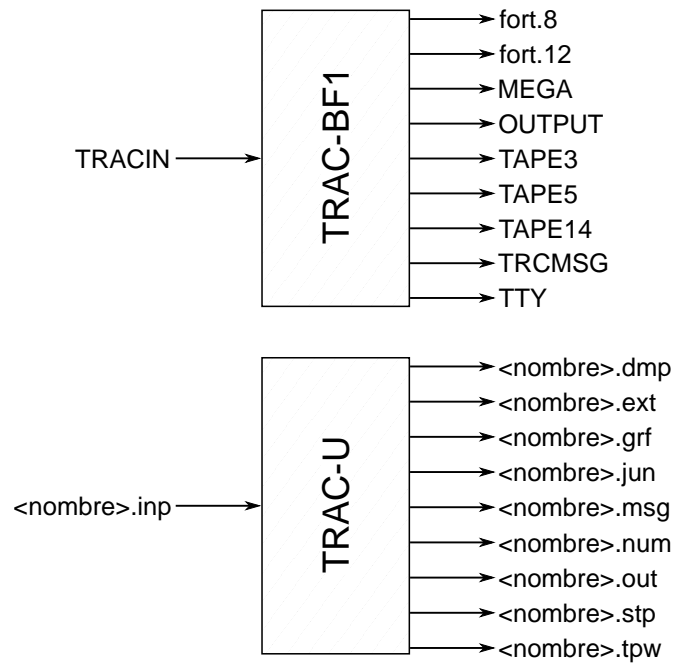


Figura 2.9: Nueva convención para los nombres de archivo.

- Se modificaron las subrutinas correspondientes de Fortran para poder definir un ensamble de combustible de $N \times N$ varillas.³

³Este cambio surgió de la necesidad de modelar un ensamble, como se verá en la Sección 3.3, de más del límite de 8×8 de TRAC-BF1.

3

Modelo en TRAC-U del RBWR-TB2

En este capítulo se describirá el proceso que se llevó a cabo para modelar el RBWR-TB2 en TRAC-U. El modelo del cual se partió es el del BWR-5 de la Central Laguna Verde de 1,931 MWt, mismo que fue desarrollado con el objeto de realizar análisis de LOCA debido a rotura en la tubería de recirculación, de manera que el primer paso que se tomó fue el de obtener el estado estacionario eliminando los componentes **BREAK** que representaban las trayectorias de fuga que inicialmente estaban conectados a la bomba de recirculación y a la tubería de conexión a la vasija del reactor (ver PUMP18 y PIPE20 en la Figura 3.1).

La vasija del reactor consta de 16 niveles axiales, 4 anillos radiales y una sección azimutal. El núcleo del reactor tiene 444 ensambles de combustible representados por tres componentes **CHAN** distribuidos de la siguiente manera:

- **CHAN04**: 112 centrales
- **CHAN05**: 264 medios
- **CHAN06**: 68 periféricos.

Cada uno de estos componentes se divide en 11 celdas, de las cuales 2 representan a la placa de sujeción inferior y las 9 restantes definen la región neutrónica del núcleo.

El modelo resultante después de realizar los cambios aplicados en este capítulo corresponde al de un reactor RBWR-TB2 con la mitad de la potencia nominal del diseño original. El número de ensambles de combustible (ver Figura 1.1) será de 360, distribuidos de la siguiente manera:

- CHAN04: 91 centrales
- CHAN05: 214 medios
- CHAN06: 55 periféricos.

3.1. Dimensiones del núcleo

La primera transformación realizada al modelo base fue reducir la altura total del núcleo tal como se muestra en la Figura 3.2. Las alturas de las celdas se definieron de tal forma que correspondan a la longitud de las regiones del ensamble del RBWR-TB2 (ver Figura 1.10). La zona central de uranio empobrecido es representada por las celdas 5 y 6.

3.2. Distribución de potencia axial

En la Figura 3.3 se muestra el perfil de potencia axial reportado por Hitachi para el RBWR-TB2.^[10] Para establecer este perfil de potencia axial en el archivo de entrada, a las variables correspondientes se les asignaron valores promedio de potencia axial en el inicio del ciclo de combustible (curva gris de la Figura 3.3) en cada celda de la región neutrónica de los componentes CHAN (ver Figura 3.4). A las zonas absorbentes de neutrones y a los plena se les asignaron valores de potencia axial relativa muy pequeños.

3.3. Modelo del ensamble de combustible

En los reactores enfriados por agua, usualmente se tienen dos tipos de configuraciones de las varillas de combustible: cuadrada y hexagonal, como se indica en la Figura 3.5.

El enfoque más común consiste en definir las fronteras del subcanal a partir de líneas que pasan por los centros de las varillas, como se muestra en la Figura 3.5. Esta definición ha sido

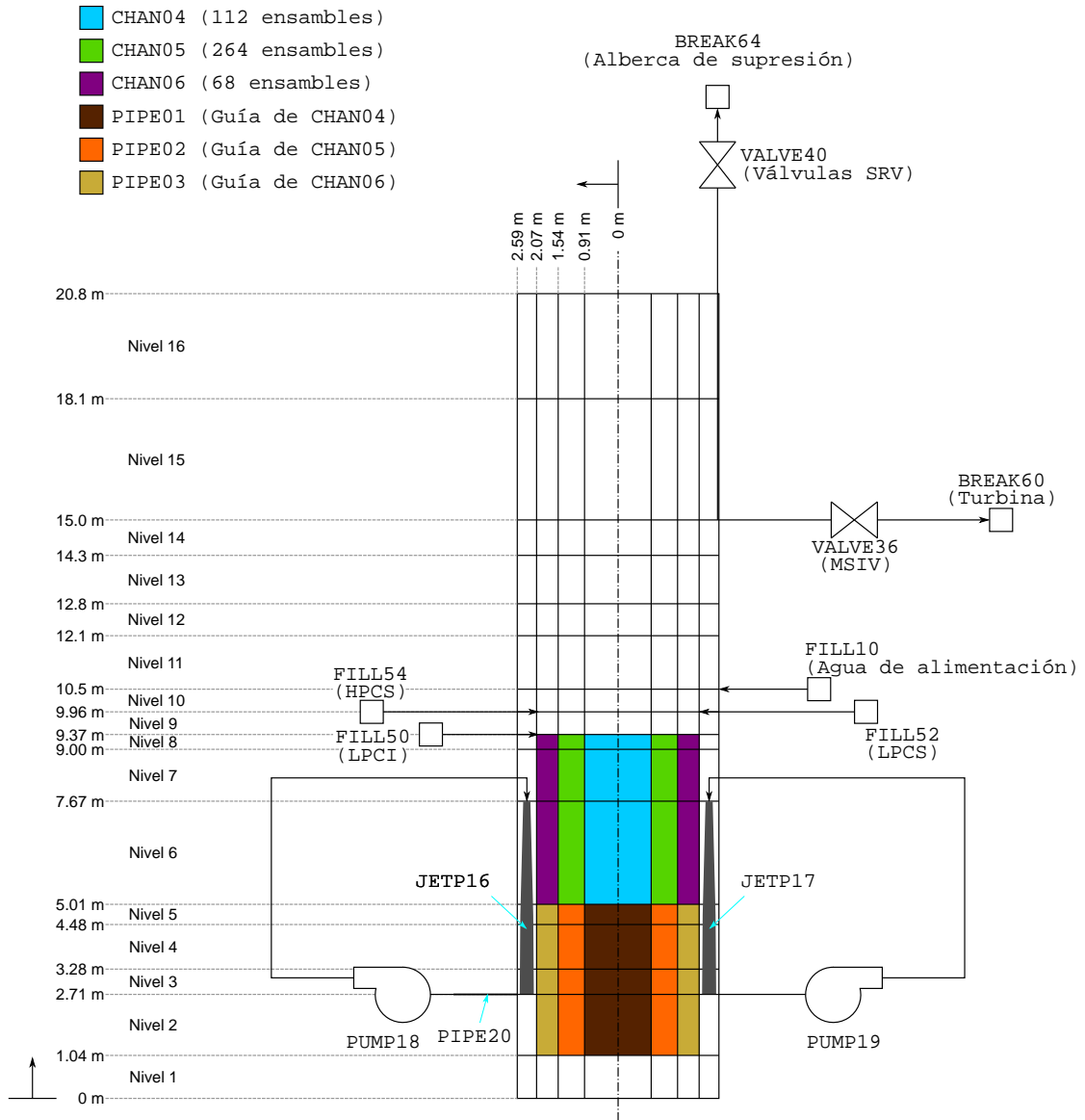


Figura 3.1: Diagrama del modelo base BWR-5 en estado estacionario.

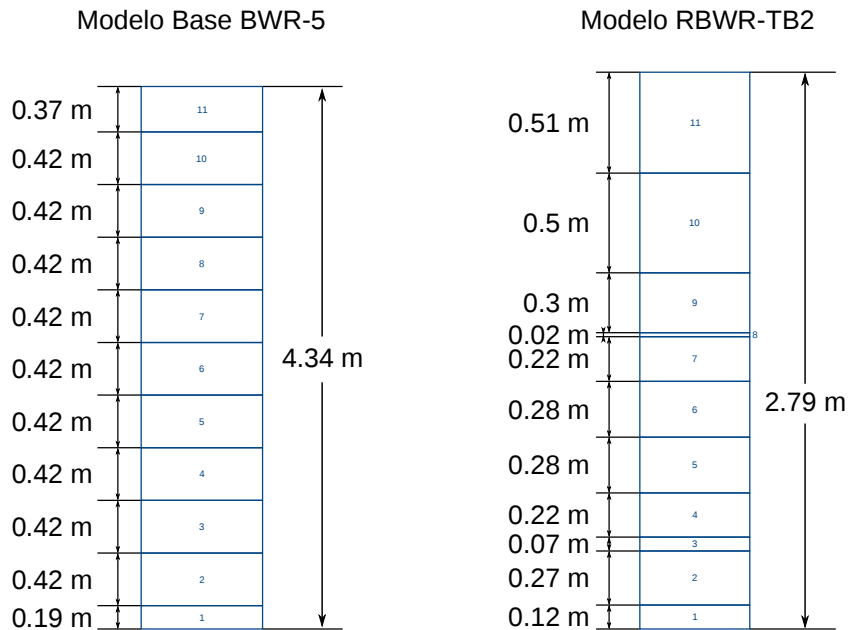


Figura 3.2: Modificación de la nodalización de los componentes CHAN.

utilizada en varios códigos que realizan análisis de subcanal. Para una configuración fija, dos parámetros geométricos — diámetro de la varilla y paso (en inglés, pitch) — serán necesarios para describir el tamaño del subcanal. La Figura 3.6 muestra el diámetro hidráulico del subcanal como función de la razón paso a diámetro para ambas configuraciones de las varillas (para dos diámetros de varilla: 9.5 mm y 12.3 mm)^[11].

En el código TRAC no se tiene la posibilidad de modelar un ensamble de combustible hexagonal; todos son cuadrados. La forma de modelar el ensamble de combustible propuesta en esta tesis es mediante la definición de un ensamble cuadrado de 20×20 para obtener un número cercano a las 397 varillas de combustible. Este procedimiento se justifica dado que, durante su ejecución, TRAC concentra todas las varillas en un solo elemento rodeado de refrigerante, como puede observarse en la Figura 3.7.

3.4. Distribución de vacíos

En la Figura 3.8 se muestra la distribución de vacíos en el núcleo del RBWR-TB2 según las simulaciones de Hitachi.^[10] Como puede observarse, en la cobija superior se alcanza una fracción de vacío de aproximadamente 80%. Para obtener una fracción de vacío cercana a

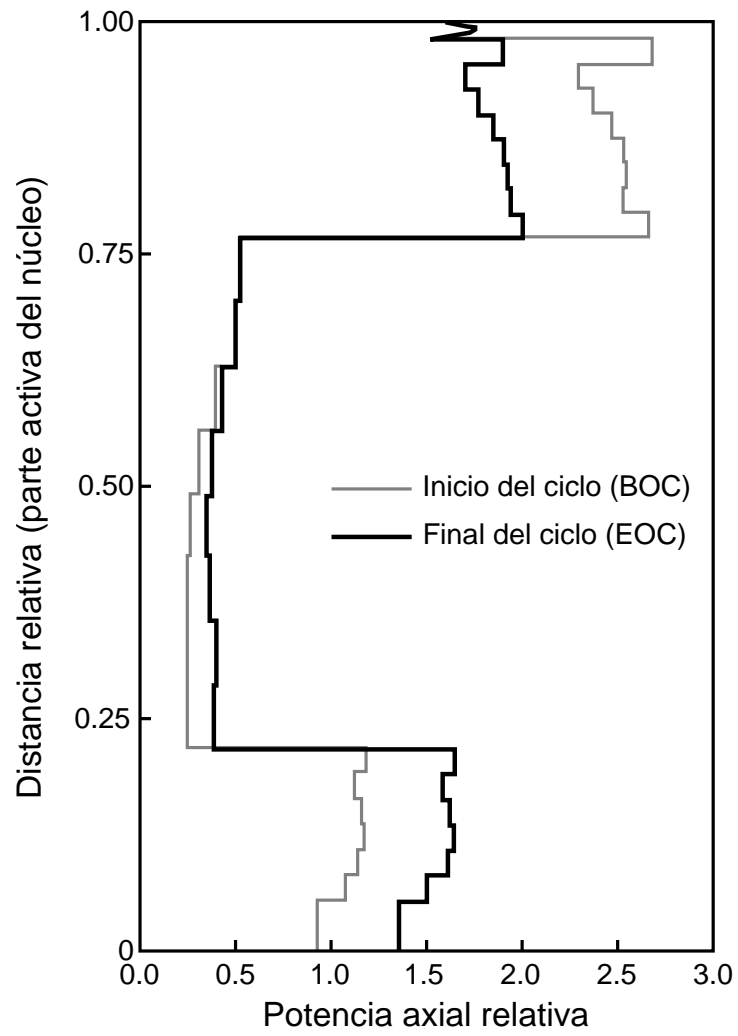
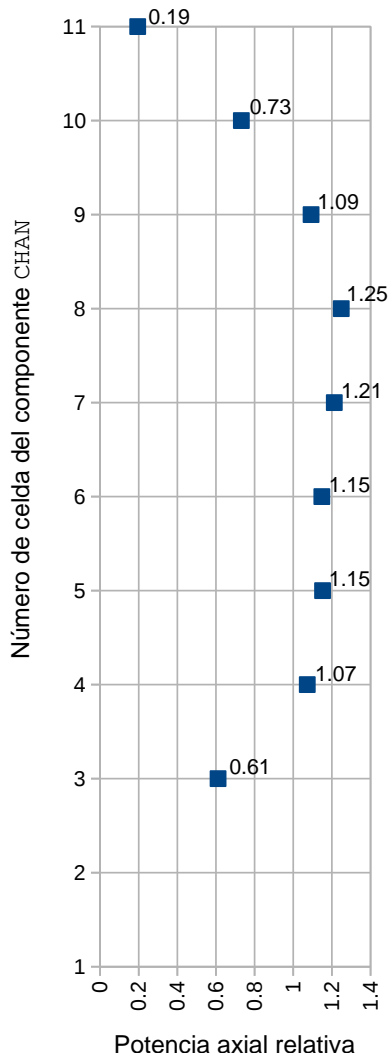


Figura 3.3: Perfil de potencia axial del RBWR-TB2 reportado por Hitachi.

Modelo Base BWR-5



Modelo RBWR-TB2

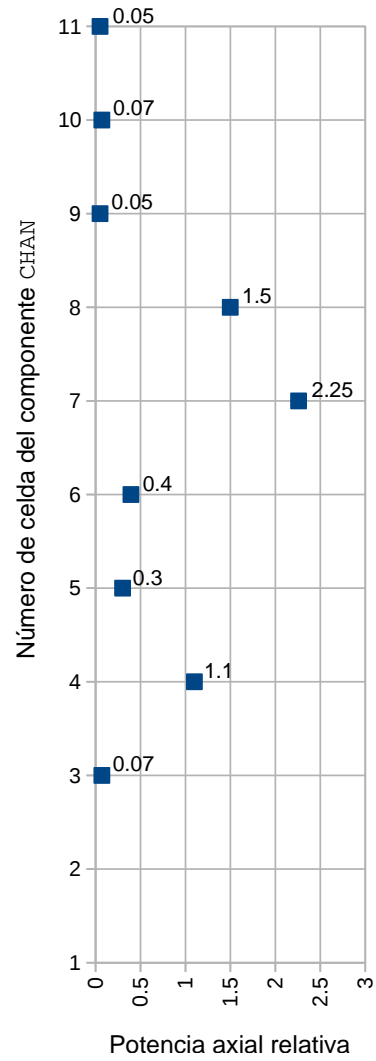


Figura 3.4: Valores de potencia axial relativa introducidos en TRAC.

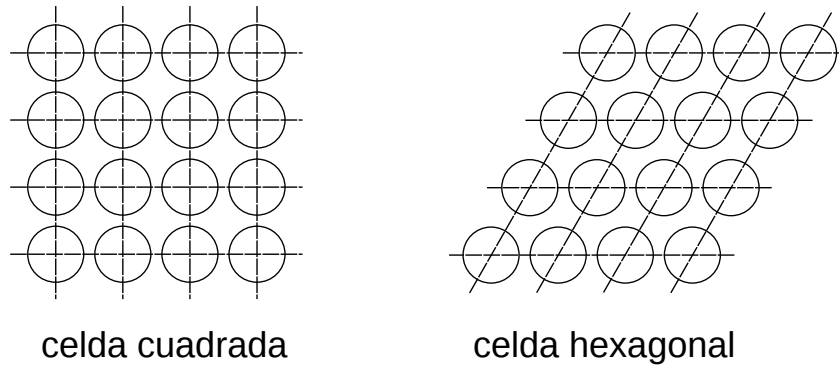


Figura 3.5: Configuración de elementos de combustible.

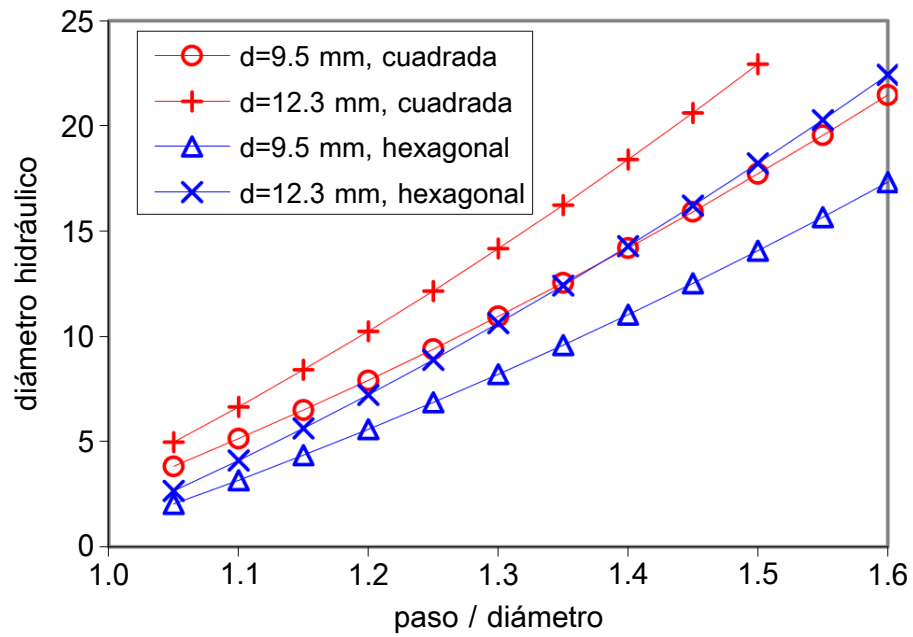
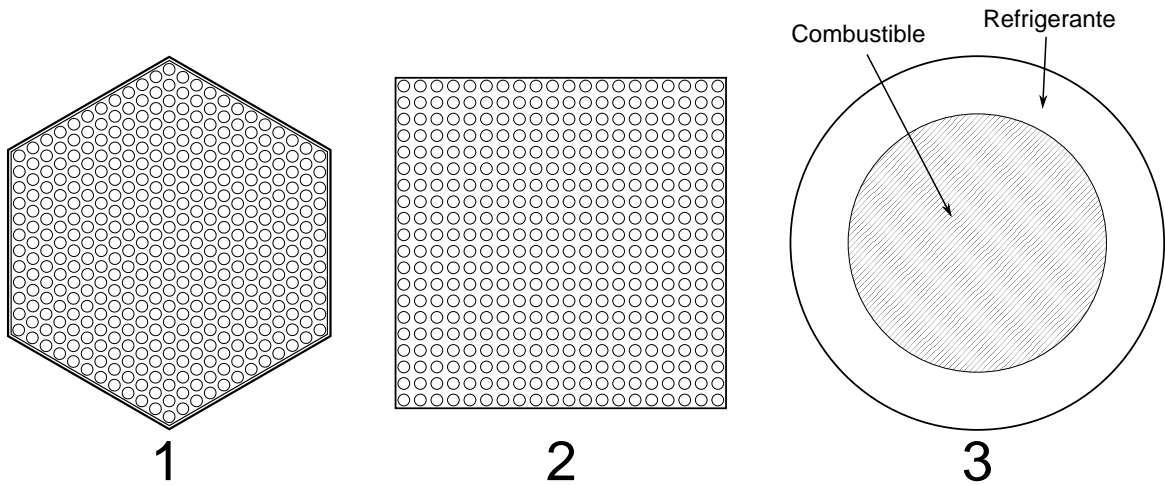


Figura 3.6: Diámetro hidráulico de subcanales en un ensamble de combustible.



1. Ensamble de combustible del RBWR-TB2 (397 varillas)
2. Definición en el archivo de entrada de un ensamble de 20 x 20 (400 varillas)
3. Abstracción realizada por TRAC para el procesamiento.

Figura 3.7: Procedimiento utilizado para definir al ensamble de combustible del RBWR-TB2 en TRAC-U.

ese valor en el modelo, se procedió a reducir el flujo de recirculación, el cual nominalmente es menor al que se tiene en el ABWR. En la Figura 3.9 se muestra la distribución de vacíos obtenida al ejecutar TRAC-U.

3.5. Inclusión de la Línea de vapor

El modelo base no cuenta con una línea de vapor (ver Figura 3.1), la cual es necesario incluir para poder simular transitorios como el disparo de turbina. La línea de vapor propuesta se muestra en la Figura 3.10. Este modelo consta de un componente TEE con 10 celdas en la tubería primaria y 3 en la tubería secundaria. En las celdas terminales se establecieron condiciones de frontera del domo del reactor (BREAK20) y la entrada a la turbina (BREAK60). Se incluye también la válvula de bypass (VALVE25) y las condiciones de frontera de la entrada al condensador (FILL23)¹.

Los volúmenes de las celdas y las áreas de flujo de la tubería primaria equivalen a la suma de las áreas de flujo de las cuatro líneas de vapor de la central real; asimismo, las áreas de

¹Se utilizó un componente FILL para poder simular las condiciones de estrangulamiento^[12] de la válvula del bypass en el disparo de turbina.

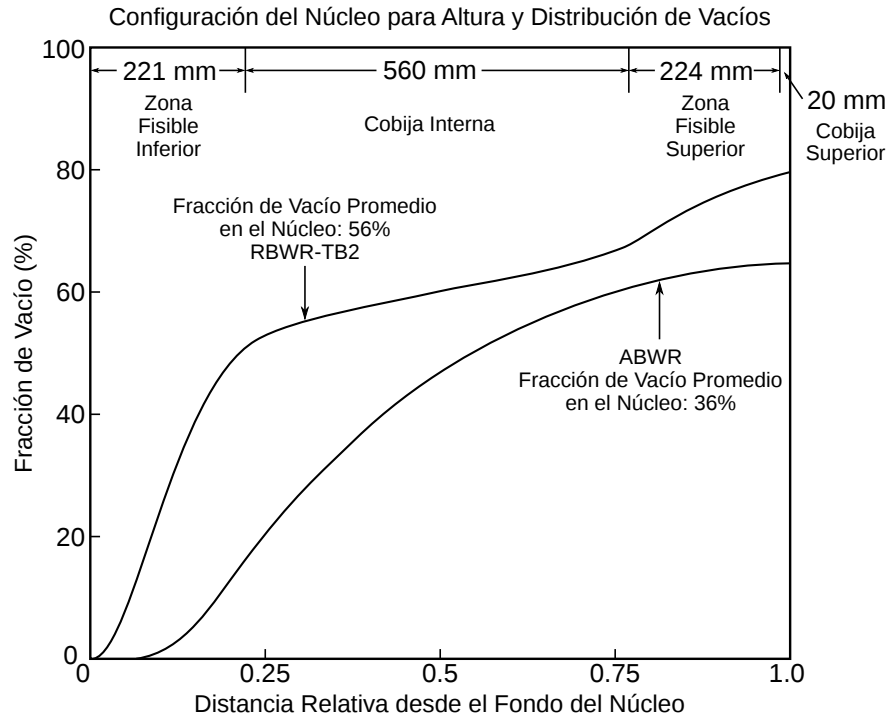


Figura 3.8: Fracción de vacío para el RBWR-TB2 reportada por Hitachi.

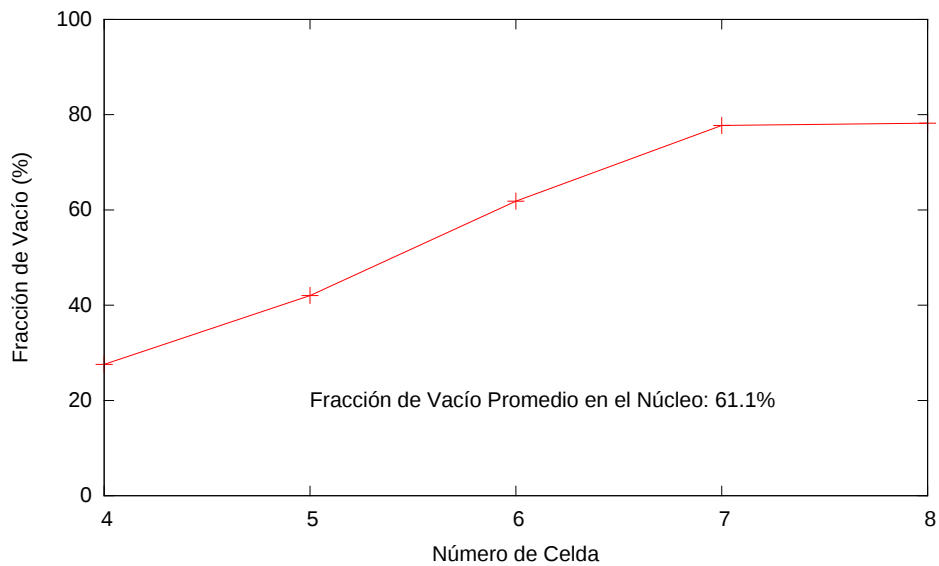


Figura 3.9: Distribución de vacíos en el modelo de RBWR-TB2 en TRAC-U.

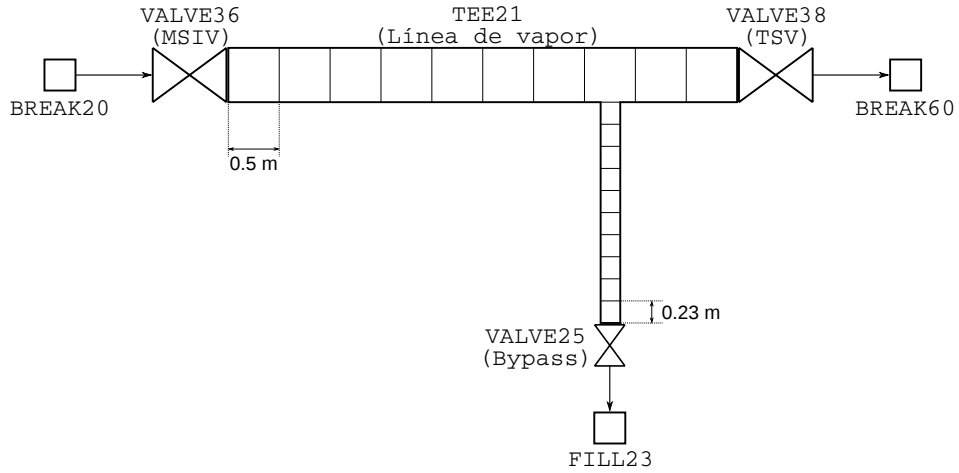


Figura 3.10: Modelo de línea de vapor para el modelo original.

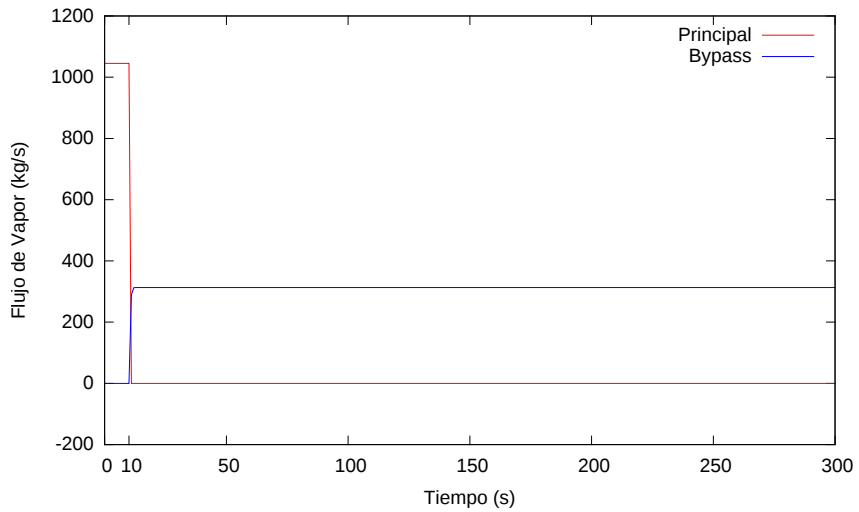


Figura 3.11: Prueba realizada al modelo de línea de vapor. En $t = 10$ s, la válvula de paro de turbina cierra y la válvula de bypass abre.

las caras de las celdas de la tubería secundaria se calcularon de tal forma que el flujo fuera de aproximadamente 35 % del flujo de vapor principal, como ocurre en la planta BWR-5 real (ver Figura 3.11, en la que se aprecia cómo al cerrar y abrir simultáneamente las válvulas de paro de turbina y bypass, respectivamente, el flujo decrece hasta ser aproximadamente de una tercera parte del flujo principal).

Una vez obtenidos los parámetros de operación, el componente **BREAK20** fue sustituido con una conexión a la salida del reactor.

4

Análisis del Disparo de Turbina para el RBWR

El disparo de turbina es un transitorio de frecuencia moderada que se define como la interrupción del funcionamiento de la turbina mediante el cierre de sus válvulas de admisión o paro (turbine control/stop valve) y la consecuente interrupción del suministro de vapor.^[13] El cierre súbito de la válvula de paro puede ser producido por diversas fallas del sistema nuclear. Algunos ejemplos son: alto nivel en los separadores de humedad o en los tanques de drenado de los precalentadores, vibraciones considerables, alto nivel en la vasija del reactor, pérdida de control sobre la presión del fluido, condición de vacío insuficiente en el condensador y la parada realizada por el operador.

El cierre de las válvulas de paro da lugar a un apagado de emergencia del reactor (scram) vía señales de posición enviadas al sistema de protección. Asimismo, inicia el disparo del sistema de recirculación, por lo cual el caudal del núcleo se deberá exclusivamente al fenómeno de circulación natural.

El sistema de despresurización automática opera las válvulas de alivio en forma independiente cuando el valor de la presión en el sistema excede los puntos de ajuste de la instrumentación.

La secuencia de eventos para el disparo de turbina según el informe del análisis final de seguridad (FSAR, por sus siglas en inglés: Final Safety Analysis Report) de la Central Laguna Verde aparece en la Tabla 4.1. En la Figura 4.1 se muestra el comportamiento de los parámetros más relevantes de la planta.^[14]

Tabla 4.1: Secuencia de eventos para el disparo de turbina según el FSAR de Laguna Verde (asociada a la Figura 4.1)

t (s)	Evento
0	El disparo de turbina inicia el cierre de las válvulas de paro principales.
0	El disparo de turbina inicia la operación del bypass.
0.01	Las válvulas de paro principales de la turbina alcanzan el 90 % de la posición abierta, inician el apagado del reactor (scram) y el disparo de las bombas de recirculación.
0.10	Válvulas de paro de turbina cerradas totalmente.
0.10	El bypass de la turbina comienza a abrir para regular la presión.
0.14	Cese del suministro eléctrico a los motores de las bombas de recirculación, lo que causa la reducción del flujo a través del núcleo hasta ser únicamente por circulación natural.
2.06	Actúa grupo 1 de válvulas de alivio.
2.21	Actúa grupo 2 de válvulas de alivio.
2.37	Actúa grupo 3 de válvulas de alivio.
2.56	Actúa grupo 4 de válvulas de alivio.
2.88	Actúa grupo 5 de válvulas de alivio.
4.96	Actúa grupo 6 de válvulas de alivio.
5.28	Disparo de las turbobombas de agua de alimentación por alto nivel en la vasija.
8.46	Todas las válvulas de alivio cerradas.
33.8	El bypass de la turbina comienza a cerrar.
35.0 (est.)	Bypass de la turbina cerrado.
41.9	El bypass de la turbina comienza a abrir de nuevo por incremento de presión en la entrada de la turbina.
50+	Aislamiento de la línea principal de vapor e iniciación de los sistemas RCIC y HPCS por bajo nivel.

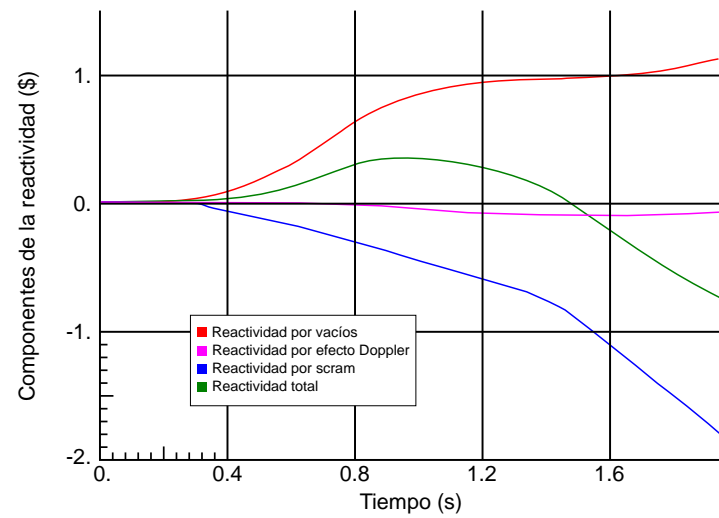
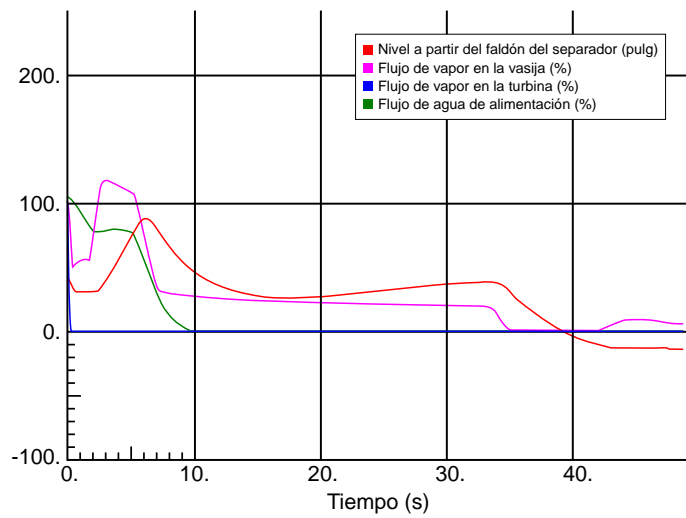
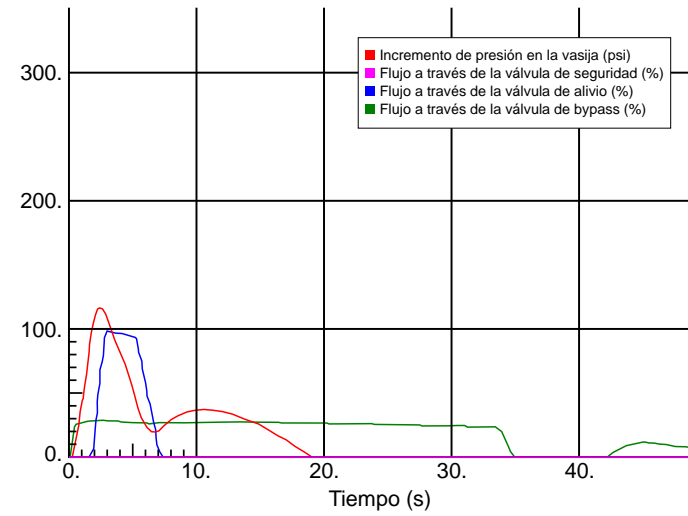
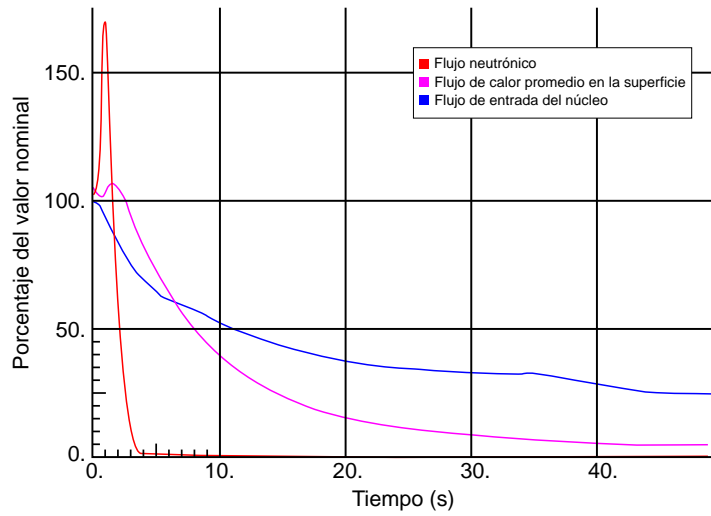


Figura 4.1: Gráfica de la secuencia de eventos del disparo de turbina de acuerdo con el FSAR de la Central Laguna Verde.

4.1. Modelo Base BWR-5

En esta sección se presentan los resultados de la simulación del disparo de turbina con el modelo de BWR-5 con el objeto de comparar los resultados de TRAC con los presentados en las gráficas de la Figura 4.1.

En primer lugar, se muestra la simulación del estado estacionario para presentar las variables que serán analizadas y mostrar su valor inicial. Como puede apreciarse en la Figura 4.2, la potencia es de 1,931 MWt, la fracción de vacío promedio del núcleo de 46.5% y el nivel de líquido de la vasija de aproximadamente 11.2 m.¹ En la Figura 4.3 se muestra que la presión del domo de la vasija tiene un valor cercano a 7 MPa y el flujo de vapor hacia la turbina es prácticamente el nominal (1,045 kg/s). Tanto la válvula de alivio como la del bypass permanecen cerradas.

La actuación de los distintos componentes del sistema para el disparo de turbina se programa mediante las tarjetas TRIP (ver Sección 2.6) y para simular el scram se cuenta con una tabla de reactividad contra tiempo (cuya gráfica aparece en la Figura 4.4). Además, en TRAC se calcula el coeficiente de reactividad mediante una ecuación cuadrática. En el caso del coeficiente de reactividad por vacío del modelo de BWR-5, dicha ecuación es la siguiente:

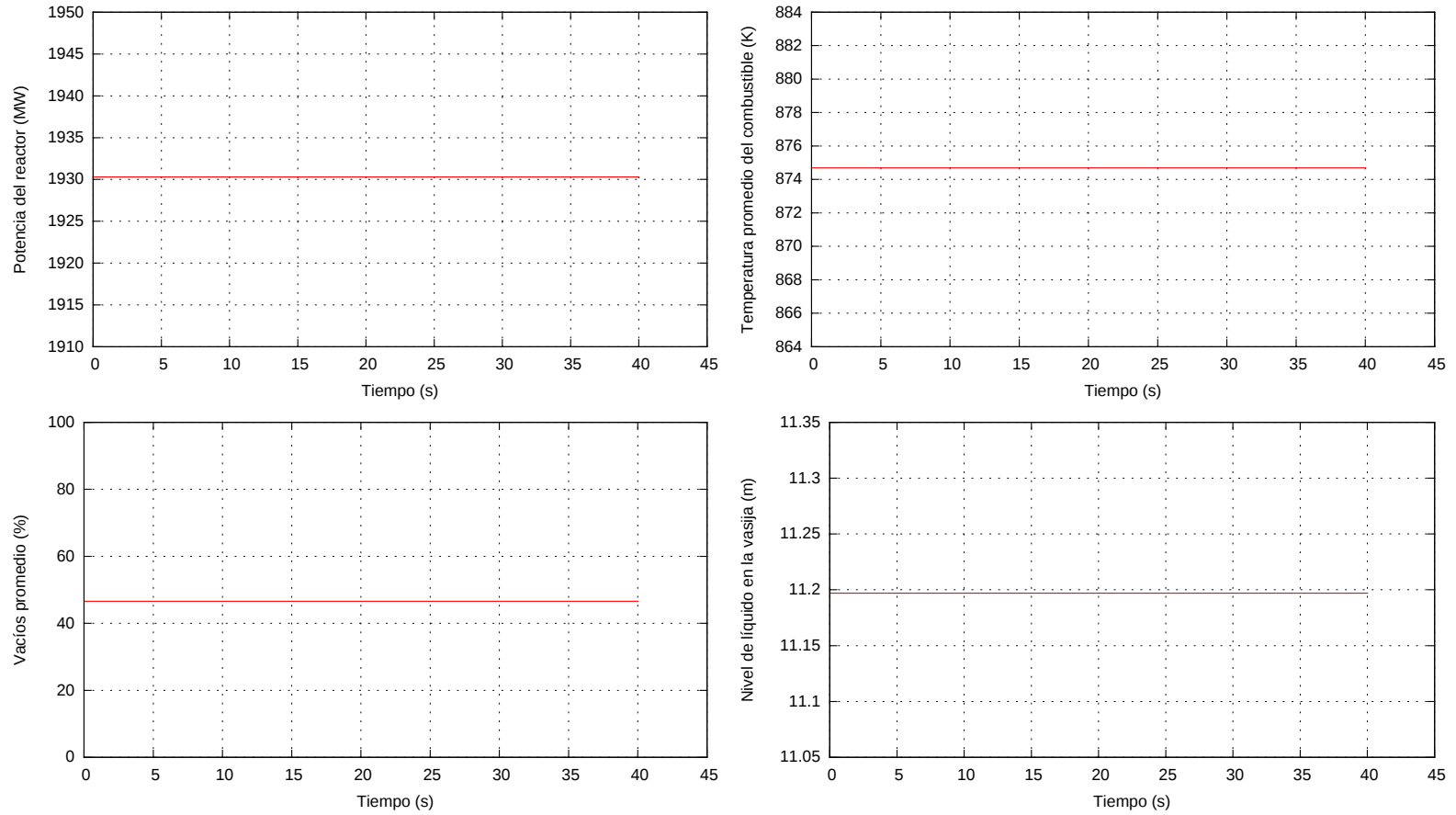
$$\text{Coeficiente de reactividad por vacío} = -0.203 - 0.2743\alpha + 0.1911\alpha^2 \quad (4.1)$$

donde α es la fracción de vacío y los coeficientes del segundo miembro de la ecuación se definieron para obtener un defecto de reactividad razonable.

En las Figuras 4.5 y 4.6 se muestran las gráficas de las mismas variables durante este transitorio. Se puede apreciar que la variación de parámetros como la presión, la potencia, el nivel de la vasija y los componentes de la reactividad (que se muestran en la Figura 4.7) es similar a la reportada en el FSAR de la Central Laguna Verde.

¹Desde la placa soporte de la envoltente del núcleo.

ESTADO ESTACIONARIO PARA EL MODELO BASE BWR-5 (1,931 MWt)



53

Figura 4.2: BWR-5 (estado estacionario): Gráficas de los parámetros relativos a la vasija del reactor.

ESTADO ESTACIONARIO PARA EL MODELO BASE BWR-5 (1,931 MWt)

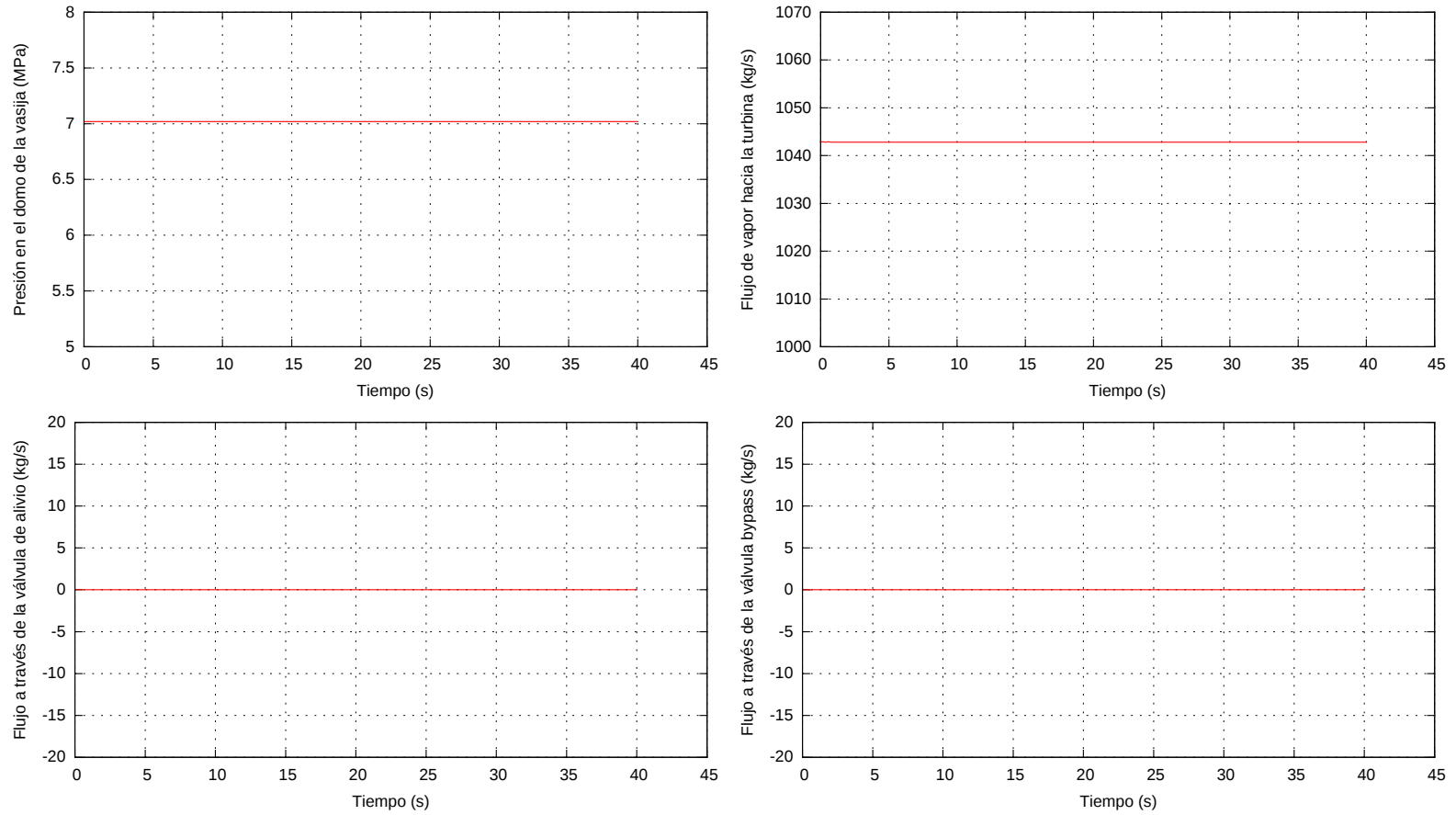


Figura 4.3: BWR-5 (estado estacionario): Gráficas de los parámetros relativos al sistema de vapor principal.

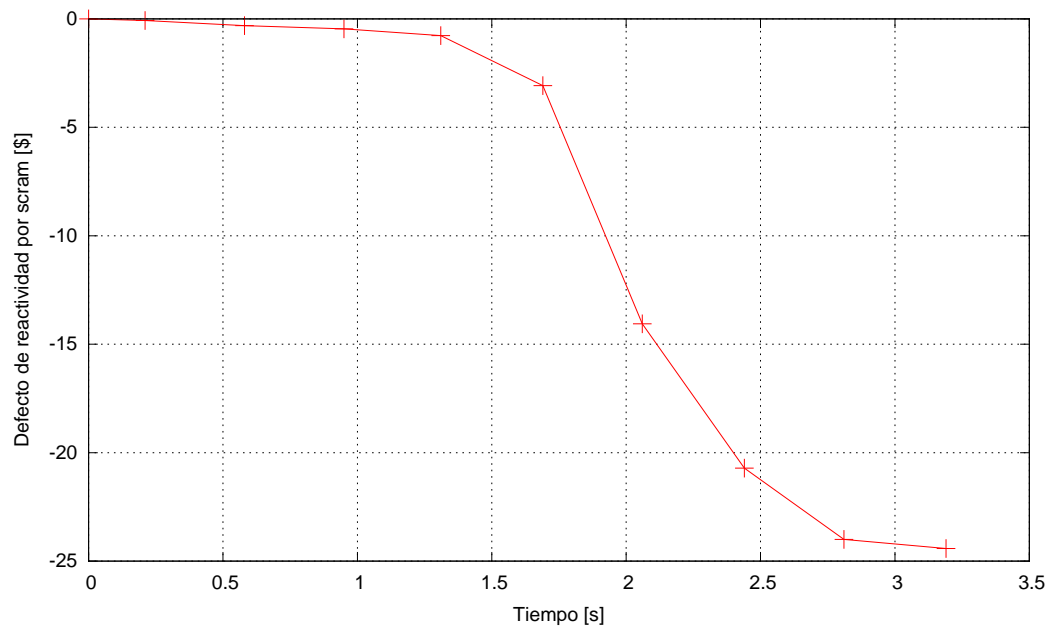
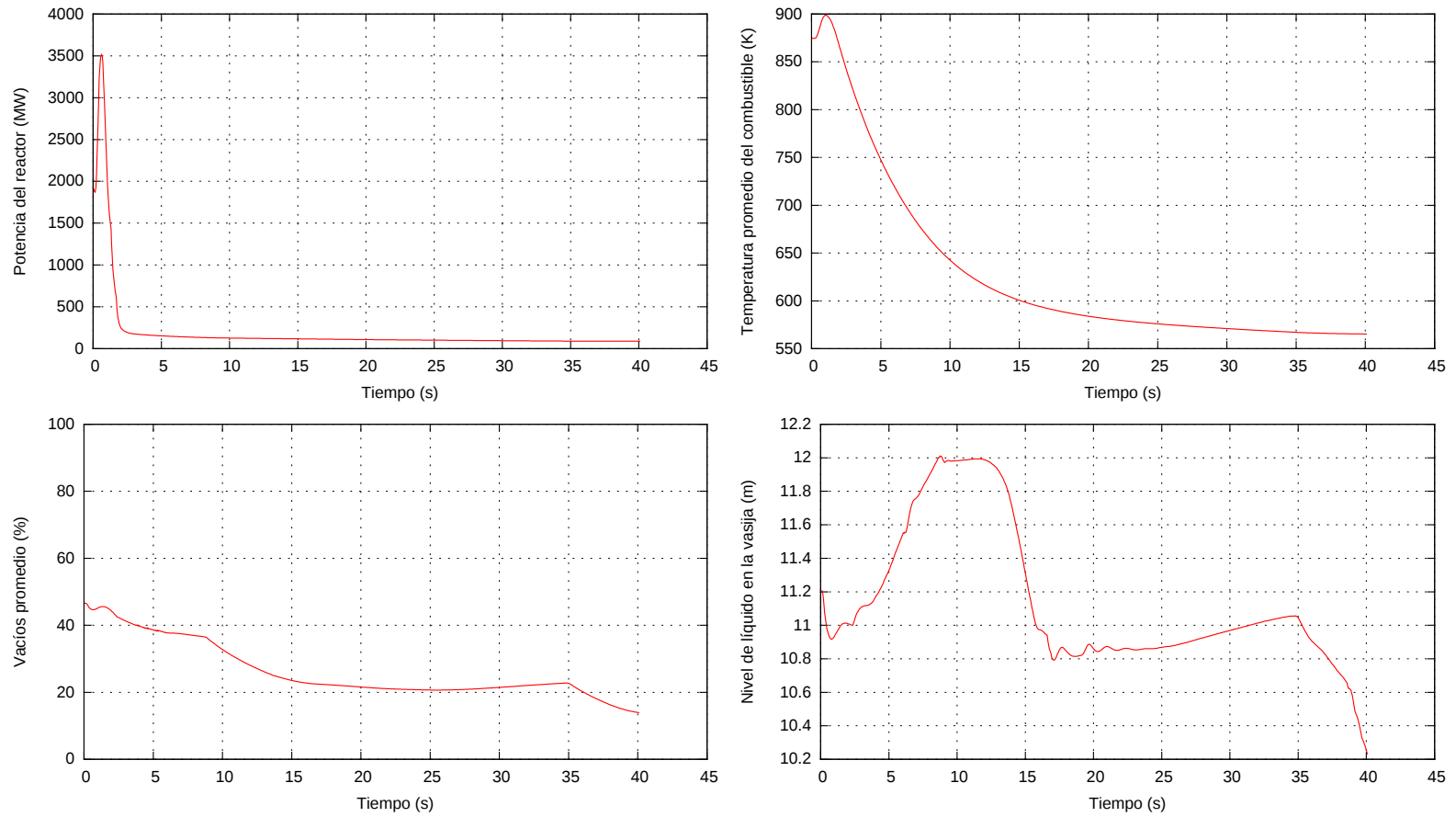


Figura 4.4: Gráfica de la inserción de reactividad negativa para simular el apagado (scram) del reactor.

DISPARO DE TURBINA PARA EL MODELO BASE BWR-5 (1,931 MWt)



95

Figura 4.5: BWR-5 (disparo de turbina): Gráficas de los parámetros relativos a la vasija del reactor.

DISPARO DE TURBINA PARA EL MODELO BASE BWR-5 (1,931 MWt)

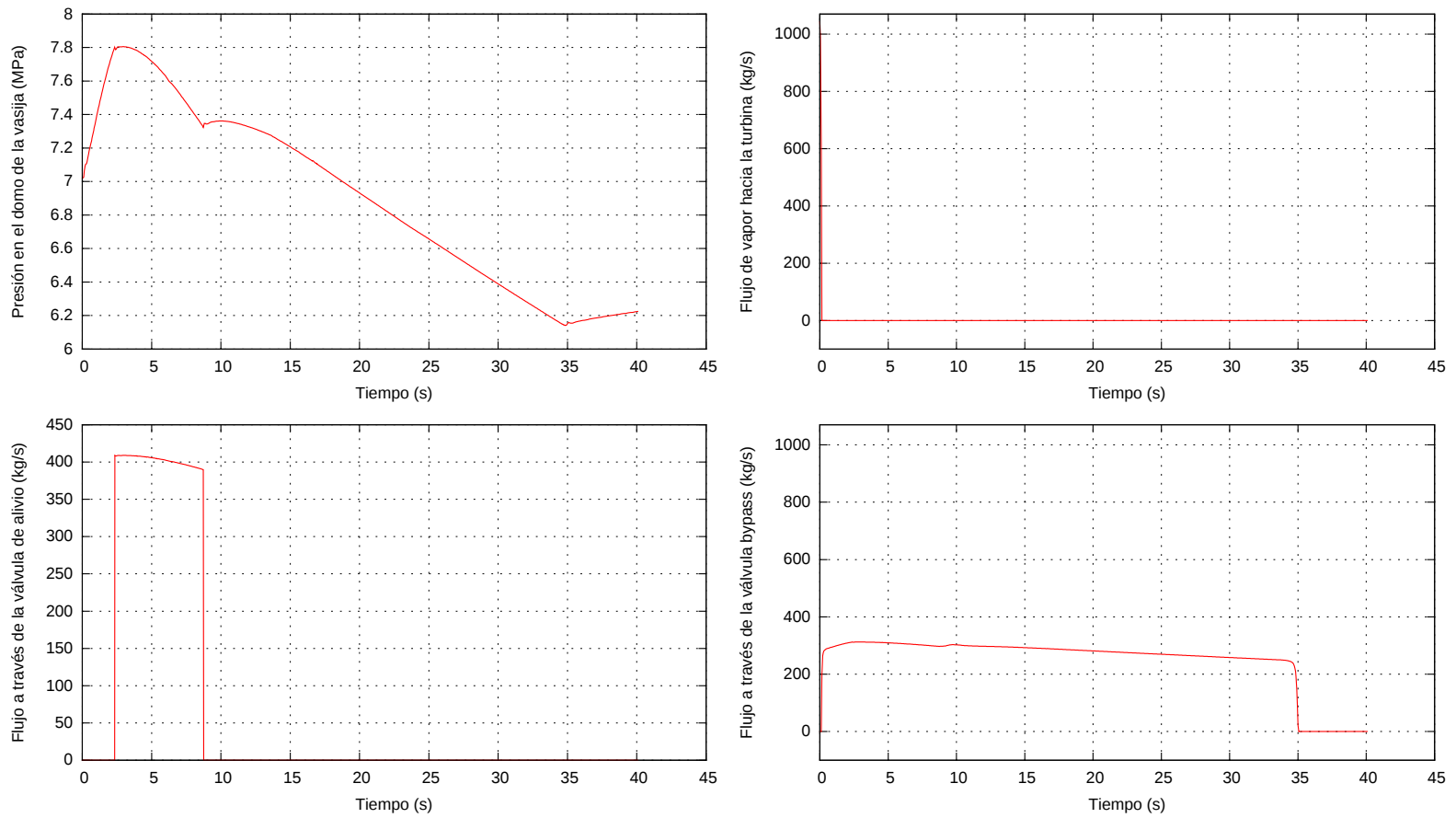
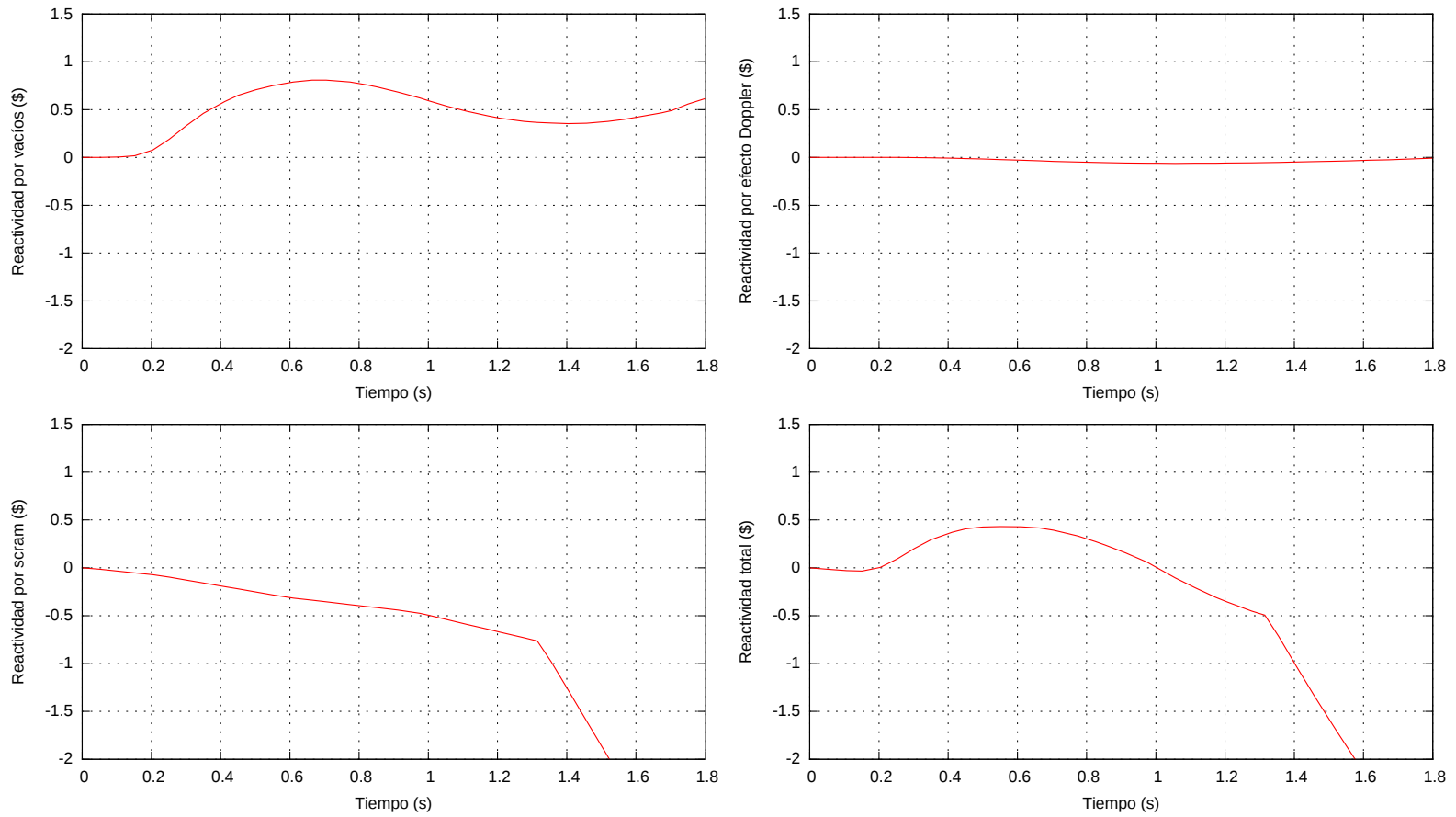


Figura 4.6: BWR-5 (disparo de turbina): Gráficas de los parámetros relativos al sistema de vapor principal.

DISPARO DE TURBINA PARA EL MODELO BASE BWR-5 (1,931 MWt)



89

Figura 4.7: Gráficas de los parámetros relativos a la reactividad.

4.2. Modelo de RBWR-TB2 (1,931 MWt)

En esta sección se presentan los resultados de la simulación del disparo de turbina utilizando el modelo desarrollado en el capítulo anterior que, como se explicó, puede ser visto como un reactor BWR-5 cuyo núcleo es el de un RBWR-TB2 dimensionado a la mitad de la potencia nominal.

La simulación del estado estacionario aparece en las Figuras 4.8 y 4.9. Puede observarse que la potencia del reactor, la presión del domo y el flujo de vapor hacia la turbina son prácticamente iguales a los del caso BWR-5, excepto el nivel de líquido en la vasija, que en este caso es mayor y la temperatura promedio del combustible difiere por 200 K.

El valor de la temperatura promedio del combustible exige analizar el valor pico de la temperatura en las varillas, el cual se tiene de 3,474 K en los canales centrales, de 3,389 K en los canales medios y de 577 K en los canales periféricos.

El modelo de orden reducido que se muestra en la Figura 4.10^[15] fue implementado en Scilab para obtener la superficie mostrada en la Figura 4.11, misma que permite ubicar las características de la transferencia de calor hacia el refrigerante en el punto con el mayor valor de potencia axial relativa tomando en cuenta también la conductancia de la holgura existente entre la pastilla de combustible y el encamisado. Considerando que en el archivo de entrada se les asignó a las varillas de combustible un valor de h_{gap} muy alto, puede concluirse que, por la gran cantidad de vapor presente en el núcleo, la transferencia de calor hacia el refrigerante es muy baja.

Las actuaciones de los distintos componentes del sistema para el disparo de turbina es idéntica a la definida en el modelo BWR-5. Para simular el scram se cuenta con una tabla de reactividad contra tiempo cuya gráfica aparece en la Figura 4.12. La forma de esta curva fue definida considerando la naturaleza del perfil axial de potencia (ver Figura 3.3): al inicio de la inserción, las barras de control inmediatamente deprimen el flujo neutrónico en la zona TRU inferior.

ESTADO ESTACIONARIO PARA EL MODELO DE RBWR-TB2 (1,931 MWt)

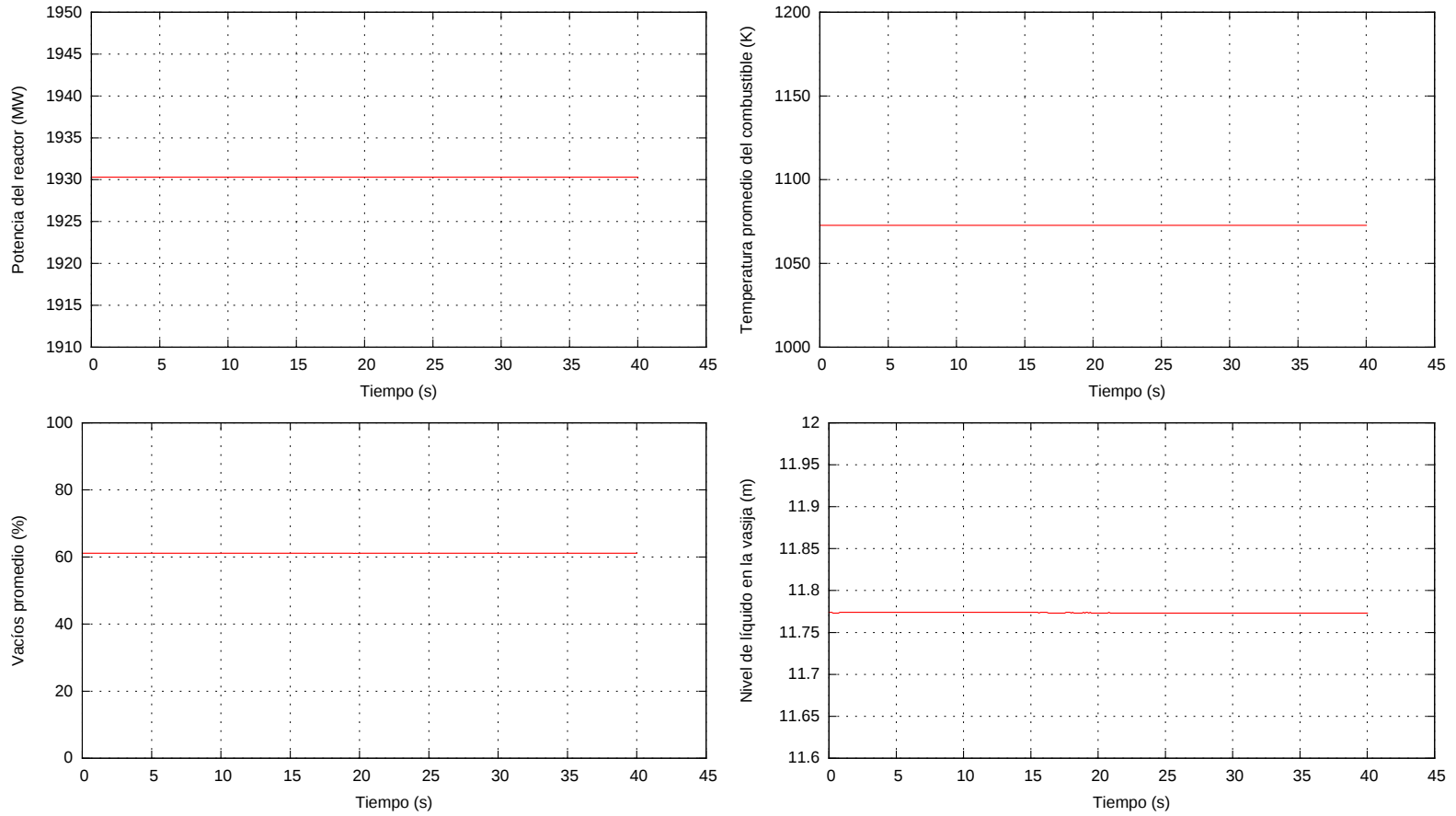


Figura 4.8: RBWR-TB2 (estado estacionario): Gráficas de los parámetros relativos a la vasija del reactor.

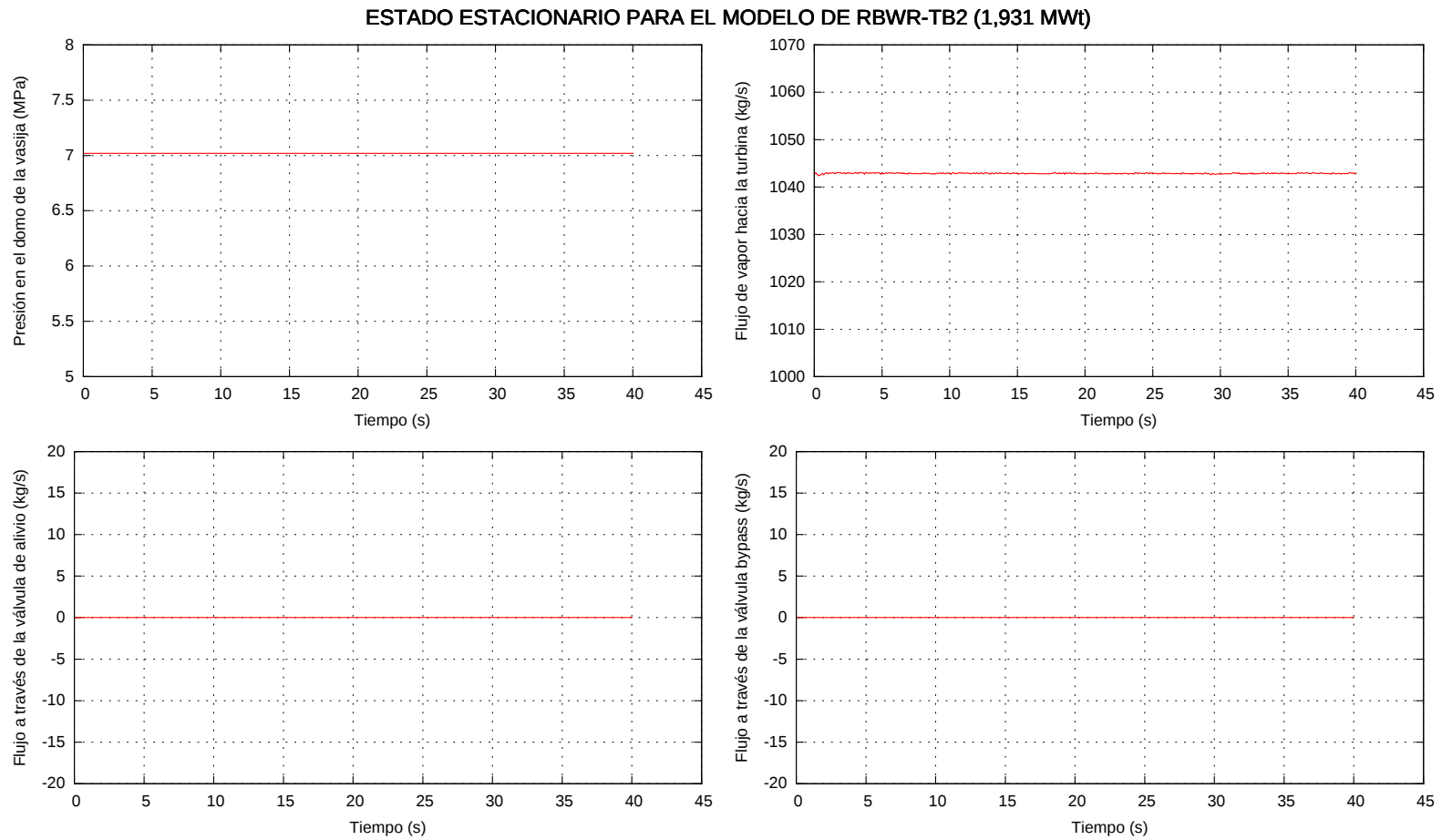


Figura 4.9: RBWR-TB2 (estado estacionario): Gráficas de los parámetros relativos al sistema de vapor principal.

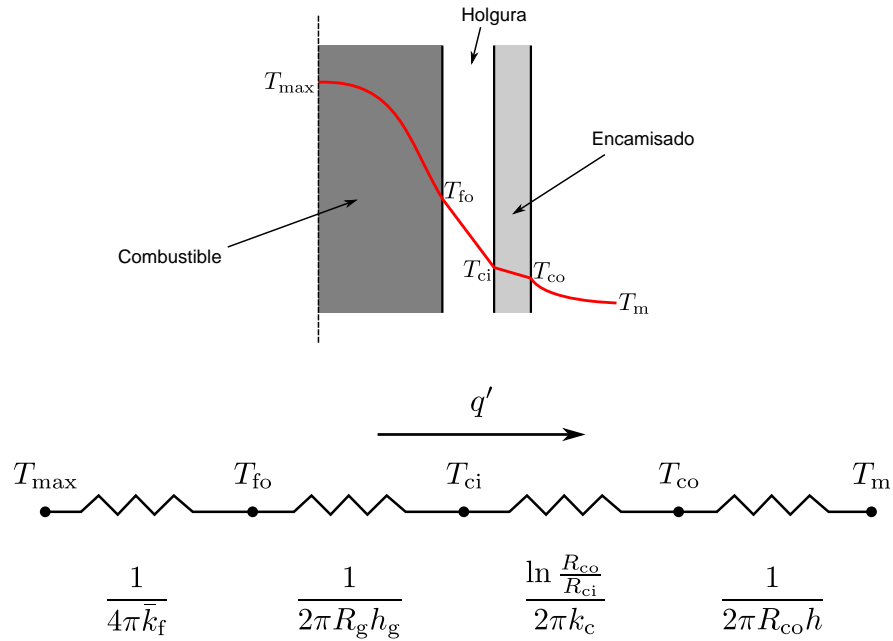


Figura 4.10: Analogía de circuito con resistencias térmicas para obtener el perfil de temperaturas en un elemento de combustible cilíndrico.

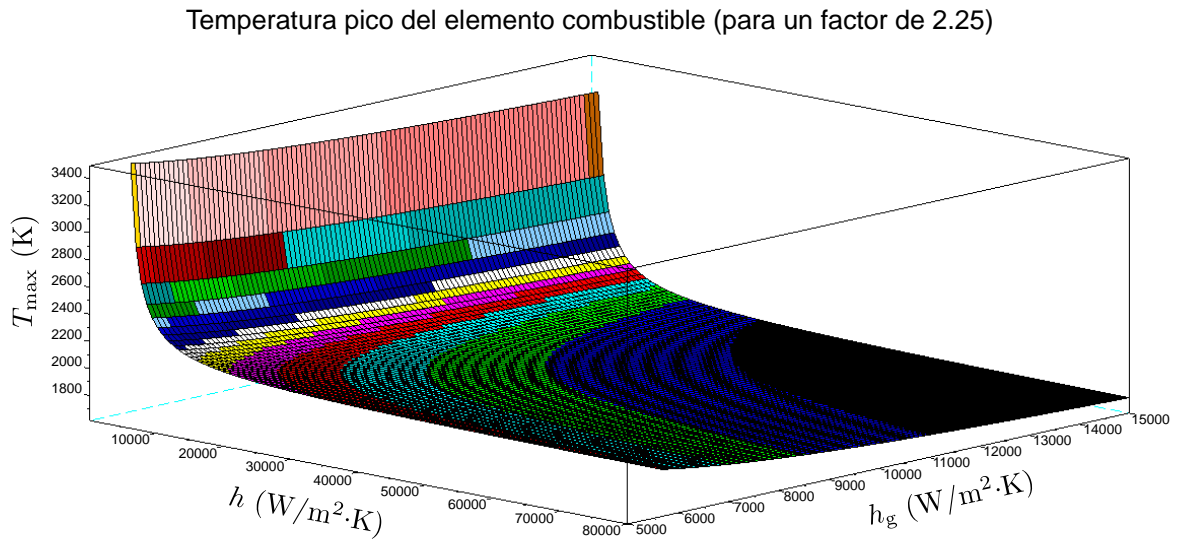


Figura 4.11: Temperatura máxima del elemento combustible en función de los coeficientes de transferencia de calor por convección en la holgura y en el refrigerante.

El polinomio del coeficiente de reactividad por vacío se obtuvo multiplicando el segundo miembro de la Ecuación 4.1 por un factor² de 0.5, para obtener:

$$\text{Coeficiente de reactividad por vacío} = -0.1015 - 0.13715\alpha + 0.09555\alpha^2 \quad (4.2)$$

En las Figuras 4.13 y 4.14 se muestran las gráficas de las variables durante este transitorio. Los componentes de la reactividad se muestran en la Figura 4.15, donde puede apreciarse el impacto de restarle negatividad al coeficiente de reactividad por vacío. Como puede observarse, la presión del domo no excede el punto de ajuste las válvulas de alivio (establecido en 7.8 MPa) y, por tanto, no actúan las válvulas de alivio

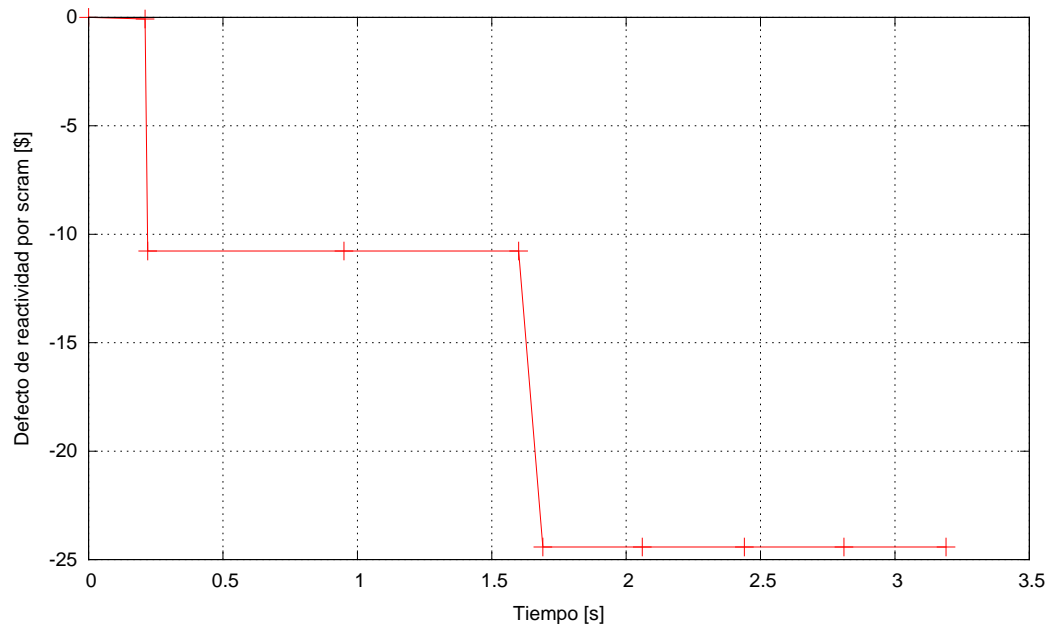


Figura 4.12: Gráfica de la inserción de reactividad negativa para simular el apagado (scram) del reactor.

²Este cambio se hizo con el objeto de restarle suficiente negatividad al coeficiente de reactividad por vacíos calculado por TRAC (ver valores en la Tabla 1.1).

DISPARO DE TURBINA PARA EL MODELO DE RBWR-TB2 (1,931 MW)

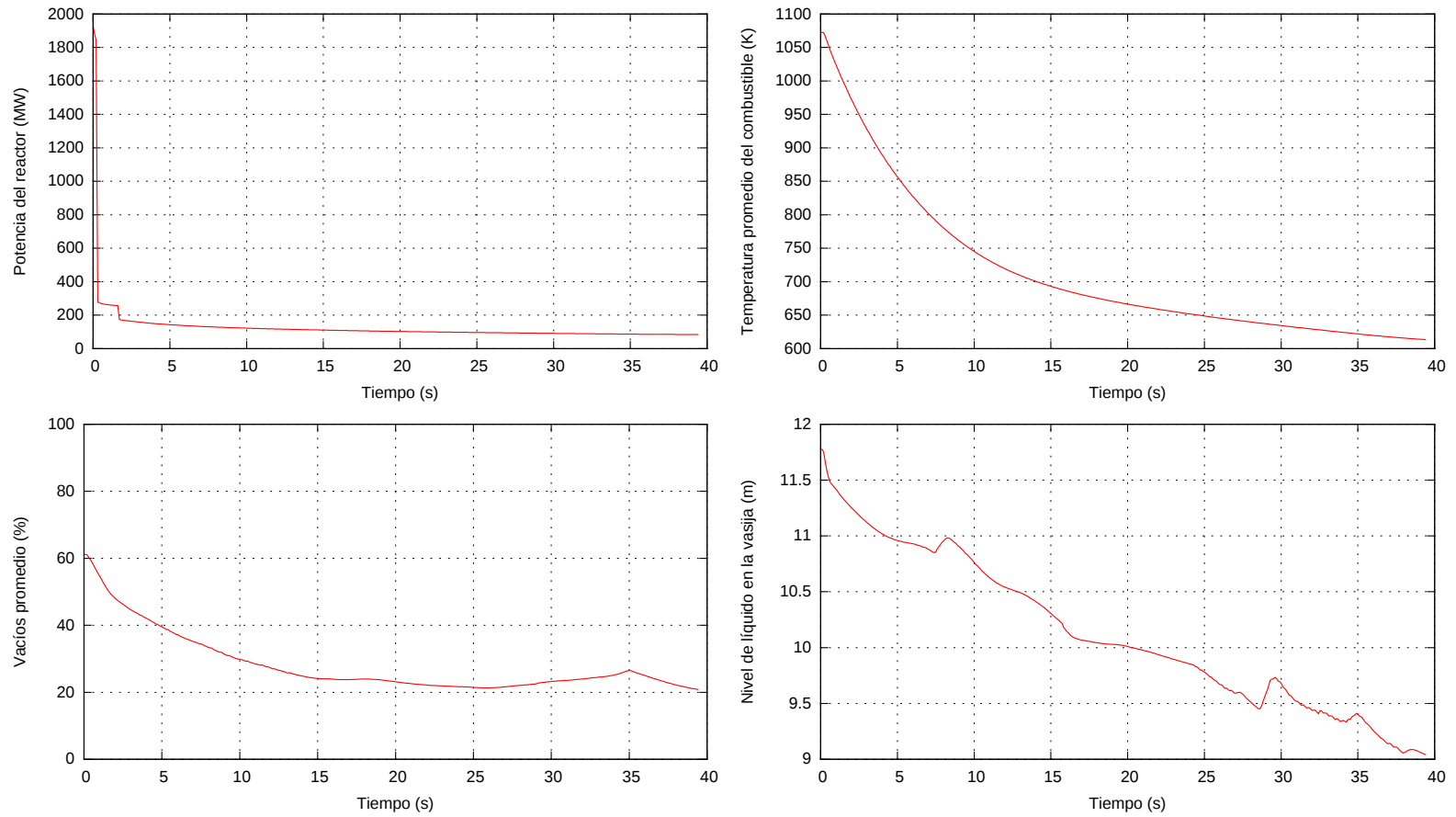


Figura 4.13: RBWR-TB2 (disparo de turbina): Gráficas de los parámetros relativos a la vasija del reactor.

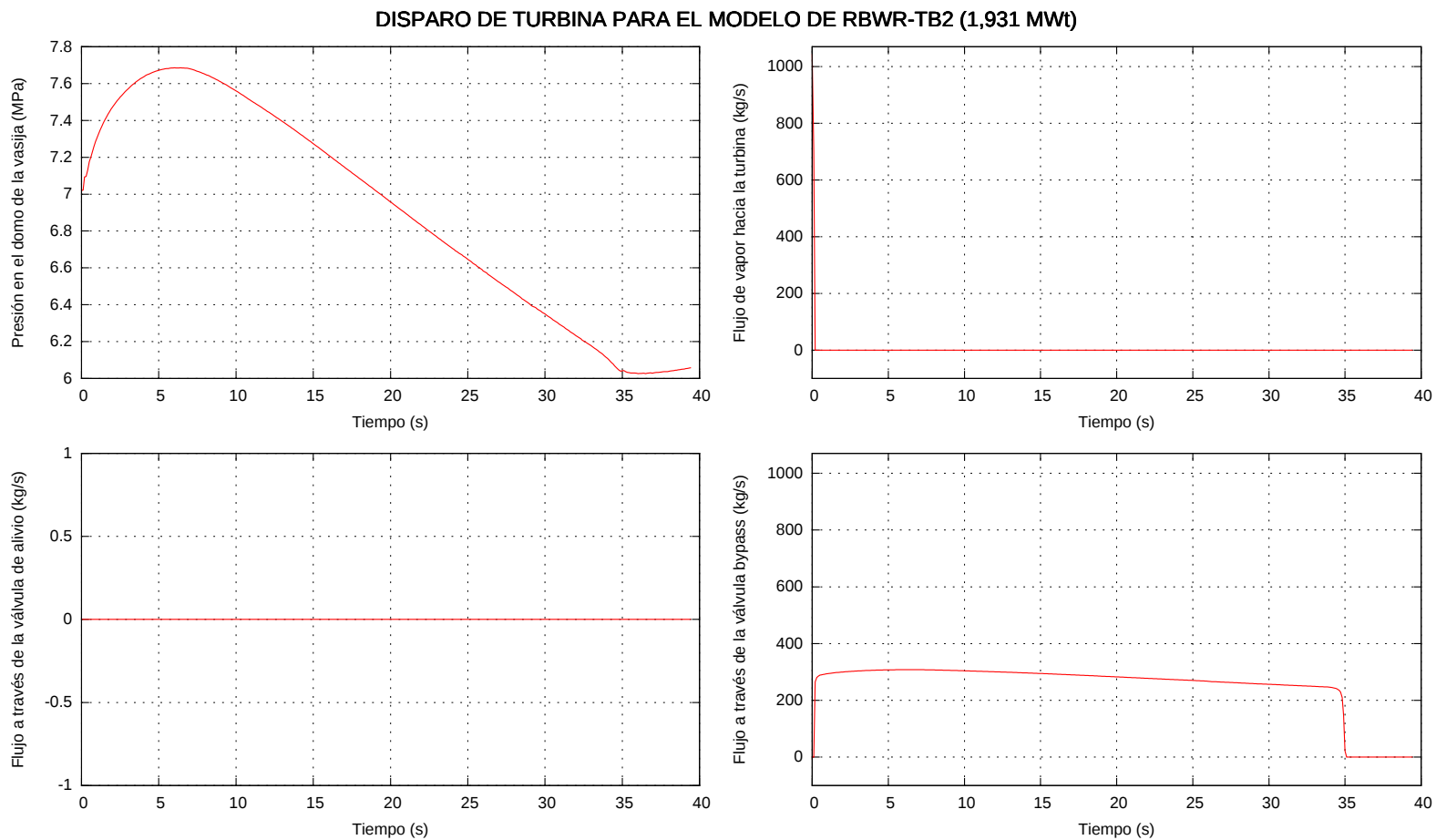


Figura 4.14: RBWR-TB2 (disparo de turbina): Gráficas de los parámetros relativos al sistema de vapor principal.

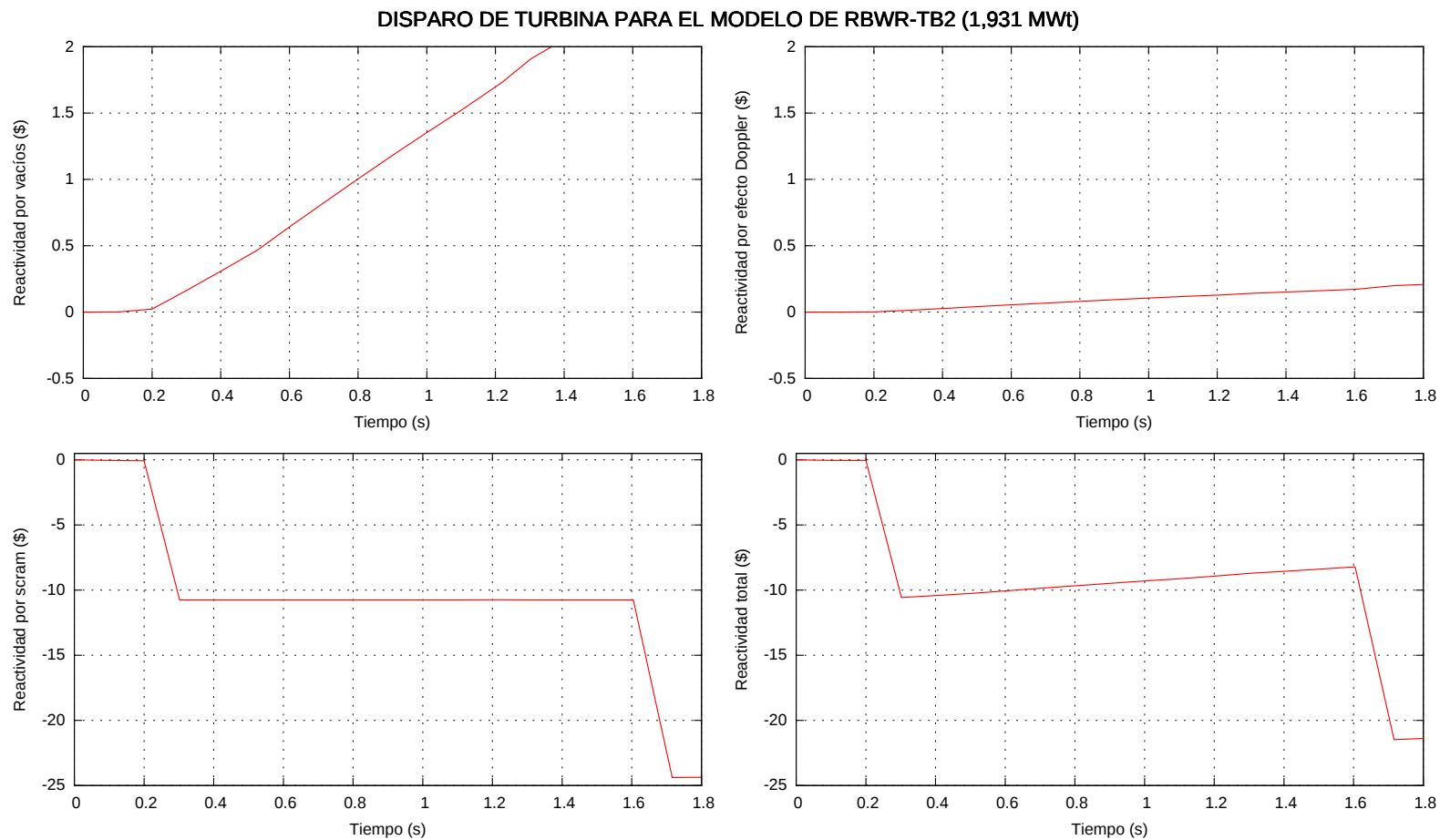


Figura 4.15: RBWR-TB2 (disparo de turbina): Gráficas de los parámetros relativos a la reactividad.

4.3. Modelo de RBWR-TB2 Hitachi

En esta sección, en el análisis se consideran la potencia nominal (3,926 MWt) y las dimensiones de la vasija del reactor propuestas por Hitachi (ver Figura 1.2). A la vasija se le asignó una altura de 16.7 m y un diámetro de 7.1 m. Para completar esta modificación, también fue necesario reducir la altura del plenum inferior y la longitud de los tubos guía de las barras de control. En la Figura 4.16 se muestra la nueva nodalización del componente VESSEL.

Las Figuras 4.17 y 4.18 muestran los resultados de una simulación de 300 s. Como puede observarse, no fue posible obtener un estado estacionario pues, a partir de 110 s, los valores obtenidos comienzan a oscilar por un fenómeno de tipo numérico, pues la potencia del reactor permanece constante y no existe defecto de reactividad en ningún momento (ver Figura 4.19). No obstante, se considera que durante el intervalo de interés del disparo de turbina (0 a 40 s) se tiene un estado estacionario.

El valor de la temperatura promedio del combustible exige analizar el valor pico de la temperatura en las varillas, el cual se tiene de 2,674 K en los canales centrales, de 2,652 K en los canales medios y de 579 K en los canales periféricos.

La simulación del disparo de turbina se presenta en las Figuras 4.20 y 4.21. En esta simulación se considera que el condensador recibe aproximadamente la tercera parte de la carga cuando las válvulas del bypass abren.³

El polinomio del coeficiente de reactividad por vacío es calculado por TRAC por medio de la Ecuación 4.2. La tabla de reactividad contra tiempo que define el scram del reactor es la misma que la utilizada en la sección anterior (ver Figura 4.12).

³En algunas plantas ABWR, se requiere la capacidad de 100 % de bypass. ^[16]

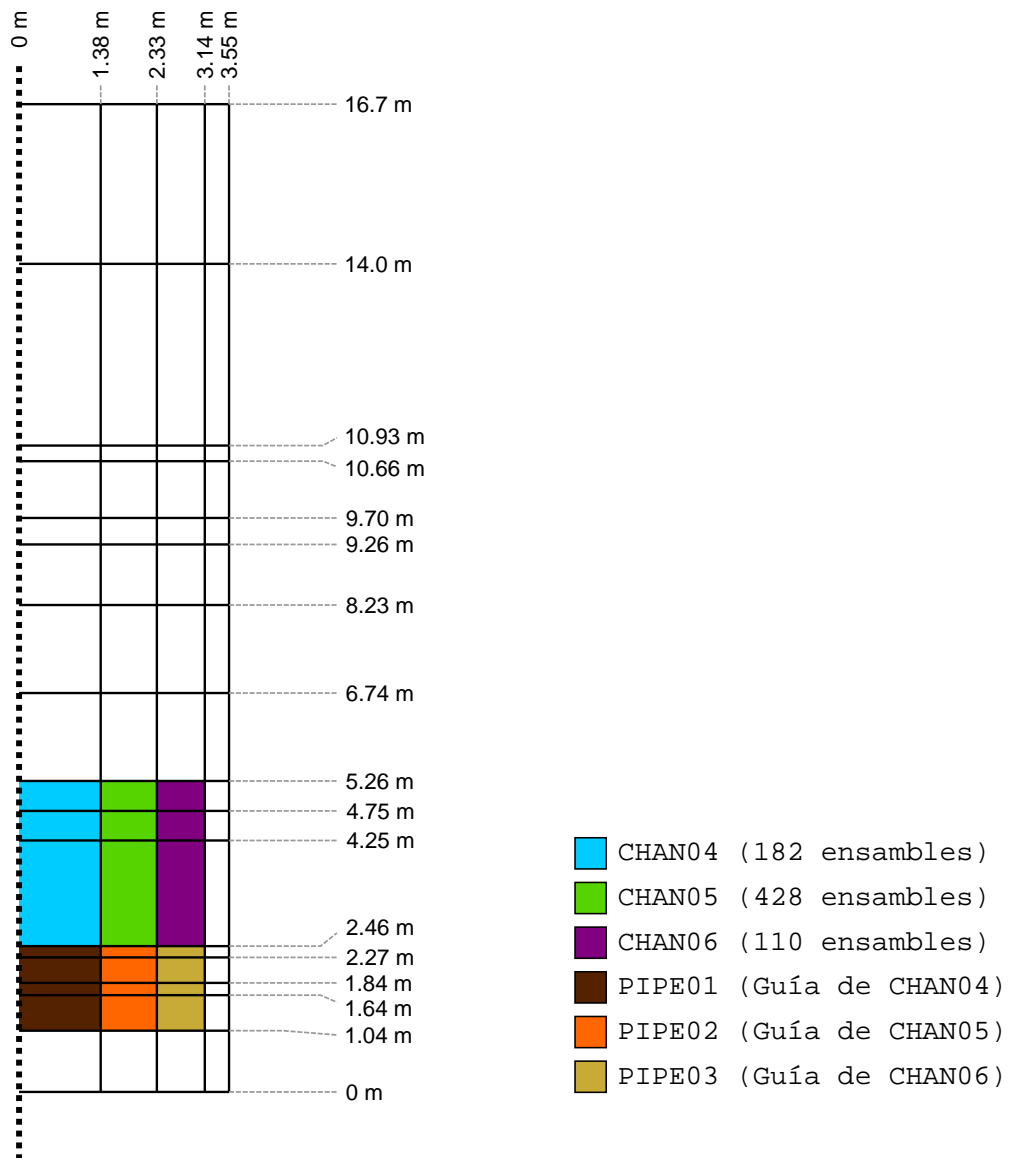


Figura 4.16: Nueva nodalización del componente VESSEL con dimensiones similares a las que plantea Hitachi.

PARÁMETROS DEL MODELO DE RBWR-TB2 (ESPECIFICACIONES DE HITACHI)

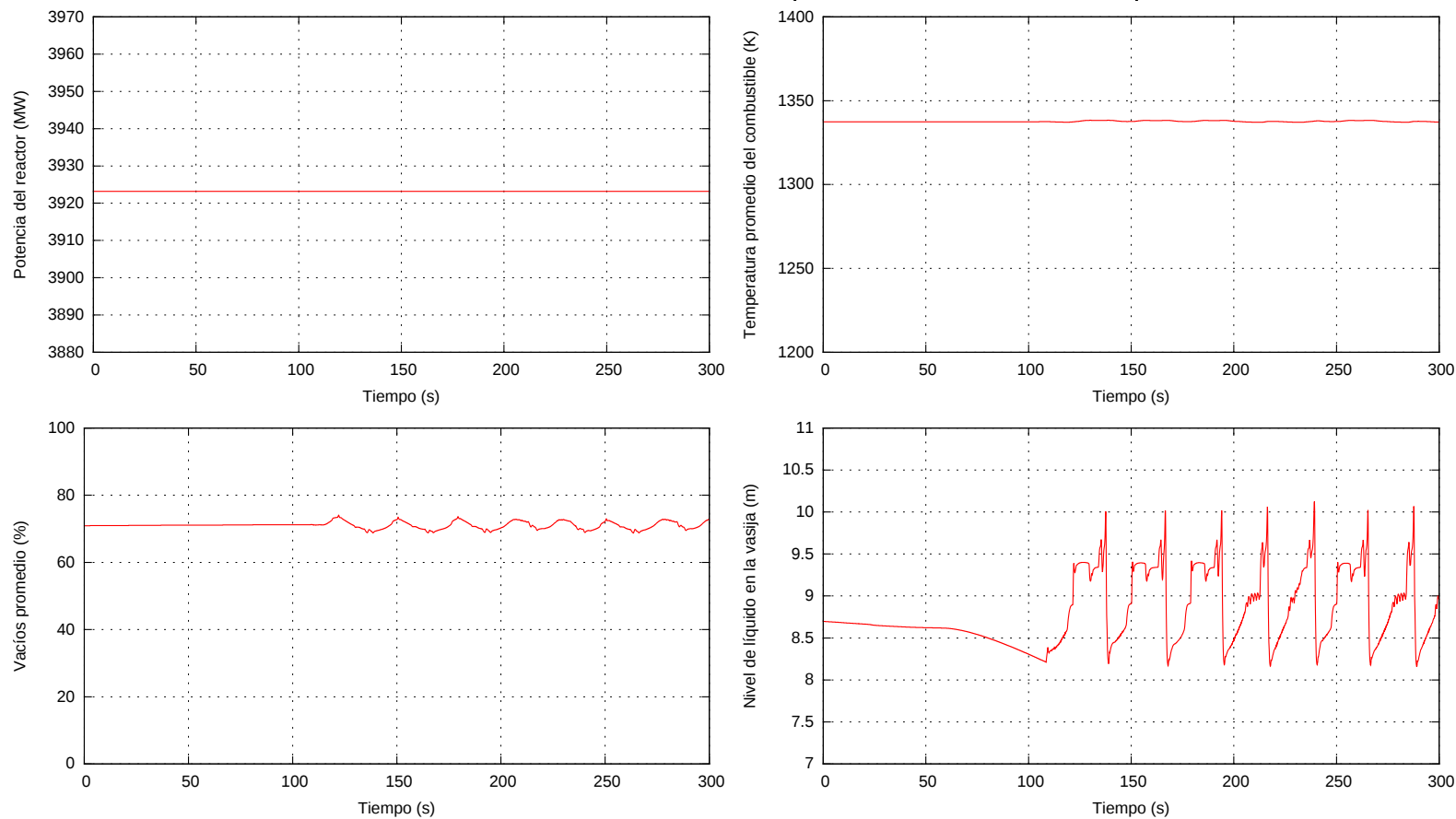


Figura 4.17: RBWR-TB2 Hitachi: Gráficas de los parámetros relativos a la vasija del reactor.

PARÁMETROS DEL MODELO DE RBWR-TB2 (ESPECIFICACIONES DE HITACHI)

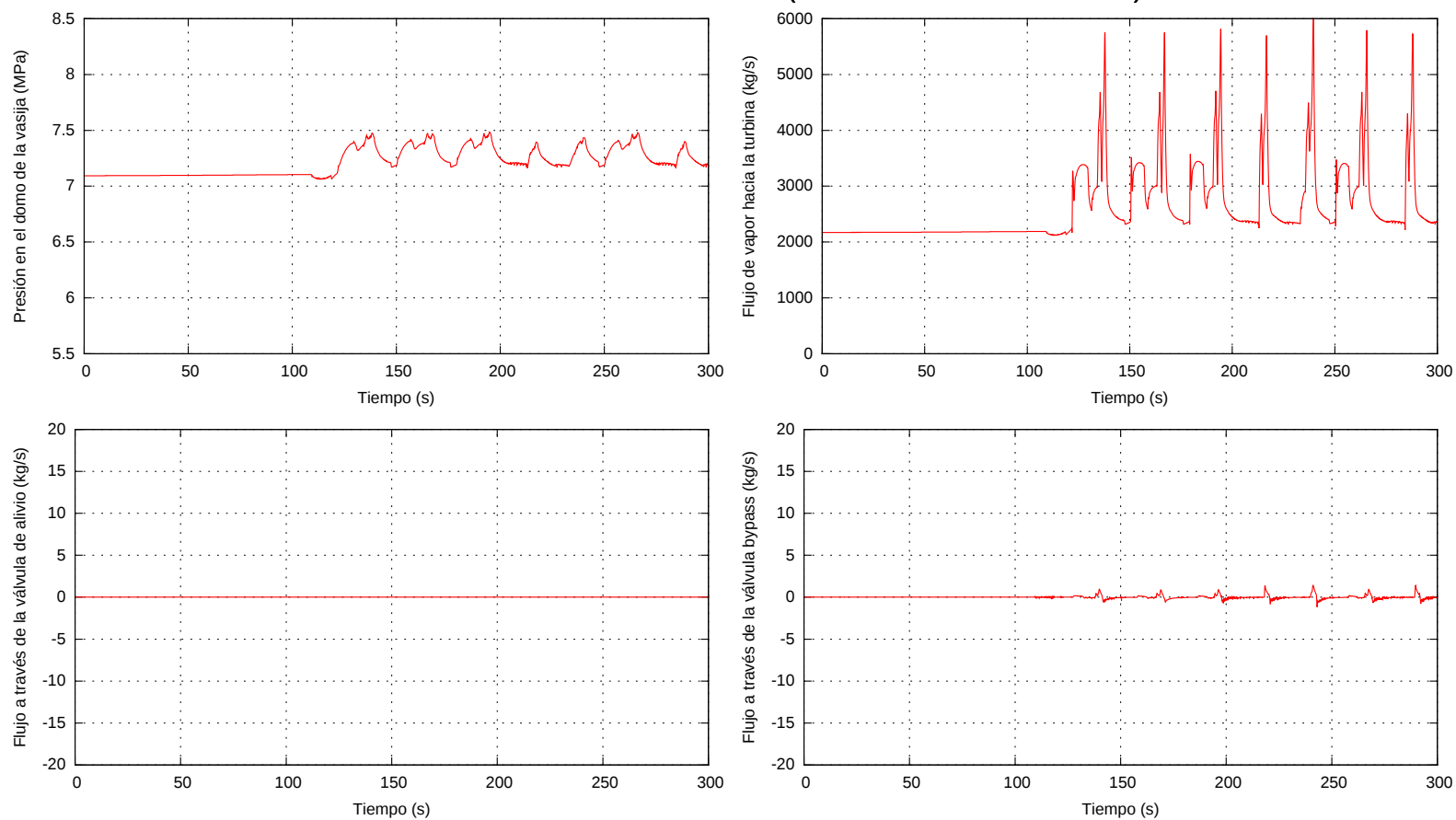
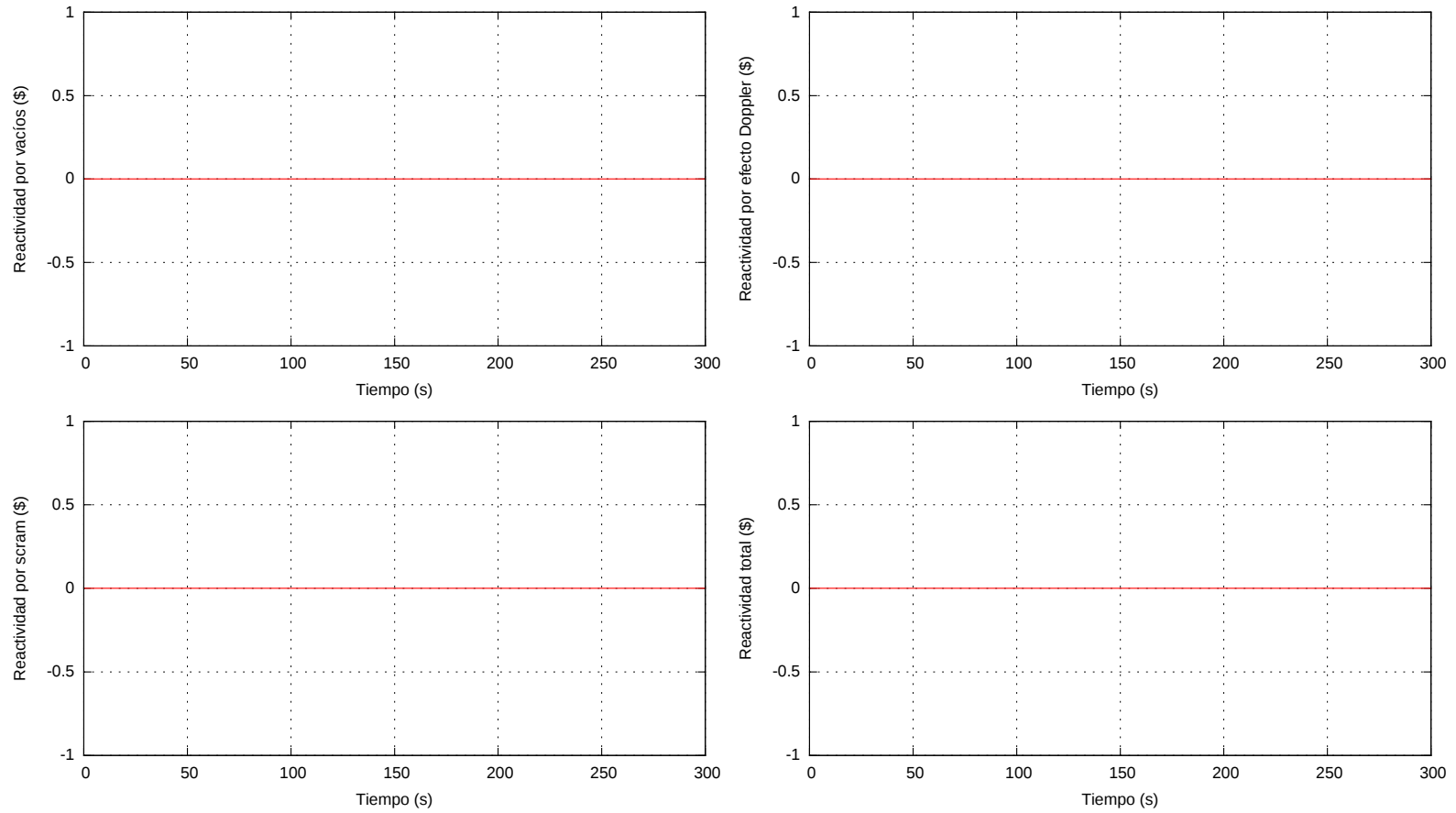


Figura 4.18: RBWR-TB2 Hitachi: Gráficas de los parámetros relativos al sistema de vapor principal.

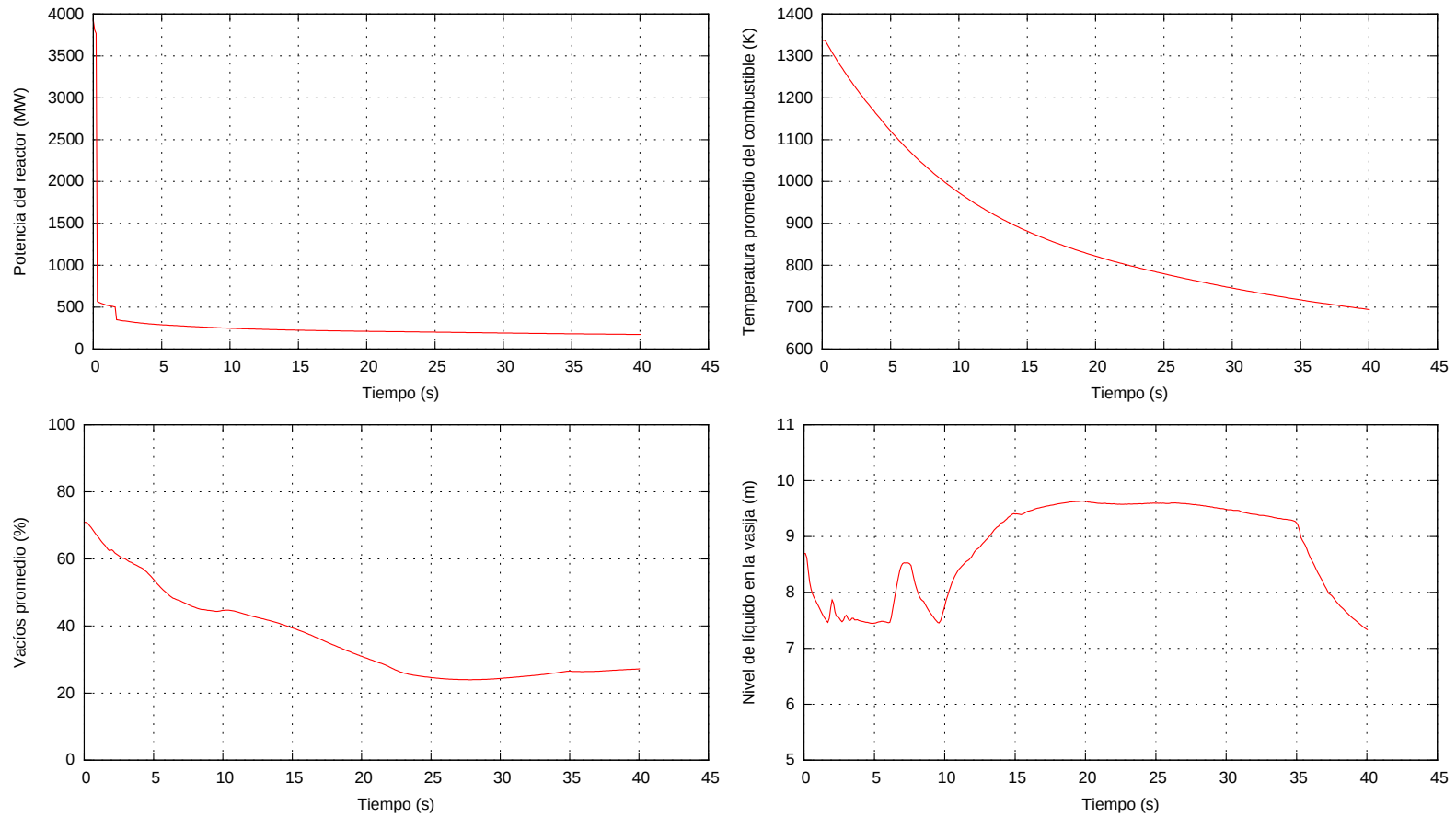
PARÁMETROS DEL MODELO DE RBWR-TB2 (ESPECIFICACIONES DE HITACHI)



71

Figura 4.19: RBWR-TB2 Hitachi: Gráficas de los parámetros relativos a la reactividad.

DISPARO DE TURBINA PARA EL MODELO DE RBWR-TB2 (ESPECIFICACIONES DE HITACHI)



72

Figura 4.20: RBWR-TB2 Hitachi (disparo de turbina): Gráficas de los parámetros relativos a la vasija del reactor.

DISPARO DE TURBINA PARA EL MODELO DE RBWR-TB2 (ESPECIFICACIONES DE HITACHI)

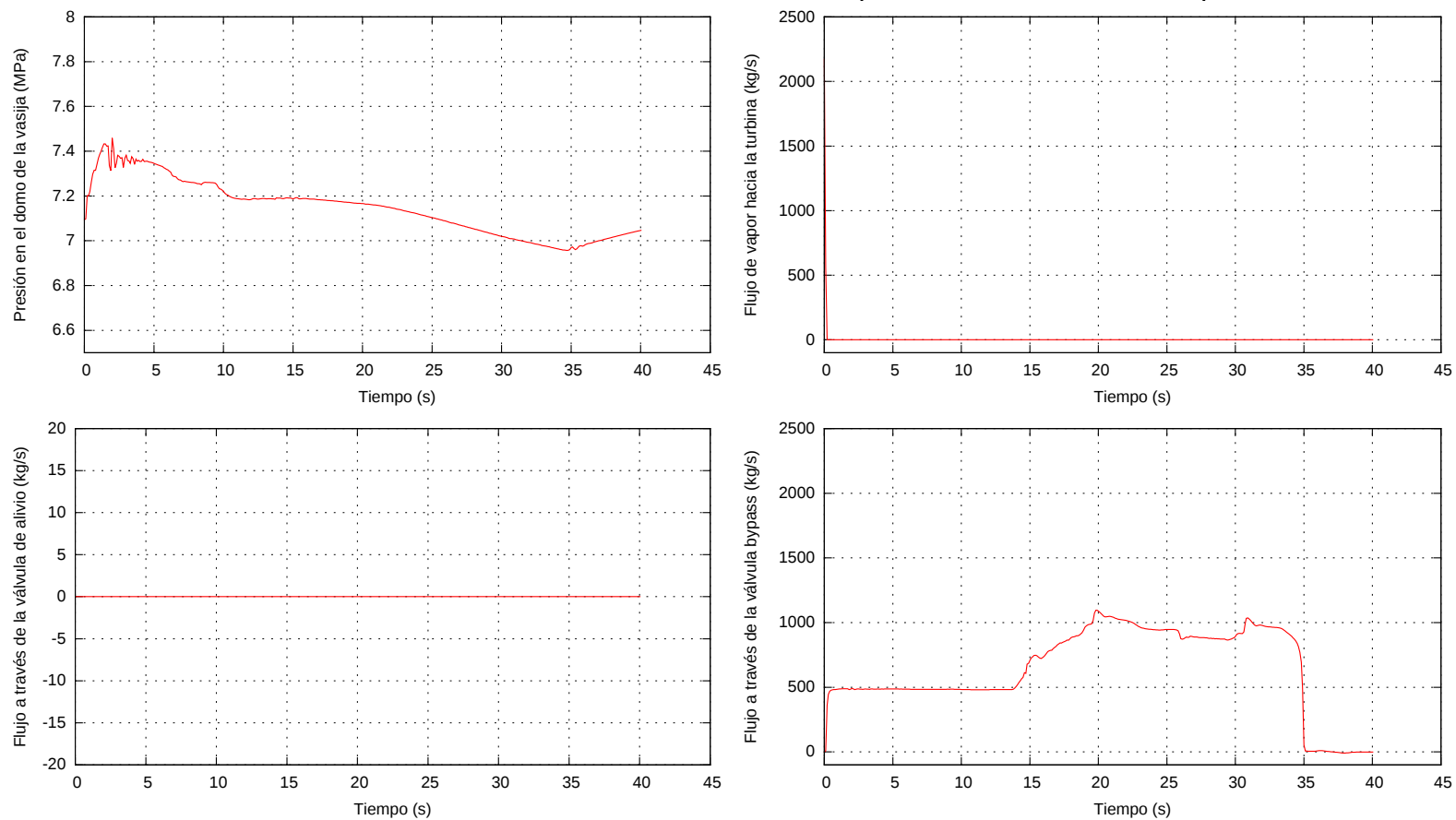
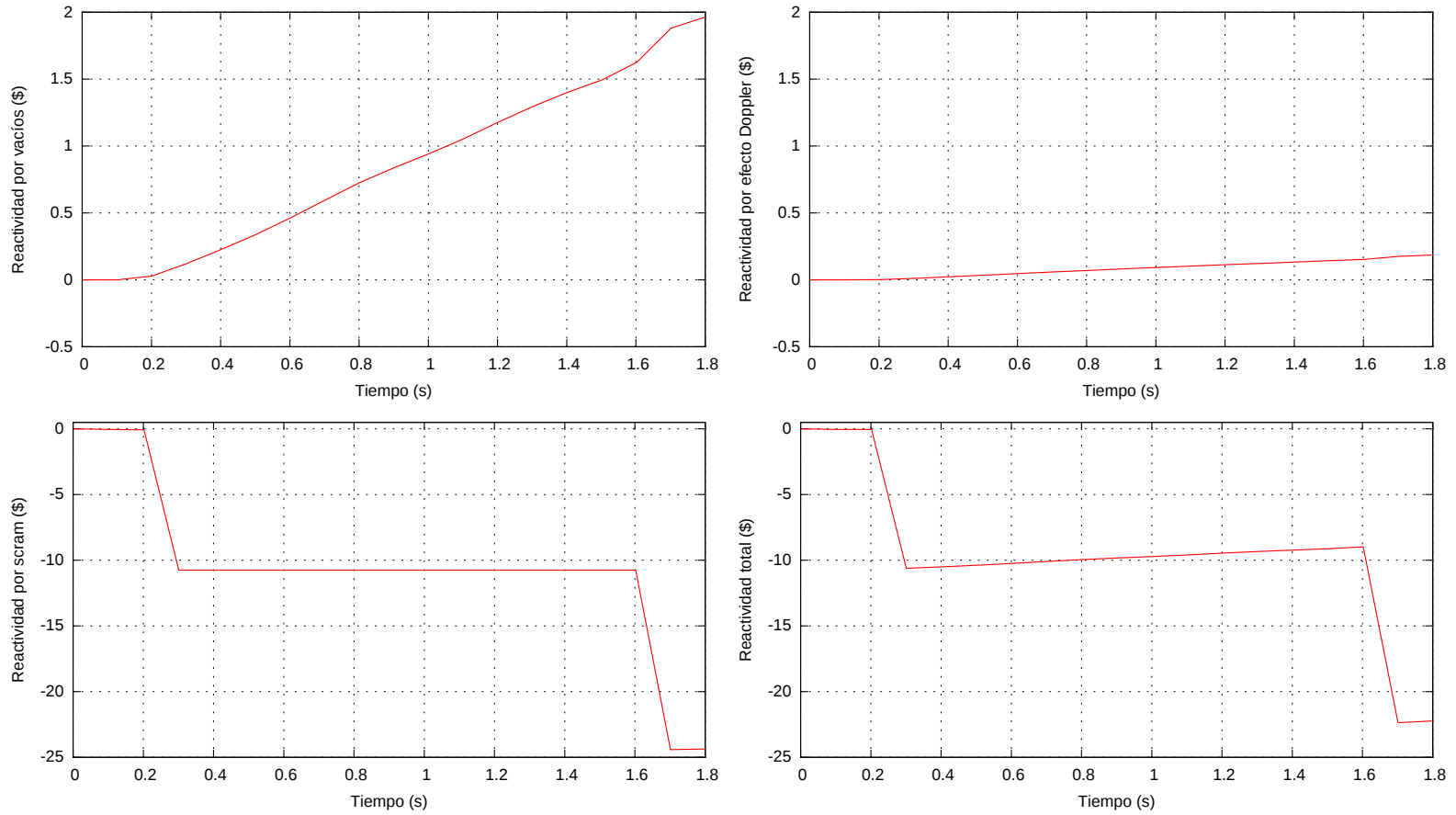


Figura 4.21: RBWR-TB2 Hitachi (disparo de turbina): Gráficas de los parámetros relativos al sistema de vapor principal.

DISPARO DE TURBINA PARA EL MODELO DE RBWR-TB2 (ESPECIFICACIONES DE HITACHI)



74

Figura 4.22: RBWR-TB2 Hitachi (disparo de turbina): Gráficas de los parámetros relativos a la reactividad.

5

Conclusiones

Al analizar un reactor nuclear, los resultados de un estudio neutrónico pueden ser muy prometedores pero siempre será la parte termohidráulica la que determine la viabilidad del proyecto. Los modelos del RBWR-TB2 expuestos en esta tesis poseen la característica de tener temperaturas inaceptables en las varillas de combustible, pues la fracción de vacío promedio en el núcleo es muy alta y la transferencia de calor al refrigerante es insuficiente para mantener al sistema dentro de los límites térmicos aun teniendo en consideración que el caudal a través del núcleo es menor que el del ABWR y que la agitación producida por las presencia de burbujas en ciertas cantidades favorece la evacuación del calor. Un diseño como el RBWR requiere de materiales resistentes y de una excelente conductancia del huelgo entre pastilla y encamisado, así como la composición misma del combustible, que debe tener alta conductividad térmica.

En el modelo presentado en la Sección 4.3 el nivel inicial de líquido en la vasija es de aproximadamente 8.75 m; al definir la nodalización de la vasija, se estimó que el nivel estaría entre 7.1 y 7.5 m. Esta discrepancia pone en evidencia la necesidad de añadir un control de agua de alimentación.

El disparo de turbina no es un transitorio que afecte neutrónicamente al RBWR como sí lo hace en el caso del BWR convencional. Es necesario analizar transitorios como el LOCA o la extracción inadvertida de barra(s) de control.

Referencias

- [1] Baldev Raj, P. Chellapandi, P.R. Vasudeva Rao. *Sodium Fast Reactors with Closed Fuel Cycle*, CRC Press, 2015, p. 317.
- [2] Dr. Sci. Tetsushi Hino, Dr. Eng. Masaya Ohtsuka, Kumiaki Moriya, and Masayoshi Matsuura. Light Water Reactor System Designed to Minimize Environmental Burden of Radioactive Waste. *Hitachi Review*, 63(9), 2014.
- [3] Iwata, Mari. Hitachi Aims to Cut Time Needed to Make Nuclear Waste Safe . The Wall Street Journal. 27 May. 2015 <<http://blogs.wsj.com/japanrealtime/2015/05/27/hitachi-aims-to-cut-time-needed-to-make-nuclear-waste-safe/>>
- [4] Ken Nakajima, editor. *Nuclear Back-end and Transmutation Technology for Waste Disposal. Beyond the Fukushima Accident*, Springer Open, 2015.
- [5] Greenspan, Ehud, et al. Self-sustaining thorium boiling water reactors . U.S. Department of Energy, 2011.
- [6] D. D. Taylor et al., *TRAC-BF1/MOD1: An Advanced Best-Estimate Computer Program for BWR Transient Analysis, Volume 1: Model Description*, NUREG/CR-4356, EGG-2626, August 1992.
- [7] M. Kazimi, M. Massoud. *A Condensed Review of Nuclear Reactor Thermal-Hydraulic Computer Codes for Two-Phase Flow Analysis*, Energy Laboratory Report No. MIT-EL 79-018, February 1980
- [8] G. L. Singer et al., *TRAC-BD1/MOD1 An Advanced Best Estimate Computer Program for Boiling Water Reactor Transient Analysis, Volume 3: Code Structure and Programming Information*, NUREG/CR-3633, EGG-2294, April 1984.

- [9] R. W. Shumway et al., *TRAC-BF1/MOD1: An Advanced Best Estimate Computer Program for BWR Transient Analysis, Volume 2: Users' Guide*, NUREG/CR-4356, EGG-2626, August 1992.
- [10] *Technical Evaluation of the HITACHI Resource-Renewable BWR (RBWR) Design Concept*. EPRI, Palo Alto, CA: 2012. 1025086.
- [11] X. Cheng, U. Müller. *Review on Critical Heat Flux in Water Cooled Reactors*. Institut für Kern- und Energietechnik. Programm Nukleare Sicherheitsforschung. Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe, 2003.
- [12] M. M. El-Wakil. *Nuclear Heat Transport*, American Nuclear Society, 1981, pp. 354-355.
- [13] A. Tanarro Sanz, A. Tanarro Onrubia. *Diccionario Inglés-Español sobre Tecnología Nuclear*. 2a ed. Foro de la Industria Nuclear Española, Madrid: 2008.
- [14] *Final Safety Analysis Report: Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 & 2*. Comisión Federal de Electricidad.
- [15] Neil E. Todreas, Mujid Kazimi. *Nuclear Systems Volume I: Thermal Hydraulic Fundamentals*, Taylor and Francis, 1993, p. 338.
- [16] *The ABWR Plant General Description*. GE Hitachi Nuclear Energy: 2007. p. 9-3