

***“Simulación del comportamiento
termohidráulico tridimensional del
refrigerante en la Casa de Piletas 1 de
combustibles irradiados de Atucha I en caso
de pérdida de su refrigeración”***

***CARRERA: ESPECIALIZACIÓN EN REACTORES NUCLEARES
Y SU CICLO DE COMBUSTIBLE***

Alumno: Montain, María Elisa
Director: Serrano, Pablo Ulises

Marzo 2018

Índice

Resumen	7
Summary	8
Abreviaciones	9
Capítulo 1	11
1.1 Características generales de las PECl	11
1.1.1 Diseño de las Piletas	11
1.1.2 Diseño de los bastidores.....	13
1.1.3 Sistemas de refrigeración de las piletas	18
1.1.4 Instrumentación	19
1.2 Posibles escenarios accidentales en las PECl	19
1.2.1 Eventos relacionados con el mal funcionamiento del sistema de refrigeración.....	20
1.2.2 Eventos relacionados a la pérdida de inventario de agua.....	20
1.2.3 Pérdida de margen a la criticidad	21
1.3 Fenomenología de los eventos.....	21
1.4 Herramientas de simulación de los accidentes en las PECl	22
1.4.1 Códigos termohidráulicos	23
1.4.1.1 Códigos CFD	23
1.4.1.2 Códigos de sistemas.....	24
1.4.2 Códigos de cálculo de criticidad nuclear.....	25
1.4.3 Códigos de comportamiento termo-mecánico de las barras combustibles.....	26
1.4.4 Códigos de accidentes severos	27
1.5 Objetivos del trabajo	27
1.6 Antecedentes.....	28
1.6.1 Experiencias relacionadas a las PECl	29
1.6.2 Modelos computacionales de las PECl.....	31
Capítulo 2	37
2.1 Particularidades de los accidentes en las PECl.....	37
2.2 Fenómenos termohidráulicos.....	38
2.2.1 Combustibles completamente cubiertos con agua	39
2.2.2 Combustibles parcialmente descubiertos pero intactos	41

2.2.3 Combustibles parcialmente descubiertos y dañados	43
2.2.4 Combustibles completamente descubiertos	44
2.3 Comportamiento termo-mecánico del combustible	46
2.3.1 Estado del elemento combustible dentro de la piletta	46
2.3.2 Potencia de decaimiento.....	47
2.3.3 “Ballooning” de la vaina de la barra combustible	48
2.3.4 Fragmentación axial y relocalización de la columna de pellets.....	50
2.3.5 Rotura de la vaina por alta temperatura.....	51
2.4 Degradación del elemento combustible y del bastidor.....	52
2.4.1 Oxidación en mezclas de vapor, Oxígeno y Nitrógeno	52
2.4.2 Generación de calor químico y de calor nuclear	53
2.4.3 Porosidad y rotura de la capa de óxido.....	53
2.4.4 Transferencia de calor radial y axial	55
2.4.5 Fusión y reacciones eutécticas del metal	56
2.4.6 Reubicación y “candelling” (escurrimiento)	56
2.4.7 Interacción entre el concreto y el corium	57
2.5 Liberación y transporte de los productos de fisión	57
2.5.1 Rotura de la vaina.....	58
2.5.2 Calentamiento del combustible.....	58
2.5.3 Fusión del combustible	59
2.5.4 Interacción entre el concreto y el combustible fundido	60
2.5.5 Transporte de productos de fisión	60
Capítulo 3	62
3.1 Introducción al programa GOTHIC	62
3.1.1 Características generales del programa de cálculo	62
3.1.2 Volúmenes de control	64
3.1.3 Conductores térmicos	65
3.1.4 Conectores hidráulicos	66
3.1.5 Componentes	66
3.1.6 Modelos neutrónicos.....	67
3.1.7 Funciones diversas	67
3.2 Entorno gráfico	68
3.2.1 Programación de los volúmenes de control	69

3.2.2 Programación de los conductores térmicos	72
3.2.3 Programación de las condiciones de borde	81
3.2.4 Programación de las conexiones de flujo	82
3.2.5 Programación de conexiones de flujo 3-D	83
Capítulo 4	85
4.1 Introducción	85
4.2 Descripción de las piletas	86
4.3 Descripción de las potencias de decaimiento	94
4.4 Metodología	98
4.5 Simulaciones con el programa GOTHIC	98
4.5.1 Nodalización	99
4.5.2 Hipótesis de cálculo	101
4.5.3 Parámetros de entrada	101
4.5.4 Simulación del comportamiento de las piletas aisladas.	105
4.5.5 Simulación del comportamiento de las piletas conectadas a la piletas de maniobras (todos los pasajes abiertos)	108
4.5.6 Simulación de la incorporación de una bomba en la piletas de maniobras para mejorar el mezclado	114
Capítulo 5	119
5.1 Conclusiones	119
5.2 Trabajo a futuro	120
Referencias	121

Resumen

Las piletas de almacenamiento de elementos combustibles irradiados contienen un inventario radiológico muy importante y la preservación de la integridad de las barreras que lo contiene es un objetivo primordial de la seguridad de una central nuclear.

El accidente en la Central de Fukushima ocurrido el 11 de marzo de 2011 ha expuesto desafortunadamente la relevancia de este problema.

De los potenciales escenarios accidentes que pueden poner en riesgo la integridad de los elementos combustibles almacenados se destaca la pérdida de las condiciones de enfriamiento de las piletas por afectar a todos los combustibles.

Un accidente de este tipo conduce primero al aumento de la temperatura del agua refrigerante en las piletas hasta que alcanza su temperatura de saturación, comienza a bullir y la evaporación del agua conduce al descubrimiento de los combustibles.

Las porciones de combustibles que quedan expuestas se calientan debido al relativamente pobre enfriamiento en la mezcla de aire-vapor en que se encuentran inmersos.

El aumento de la temperatura conduce a la falla de vainas de combustibles, con la consecuente liberación de productos de fisión, y a la rápida oxidación del Zircalloy de las mismas con generación de Hidrógeno por la reacción con el vapor de agua presente o directamente con el Oxígeno del aire.

El análisis de seguridad de este tipo de escenarios accidentales tiene como objetivo principal determinar la evolución de las condiciones de refrigeración de los combustibles durante el accidente, el tiempo disponible para que los operadores realicen contramedidas y la demostración de su efectividad.

En este trabajo se desarrolla un modelo tridimensional de las piletas de elementos combustibles irradiados de la Casa de Pileta 1 de Atucha I y se analiza el escenario accidental de pérdida de circulación del agua en su sistema de refrigeración (sistema TG) como consecuencia de la indisponibilidad de las bombas del sistema.

Se utiliza para la evaluación el programa GOTHIC que tiene la capacidad de representar el comportamiento termohidráulico tridimensional del agua refrigerante en las piletas, lo que permite capturar fenómenos de mezclado, gradientes de temperatura a distintos niveles de profundidad de las piletas y el tiempo necesario para que la pileta de mayor potencia alcance la saturación ante el evento postulado.

Se simularon distintos escenarios para la Casa de Piletas 1.

Estas evaluaciones forman parte de los requerimientos del *World Association of Nuclear Operators* (WANO) del Peer Review 2017, SOER 2011-3.

Summary

The spent fuel storage pools contain a very important radiological inventory and the preservation of the integrity of the barriers retaining the radionuclides is a primary safety objective of a Nuclear Power Plant.

The accident at the Fukushima Power Plant on March 11, 2011 highlighted the importance of this problem.

One of the accidental scenarios that endanger the integrity of the fuel elements stored in the pools is the loss of their cooling.

Initially, this type of accident leads to a temperature increase of the cooling water in the pools until it reaches saturated condition and begins to boil; its evaporation causes the uncovering of the fuel elements.

The fraction of fuel elements above the water heats up due to the poor cooling provided by the air-steam mixture in which they are immersed.

The fuel temperature increase leads to the failure of the fuel cladding, with the consequent release of fission products; and the rapid oxidation of Zircalloy as a result of the chemical reaction with steam and/or Oxygen (air), which generate Hydrogen.

The main objective of a safety analysis of this kind of accidents is to determine the evolution of the fuel cooling conditions during the accident, the time frame for operators to take countermeasures and demonstrate their effectiveness.

In this document, a three-dimensional model of the Spent Fuel Pools of Atucha I NPP Pool House 1, is developed to analyze the accidental scenario: loss of circulation water in the pool cooling system (System TG) due to the unavailability of the system pumps.

The GOTHIC computer code has the capability to represent the thermohydraulic three-dimensional behavior of the cooling water in the pools. It is used to capture the mixing phenomena, the temperature gradients at different depth levels of the pools, and to estimate the time when the water in the higher power pool reaches its saturation condition during the postulated event.

Different scenarios were simulated for Pool House 1.

These evaluations are part of the requirements of the World Association of Nuclear Operators (WANO) of the Peer Review 2017, SOER 2011-3.

Abreviaciones

BWR: Boiling Water Reactor

CANDU: Canada Deuterium Uranium

CFD: Computational Fluid Dynamics

DLM: Difussion Layer Model

EC: Elementos combustibles

HVAC: Heating, Ventilation, and Air Conditioning

LOCA: Loss of Coolant Accident (Accidente con pérdida de refrigerante)

LWR: Light Water Reactor

NCS: Nuclear Criticality Safety (Seguridad de criticidad nuclear)

NRC: Nuclear Regulatory Commission (Estados Unidos de América)

PECI: Piletas de Elementos Combustibles Irradiados

PF: Productos de fisión

PWR: Pressurized Water Reactor

RHR: Residual Heat Removal

SBO: Station Black Out

Capítulo 1

Se introducen aspectos relevantes del problema: algunas de las características generales de las Piletas de Elementos Combustibles Irradiados (PECI) en cuanto a geometría, funcionamiento, posibles eventos accidentales, los fenómenos más relevantes durante los mismos, la metodología para simular los accidentes, el objetivo del trabajo en el marco de las revisiones requeridas luego del accidente en la Central de Fukushima y como antecedentes, evaluaciones similares realizadas en el mundo.

1.1 Características generales de las PECI

1.1.1 Diseño de las Piletas

Las PECI son estructuras empleadas principalmente para almacenar los elementos combustibles que se extraen del reactor.

El combustible irradiado contiene grandes cantidades de isótopos radiactivos y material fisionable. La desintegración radiactiva genera radiación, la cual se traduce en potencia de decaimiento a extraer para evitar que aumente la temperatura del combustible almacenado.

Con el fin de proporcionar condiciones seguras de almacenamiento, el diseño y el funcionamiento de las piletas de almacenamiento de combustible irradiado deben tener en cuenta la eliminación de calor, la protección contra las radiaciones y, dependiendo del grado de enriquecimiento del combustible, deben evitar configuraciones de almacenamiento que alcancen la criticidad.

Después de un período de enfriamiento, el calor de decaimiento será lo suficientemente bajo como para retirar los combustibles irradiados desde las piletas a instalaciones de almacenamiento en seco (enfriamiento en aire), entre otras opciones.

El diseño y el tamaño de las piletas dependen del tipo de reactor y del combustible, pero comparten características comunes (figuras 1, 2 y 3):

- Son grandes estructuras de retención de agua
- Los combustibles se almacenan en bastidores (“racks”) o perchas cubiertos por agua (entre 5 – 8 metros) que proporciona refrigeración y protección biológica
- La profundidad típica de la piqueta es desde 8 a 15 metros
- El agua se enfría mediante un sistema de refrigeración compuesto por bombas e intercambiadores de calor
- Están equipados con instrumentación para monitorear el nivel de agua, la temperatura, la presión y el caudal de los sistemas de circulación
- La capacidad de las piletas se diseña de manera tal que puedan almacenar varias veces el conjunto de elementos combustibles presentes en el núcleo del reactor
- La carga máxima de calor depende de la potencia de decaimiento de un núcleo completo (típicamente es del 0,3% de la potencia térmica del reactor)

- Las paredes poseen un revestimiento de acero inoxidable o epoxi reforzado con fibra de vidrio
- Las paredes y el piso tienen típicamente 1,5 a 2 m de espesor de concreto
- Están sísmicamente calificadas para mantener su integridad estructural
- La mayoría se encuentran ubicadas fuera de la Contención de la Central

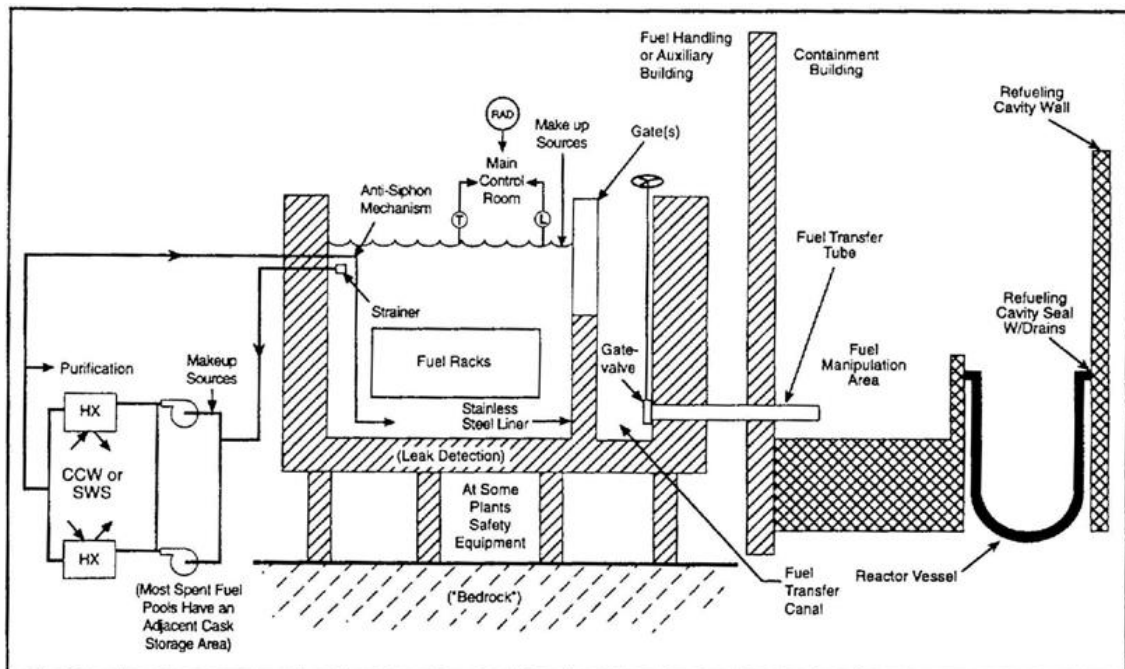


Figura 1. Diseño genérico de la PEI para reactores tipo PWR (Ibarra y col. (1997))

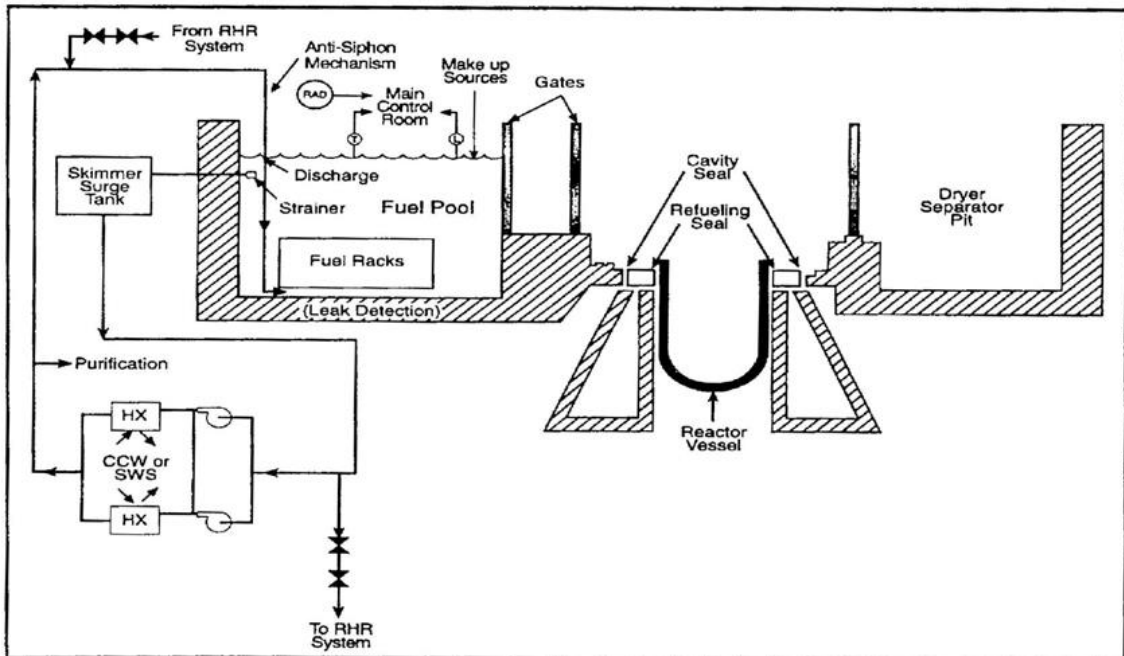


Figura 2. Diseño genérico de la PECL para reactores tipo BWR (Ibarra y col. (1997))

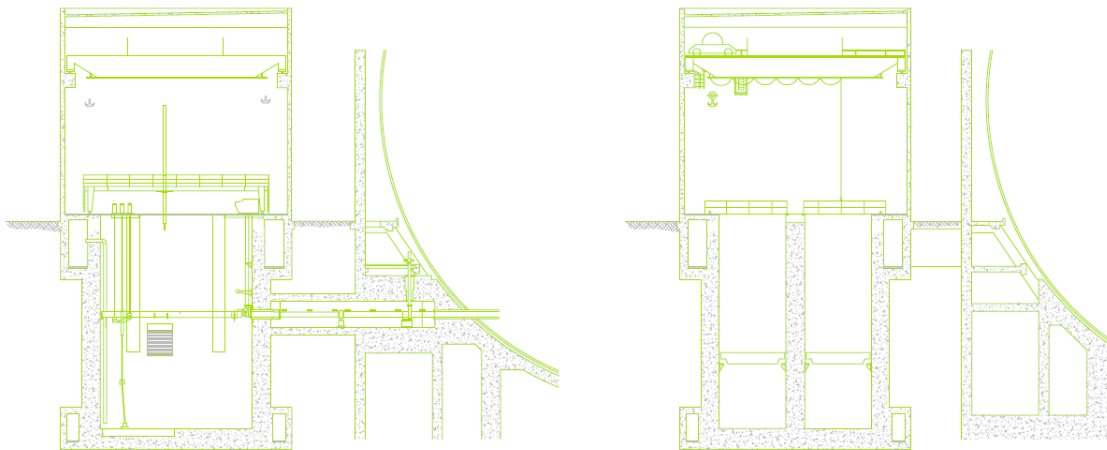


Figura 3. Plano M13-37 de Casa de Piletas 1 de Atucha I

1.1.2 Diseño de los bastidores

Dentro de las piletas, los combustibles irradiados se colocan de determinada manera dependiendo del tipo de combustible (enriquecido, uranio natural) y del calor de decaimiento a extraer, entre otras.

De esta disposición dependen los patrones de circulación del refrigerante que se desarrollarán tanto al estar la pileta refrigerada, donde se establece convección forzada y libre, como en caso de accidente.

Por ejemplo, los bastidores donde los elementos combustibles se ubican dentro de canales (como en los combustibles de reactores PWR), la circulación a través del combustible será esencialmente en el sentido axial, mientras que los bastidores con configuraciones abiertas (CANDU, ATUCHA I y II), permiten tanto flujo cruzado como axial.

En la Tabla 1, se resumen algunas características de los bastidores para combustibles irradiados en reactores PWR. Existen distintos arreglos para los mismos dentro de las diferentes plantas en el mundo, pero todas comparten características similares (figura 4).

Tabla 1. Características de los bastidores para combustibles irradiados en reactores PWR

	Bastidor abierto	Cilíndrico	Cuadrado	Alta densidad de almacenamiento
Altura (m)	4.3	4.3	4.3	4.3-5
Espaciado entre centros de elementos combustibles (cm)	41-53	32	33-36	26-28
Diámetro de boquilla de entrada (cm)	-	4	7.6	12.7
Flujo cruzado entre bastidores	SI	NO	NO	NO
Absorción de neutrones	NO	NO	NO	SI

Los diseños más antiguos de los bastidores de los reactores PWR eran de baja densidad de almacenamiento. Como el combustible de los PWR es uranio enriquecido, necesitan guardar cierta distancia entre los mismos para evitar alcanzar la criticidad dentro de la pileta, ya que el refrigerante es agua liviana. Estas configuraciones permitían flujo axial y cruzado del refrigerante entre elementos combustibles.

En los diseños actuales, para lograr una mayor densidad de almacenamiento, los elementos combustibles irradiados se colocan entre paredes o planchas de acero inoxidable de 3 mm de espesor (o de mayor espesor formado de distintas capas de materiales que absorben neutrones). De esta manera, el combustible se almacena en lo que se asemeja a un canal, a fin de establecer una barrera para los neutrones, además de combinarse con el uso de agua borada como medio refrigerante. Esta configuración de almacenamiento no permite flujo cruzado, el agua puede ingresar por orificios realizados en la base de cada "canal".

En la figura 4, se muestran algunas de las configuraciones de los bastidores de las PECEI de los reactores PWR.

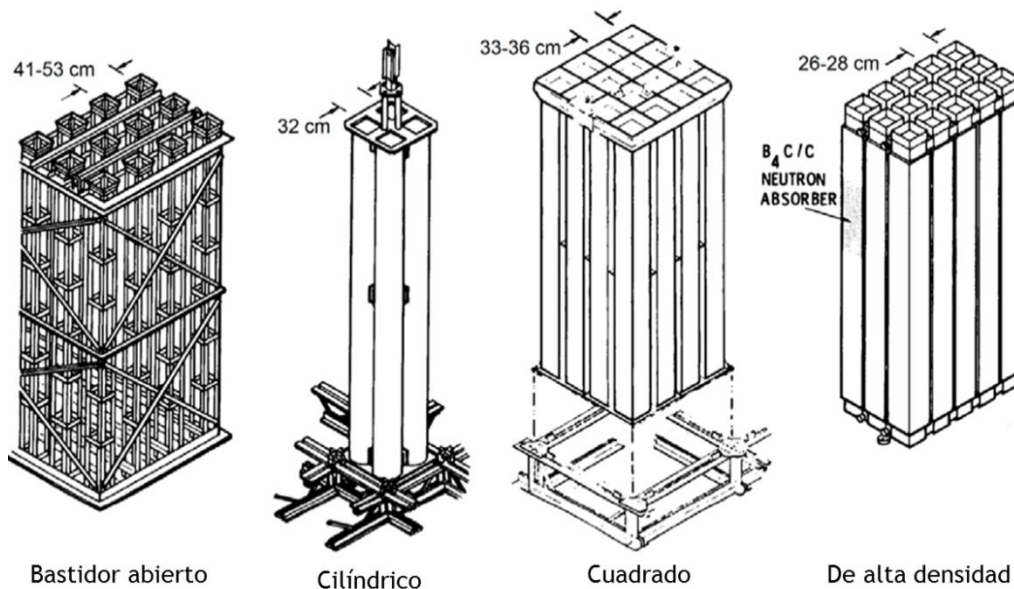


Figura 4. Bastidores para almacenar elementos combustibles irradiados en reactores PWR (Benjamin y col. (1979))

En cuanto a los bastidores de las PECEI de los reactores BWR, los primeros diseños permitían una densidad de almacenamiento baja y se usaban bastidores en forma de “H” (figura 5), donde, además del flujo axial, se podía producir flujo cruzado. El estado de subcriticidad se lograba gracias a la distancia que separaba los elementos combustibles entre sí. Diseños de mayor densidad de almacenamiento requieren emplear materiales que absorban neutrones entre elementos combustibles. Algunas de estas configuraciones de mayor densidad de almacenamiento permiten o no flujo cruzado.

En la Tabla 2 se enumeran algunos ejemplos y las características de los bastidores de los combustibles de reactores BWR.

Tabla 2. Características de los bastidores para combustibles irradiados en reactores BWR

	Baja densidad de almacenamiento	Mayor densidad de almacenamiento	Alta densidad de almacenamiento
Material del bastidor	Aluminio	Acero inoxidable	Acero inoxidable borado
Configuración del bastidor	2x10	9x10	11x11
Espaciado entre centros de elementos combustibles (cm)	-	Alrededor de 17x20	Alrededor de 16x16

Esesor de pared (mm)		Alrededor de 6	Alrededor de 5
Flujo cruzado entre bastidores	SI	SI	NO
Absorción de neutrones	NO	NO	SI

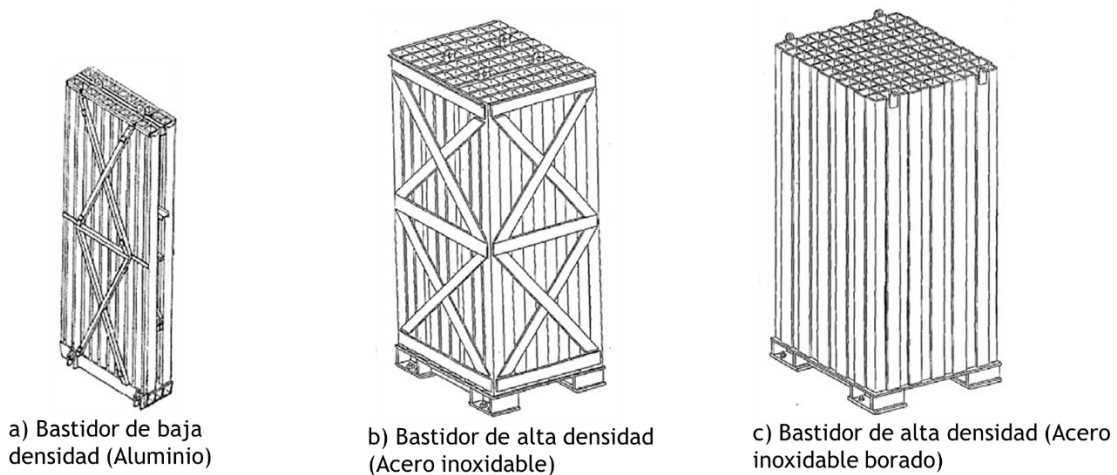


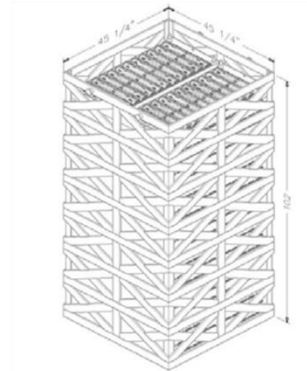
Figura 5. Bastidores para almacenar elementos combustibles irradiados en reactores BWR

Los combustibles de los reactores CANDU (uranio natural) se cargan en cestas o directamente en bandejas en forma horizontal. Las bandejas se colocan en bastidores, formando una serie de estanterías.

Los bastidores son de baja densidad y están abiertos tanto al flujo horizontal como al vertical.

La distancia entre elementos combustibles no es una preocupación desde el punto de vista de la criticidad, sí se debe guardar distancia para que se puedan refrigerar correctamente.

En la figura 6 se muestra el almacenamiento de los elementos combustibles tipo CANDU.



Bastidores abiertos
Relativa alta densidad
No existen problemas de criticidad

Figura 6. Bastidores para almacenar elementos combustibles irradiados en reactores CANDU

En este trabajo se estudian las PECEI de la central nuclear Atucha I. Los elementos combustibles de esta central son de aproximadamente 6 metros de largo, de uranio natural o levemente enriquecido, de sección circular y de 36/37 barras combustibles por elemento combustible (su sección transversal es similar al combustible CANDU).

Los mismos se cuelgan de perchas en dos niveles dentro de las piletas. En las piletas donde se almacenaron combustibles con baja potencia de decaimiento, se permite una densidad de almacenamiento mayor que en las piletas con mayor potencia de decaimiento. El flujo de refrigerante puede ser tanto axial como cruzado alrededor de los elementos combustibles.

En la figura 7, se observa un esquema de la configuración de las PECEI de Atucha I.

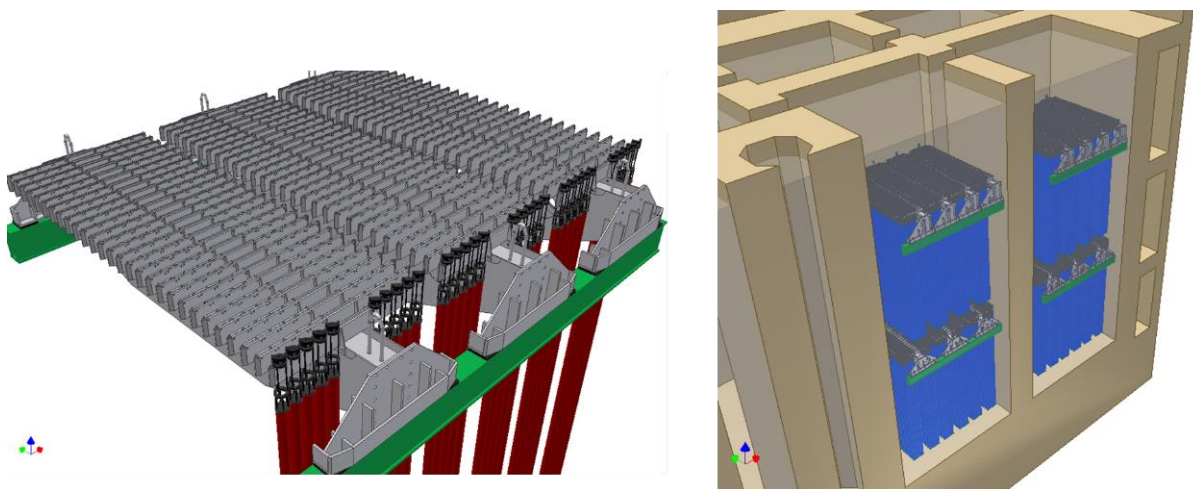


Figura 7. Bastidores para almacenar elementos combustibles irradiados en Atucha

1.1.3 Sistemas de refrigeración de las piletas

Las características generales de los sistemas de refrigeración de las PECl son los siguientes:

- El inventario de refrigerante se enfría mediante intercambiadores de calor, donde el calor sensible se transfiere a un sistema de refrigeración intermedio, que finalmente se transmite al sumidero final de calor de la Planta
- Bombas fuerzan el refrigerante a través del intercambiador y de vuelta a las piletas
- Tanto la succión como la descarga de la bomba se encuentran a una altura tal que, si la cañería se rompe, la pileta no se vacía. Si la descarga de la bomba se realiza en la parte inferior, la cañería tiene un dispositivo anti-sifón para evitar la pérdida de inventario de refrigerante en caso de un desbalance de presiones del sistema o una rotura en la tubería. Estos son dispositivos pasivos, diseñados para dejar entrar el aire en la línea rompiendo así el sifón
- Las penetraciones de las tuberías a través de la pared de las piletas se sitúan a gran altura, para evitar la pérdida total de agua de la piscina en caso de rotura de la tubería
- Hay diferentes grados de redundancia para las bombas, para los intercambiadores de calor y/o sistemas de refrigeración intermedios. Las plantas BWR tienen la capacidad de utilizar el sistema de eliminación de calor residual (RHR) para refrigerar las PECl en caso de que no esté disponible o su capacidad sea inferior a la tasa de calor a eliminar
- Cada Planta tiene un sistema no relacionado con la seguridad que se utiliza para purificar y clarificar el agua. Este sistema, que a menudo está integrado con el sistema de refrigeración normal, está compuesto típicamente de filtros, intercambiadores de iones y otros equipos de soporte

En la figura 8 se muestra un fragmento de diagrama de flujo del sistema de refrigeración de las piletas de la Casa de Piletas 1 de Atucha I. Allí se observan 2 bombas (del 100%) e intercambiadores de calor (del 50%).

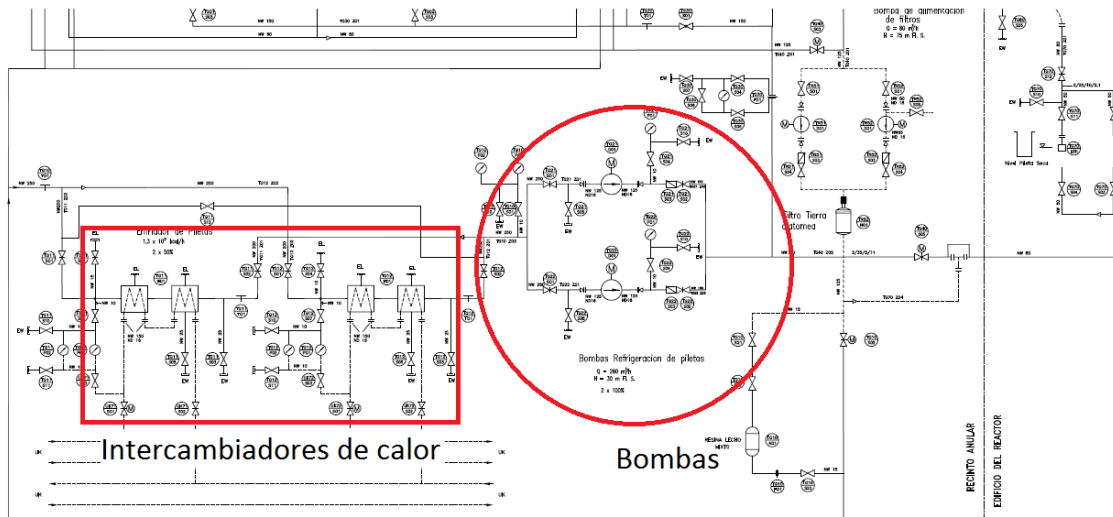


Figura 8. Fragmento de diagrama de flujo del sistema de enfriamiento de la Casa de Piletas 1 de Atucha I

1.1.4 Instrumentación

La instrumentación de las PECl permite monitorear el desempeño de la refrigeración, aunque el tipo y el alcance de la instrumentación varían significativamente entre las Plantas.

Los parámetros que se monitorean incluyen el nivel de refrigerante, la temperatura, la fuga a través del revestimiento, la presión de descarga de la bomba y el caudal del refrigerante.

Las funciones de indicación o alarma de estos parámetros se proporcionan en la sala de control principal o en un panel local. Normalmente, la mayoría de la instrumentación está en un panel local, y sólo los parámetros importantes se monitorean en la sala de control.

También se mide regularmente las concentraciones de actividad de los productos de fisión y los agentes corrosivos en el refrigerante, junto con otros parámetros de la química del agua.

En las piletas de almacenamiento de los reactores PWR, donde la subcriticidad se mantiene mediante la presencia de boro soluble, se implementa la monitorización permanente de la concentración de boro.

1.2 Posibles escenarios accidentales en las PECl

Como referencia, de acuerdo al trabajo de Martin Ramos (2009), los eventos en las piletas de almacenamiento pueden ser causados por una reducción del margen de criticidad, la pérdida de la integridad del combustible y la pérdida del enfriamiento.

La mitad de los eventos reportados (51%) que se analizaron en el trabajo, consistió en la pérdida de enfriamiento, el 9% fueron de pérdida de margen a la criticidad y el 6%

correspondieron a eventos relacionados con la pérdida de integridad del elemento combustible.

1.2.1 Eventos relacionados con el mal funcionamiento del sistema de refrigeración

En este caso, la falla en la refrigeración es debido a la pérdida de flujo del agua o porque el calor generado en la piletta de almacenamiento de combustibles no se transfiere completamente al intercambiador de calor.

En el primer caso, la pérdida de flujo de refrigerante puede deberse a la pérdida de potencia eléctrica de las bombas, al fallo de las bombas, a un bloqueo del flujo de agua, a la pérdida de succión causada por la pérdida de nivel de agua o a una desviación en el sistema de refrigeración.

En el segundo caso, la falla en los intercambiadores de calor puede ser causada por la falta de suficiente caudal de refrigeración en los intercambiadores de calor o a una mayor potencia de decaimiento a extraer (superior a la diseñada).

Cualquier degradación de las características de eliminación de calor, tales como ensuciamiento del intercambiador de calor, flujo insuficiente de refrigerante, etc., puede dar lugar a una mayor temperatura del agua.

1.2.2 Eventos relacionados a la pérdida de inventario de agua

Durante un evento de pérdida de refrigerante existe la posibilidad de que los combustibles queden descubiertos.

Esto daría lugar a campos de radiación que impedirían el acceso a las piletas de combustibles almacenados y al calentamiento de los combustibles descubiertos.

Las principales vías para la pérdida del inventario de refrigerante son los sistemas conectados a las piletas, la fuga a través de compuertas temporales o sellos durante el reabastecimiento de combustible y las fugas a través del revestimiento o estructura.

La pérdida de inventario de agua a través de los sistemas conectados a las piletas se refiere a pérdidas a través de los sellos de las bombas, grietas en el intercambiador de calor, fallas en las soldaduras y grietas o roturas en las tuberías.

En general, el drenado de las piletas estaría limitado por los sistemas anti-sifón, siempre que estén correctamente diseñados y sin obstrucciones.

La pérdida de inventario de agua también puede ocurrir a través de puertas temporales o sellos, cuando recibe un combustible o cuando se conecta a la cavidad del reactor para el reabastecimiento de combustible. El fallo de los sellos provocaría una pérdida rápida, pero limitada, del inventario, excepto cuando la configuración de la estructura de la Planta es desfavorable.

La pérdida de inventario de agua también puede ocurrir a través de fallas o fugas del revestimiento, debido a defectos en el mismo, eventos sísmicos severos o accidentes tales como caída de cargas pesadas.

Las acciones preventivas y correctivas para evitar la pérdida de refrigeración o pérdida de inventario en las PECl incluyen la instalación de puertas y sellos, el monitoreo del nivel de agua mediante instrumentos y alarmas adecuadas y precisas, entre otros.

El tiempo disponible para realizar acciones humanas es suficiente en eventos de este tipo, excepto en el caso de una descarga de núcleo completo.

Es importante señalar que, si bien existen muchas similitudes entre los fenómenos implicados ante una pérdida de refrigerante en el reactor y la pérdida de refrigerante/refrigeración en las piletas, estos últimos tienden a ser más lentos, debido a la potencia relativamente baja del combustible y al gran volumen de agua en las piletas.

Sin embargo, existen cuatro barreras físicas entre el combustible dentro del núcleo y el medio ambiente (el pellet, la vaina, el circuito primario y el edificio de contención), mientras que normalmente sólo hay una o dos barreras físicas cuando el combustible se almacena en las piletas (el pellet y la vaina).

1.2.3 Pérdida de margen a la criticidad

Son escasos los eventos donde se pierde el margen a la criticidad y los eventos donde se ve comprometida la integridad del combustible. Los mismos suceden por concentraciones de boro en el medio refrigerante erróneas, por el uso de materiales absorbentes de neutrones inadecuados entre los elementos combustibles almacenados, por errores en el cálculo del margen a la criticidad o por falla en el control y monitoreo de la química del agua.

En el caso de las centrales tipo Atucha y CANDU debido al uso de elementos combustibles con uranio natural o levemente enriquecidos, siendo el refrigerante de las piletas agua liviana, se pueden descartar los accidentes de reactividad en las PECl.

1.3 Fenomenología de los eventos

Los fenómenos importantes que intervienen en los accidentes de las PECl son el descubrimiento del combustible, el calentamiento y la degradación del combustible y de los bastidores y la posibilidad de que se liberen productos de fisión al dañarse el combustible.

En las PECl de reactores donde se emplean combustibles con enriquecimiento, existe la posibilidad de que se pierda el margen a la criticidad al modificarse la disposición de los combustibles cuando se dañan y al aumentar la fracción de vacío (vapor) del refrigerante como consecuencia del aumento de temperatura del mismo.

Se han evaluado diferentes escenarios de accidentes en las PECl de reactores de agua liviana donde se analiza la pérdida del margen de criticidad y los fenómenos termohidráulicos tanto en las piletas como en el edificio de las piletas con códigos CFD (Computational Fluid Dynamics) y códigos neutrónicos.

La mayoría de estos estudios se han hecho después del accidente de Fukushima Dai-ichi y emplean programas computacionales que no fueron desarrollados

específicamente para piletas de decaimiento sino que fueron desarrollados para el núcleo del reactor.

Lo mismo sucede al analizar los fenómenos relacionados con la degradación del combustible a alta temperatura y consecuente liberación de productos de fisión.

Existe una base de datos sustancial procedente de pruebas independientes y experimentos integrales pero realizadas para estudiar accidentes con pérdida de refrigerante en el reactor y no en las piletas de decaimiento.

Las condiciones esperadas en los accidentes de las PECl difieren de las que se llevan a cabo en los accidentes en reactores, debido a que en las piletas existe una distribución más heterogénea de los combustibles, la potencia de decaimiento es menor, el ambiente contiene aire y se encuentra a una presión más baja. Sin embargo, los fenómenos de degradación y liberación son fundamentalmente los mismos.

Estas diferencias han sido identificadas e investigadas en experimentos recientes.

Una de las principales diferencias es que la degradación del combustible en los accidentes de las PECl puede ocurrir en ambientes que contienen aire, lo que acelera la oxidación de la aleación de circonio por la nitruración y la desintegración de la capa de óxido.

El aire también acelera la degradación y volatilización del combustible UO_2 por oxidación, y puede aumentar la liberación de, por ejemplo, rutenio y otros productos de fisión menos volátiles.

1.4 Herramientas de simulación de los accidentes en las PECl

La representación de los accidentes de pérdida de refrigeración en las PECl mediante modelos computacionales implica la capacidad de simular fenómenos complejos y acoplados: el comportamiento termohidráulico de la piqueta, la criticidad nuclear y en caso de un accidente severo, el comportamiento del combustible, desde la degradación de los elementos combustibles y de los bastidores hasta la liberación y transporte de los productos de fisión.

En la actualidad, no hay códigos informáticos específicamente diseñados para la simulación de la pérdida de enfriamiento de las PECl o accidentes de pérdida de refrigerante.

En general, los análisis de seguridad en las piletas recientes se realizan a partir de herramientas de simulación que se desarrollaron principalmente para el análisis de accidentes en el núcleo del reactor, como códigos de sistemas termohidráulicos, códigos de criticidad nuclear, códigos de comportamiento de combustible y códigos de accidentes severos.

Como ya se mencionó, existen diferencias entre los fenómenos que ocurren dentro del reactor y de las piletas ante un accidente. Por esta razón, actualmente se está realizando un trabajo intensivo para mejorar la validación de estos códigos con respecto a los accidentes en las PECl, particularmente en el campo de los accidentes severos.

1.4.1 Códigos termohidráulicos

1.4.1.1 Códigos CFD

Con respecto a la termohidráulica de las piletas, los códigos CFD (“Computational Fluid Dynamics”) se utilizan para abordar problemas donde los fenómenos tridimensionales (3-D) son importantes.

Ejemplos de códigos CFD son ANSYS-CFX, ANSYS-Fluent, NEPTUNE-CFD y GOTHIC (GOthic (2014)). Las simulaciones realizadas con estos tipos de códigos pueden usarse para (Reporte NEA/CSNI/R(2007)5):

- Investigar y/o comprender varios problemas que se han identificado durante la operación de la Planta, por ejemplo, mediciones inadecuadas de la temperatura o del nivel del agua, o daños en las estructuras de las PECl.
- Demostrar la capacidad de refrigeración de las PECl (Hung y col., (2013)), en condiciones normales, incidentes o accidentes, por ejemplo, después de una modificación de la ubicación de la inyección de agua fría o después de una modificación de los bastidores, en particular en caso de que se incremente la capacidad total de almacenamiento de la PECl.
- Abordar problemas específicos relacionados con la ebullición del refrigerante luego de un accidente de pérdida de refrigeración, como la posibilidad del ingreso de burbujas en el sistema de refrigeración cuando éste se reinicia en condiciones de ebullición. Esto podría inducir a una pérdida de enfriamiento definitiva y total, en caso de cavitación de la bomba.
- Determinar la distribución de densidad de agua/vapor en la PECl en ebullición, para evaluar los riesgos de criticidad.

Los códigos CFD también se pueden utilizar para investigar la termohidráulica de la atmósfera del edificio de las PECl, por ejemplo, para evaluar el diseño de los medios de mitigación, en caso de condiciones de incidente o accidente (Wagner y col., (2006) y Boyd, (2000)).

Aunque los códigos CFD tienen la capacidad de abordar problemas en una escala local en 3-D, abarcar la totalidad de cada compartimento de las piletas se dificulta, debido al gran inventario de agua a tener en cuenta en comparación con las simulaciones del RPV, en donde generalmente se realiza un análisis en una zona específica (desde una bomba hasta la entrada del núcleo o desde la salida del núcleo al centro de las ramas calientes). Por el momento, este modelado a gran escala requiere el uso de:

- Una representación simplificada de los bastidores de almacenamiento, de los conjuntos de combustible y las estructuras de las PECl
- Discretizaciones del espacio (mallas) relativamente grandes y gruesas
- Aproximaciones de medio poroso en algunos sectores (por ejemplo, para representar los elementos combustibles insertados en bastidores)

Los códigos CFD se validan clásicamente con experiencias que representan la convección natural, mixta o forzada, pero en general en una escala más pequeña en comparación con la de las piletas de elementos combustibles irradiados.

1.4.1.2 Códigos de sistemas

Estos códigos generalmente simulan la circulación natural unidimensional (1-D) en un circuito abierto que consiste en un conducto de flujo descendente (tubo descendente) conectado a un número de trayectorias ascendentes calentadas donde se encuentran los elementos combustibles (figura 9).

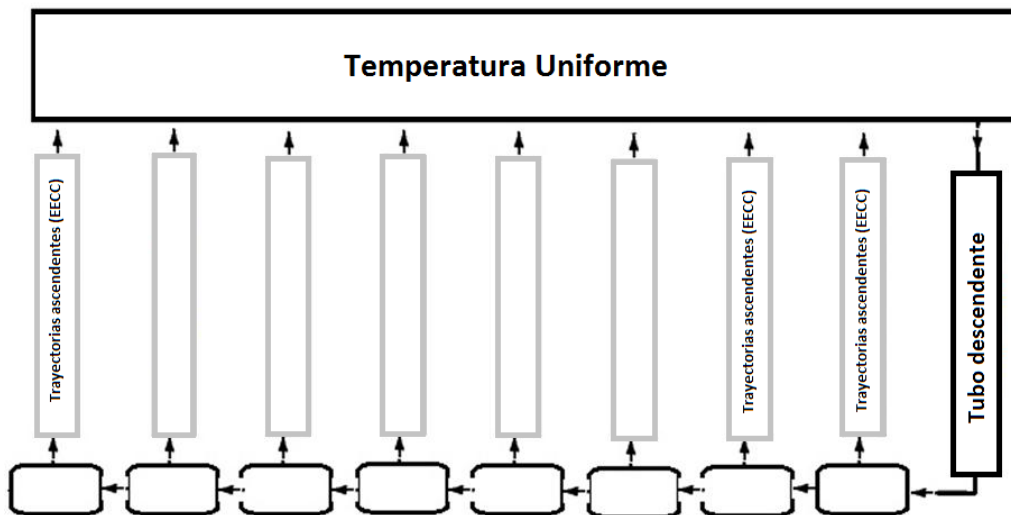


Figura 9. Modelo de PEI típico de códigos de sistemas termohidráulicos

Un gran volumen uniforme representa la parte superior de la piletta. La diferencia de densidad entre el fluido en el tubo descendente y en los elementos combustibles suministra un diferencial de presión, que impulsa el flujo alrededor del circuito abierto. El tubo descendente representa el espacio entre un bastidor de almacenamiento y la pared cercana. El caudal másico resulta de un equilibrio entre la fuerza de flotación y las fricciones en la trayectoria de flujo.

En estos códigos, el usuario suministra los coeficientes de pérdida de carga del flujo a lo largo de cada conducto, y también la temperatura de entrada en la parte superior del tubo descendente. Esta temperatura se toma habitualmente como la temperatura máxima permitida por las especificaciones técnicas de la planta.

Desde un punto de vista geométrico, los códigos termohidráulicos de sistemas no pueden representar todas las estructuras de las PEI. En general, se asume un comportamiento simétrico dentro del conjunto y, por lo tanto, solo se modela un número limitado de conjuntos de combustible. Este número generalmente se elige igual al número de elementos combustibles requeridos para extender la distancia desde el borde del tubo descendente hasta el centro del almacenamiento del combustible gastado.

Los códigos termohidráulicos se pueden utilizar para evaluar el comportamiento a gran escala de las piletas en condiciones de incidentes y accidentes. Por lo general, los modelos se desarrollan para dar apoyo a casos de seguridad específicos. Por ejemplo, sirven para evaluar, durante un accidente de pérdida de refrigeración, la evolución del inventario de agua de las PECl y la fracción de vacío en los elementos combustibles, y para verificar si los elementos combustibles se enfrían adecuadamente a través del flujo de circulación natural.

Ejemplos de códigos sistemas termohidráulicos son ATHLET (Analysis of Thermal-Hydraulics of Leaks and Transients, GRS, Germany), CATHARE (code for Analysis of Thermal-Hydraulics during an Accident of Reactor and safety Evaluation, CEA, France) y TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine, U.S. NRC, USA).

1.4.2 Códigos de cálculo de criticidad nuclear

Los códigos de cálculo que podrían utilizarse para evaluar la probabilidad de que una PECl alcance la criticidad en condiciones de pérdida del sistema de enfriamiento son los mismos que se emplean para demostrar la seguridad de criticidad nuclear (NCS) de la PECl. Los cálculos de NCS son cálculos estáticos y requieren datos de la composición de materiales y su geometría para calcular el k -efectivo (k -eff) de una dada configuración de elementos combustibles dentro de las piletas. Por lo tanto, solo algunos datos de entrada deberían cambiarse de los modelos habituales (de reactores), de acuerdo con el conocimiento o las suposiciones de cómo cambian las condiciones de las PECl bajo el accidente de pérdida del sistema enfriamiento.

Para las PECl, los parámetros que tienen mayor impacto sobre el k -eff son:

- La composición de los elementos combustibles
- La configuración geométrica, en particular el espacio que existe entre los conjuntos de elementos combustibles
- La densidad del refrigerante / moderador
- El material de los bastidores de almacenamiento (acero o aluminio, borado o no)

En condiciones de accidente de pérdida de enfriamiento, la densidad del agua (densidad total, mezcla de agua y aire o incluso solamente aire) dentro de la piletas, que podría ser diferente en una parte de la piletas que en otra, se vuelve particularmente importante para los cálculos de k -eff.

De hecho, el agua actúa tanto como un material moderador, favoreciendo la reacción en cadena de neutrones, o como un material absorbente, lo que limita el riesgo de una excursión crítica. Dependiendo de la relación de moderación, el primer o último efecto es más pronunciado.

Además, el cambio en la geometría de los elementos combustibles y de los bastidores ante un accidente severo (degradación del revestimiento, formación de escombros, etc.) también es un parámetro importante a evaluar.

Existen varios códigos informáticos NCS con capacidades de modelado y métodos de cálculo diferentes, basados en diversas bibliotecas de datos nucleares. Todos estos códigos podrían ser de interés para analizar las PECl en condiciones de accidente,

dependiendo del tipo de escenario a estudiar y de la descripción más o menos detallada del mismo.

Se debe tener en cuenta que la composición de los elementos combustibles es un dato de entrada para los códigos de NCS. Por lo tanto, se requieren cálculos preliminares para obtener la composición de los combustibles irradiados (no siempre es el caso cuando se demuestra la seguridad en las PECl, ya que, generalmente, se emplean suposiciones conservativas para garantizar los márgenes de seguridad, mientras que para las condiciones de accidente, se requeriría el conocimiento del k-eff real antes del accidente). Estos cálculos se realizan mediante los llamados códigos de quemado, ejemplos de los cuales son VESTA (IRSN, Francia), DARWIN (CEA, Francia), TRITON (ORNL, EE. UU.), MONTEBURNS (LANL, EE. UU.), SERPENT (VTT, Finlandia) y OREST / KENOREST (GRS, Alemania).

En términos de capacidades de modelado de la geometría del problema, los códigos informáticos NCS cubren desde problemas de geometría 1-D (por ejemplo, problema simplificado de la acumulación de escombros) hasta problemas de geometría 3-D (por ejemplo, descripción completa de las PECl).

1.4.3 Códigos de comportamiento termo-mecánico de las barras combustibles

La fase inicial de un accidente en las piletas de elementos combustibles irradiados hasta la pérdida de la geometría de la barra combustible, puede simularse mediante códigos de comportamiento del combustible destinados a analizar transitorios, como TRANSURANUS (KIT, Alemania), FRAPTRAN (PNNL, EE. UU.), RAPTA-5 (VNIINM, Rusia) y TESP-ROD (GRS, Alemania).

Los modelos en estos códigos simulan fenómenos termo-mecánicos relevantes en las barras combustibles, describen en detalle los cambios en el pellet y en la vaina, y determinan los parámetros integrales de la barra de combustible.

Los códigos incluyen modelos especiales para simular fenómenos que ocurren a alta temperatura. La falla del combustible también se predice mediante cálculos. Algunos códigos especiales, por ejemplo, DRACCAR (IRSN, Francia) y FRET-BA (JAEA, Japón) son capaces de describir la interacción mecánica entre las barras combustibles hinchadas y simular el bloqueo del flujo dentro de un elemento combustible.

Los programas que predicen el comportamiento transitorio del combustible necesitan parámetros de entrada de códigos de simulación de barras combustible en estado estacionario, para tener en cuenta los efectos del quemado del combustible y el historial de irradiación. A menudo, se requiere de información adicional proveniente de los códigos de sistemas a fin de definir las condiciones de borde termohidráulicas para los análisis de barras combustibles.

Los códigos de comportamiento de combustible normalmente tienen modelos más detallados para varios fenómenos que ocurren en la fase temprana de los accidentes, en comparación con los códigos de accidentes severos, pero no son aplicables a las condiciones de accidente más allá de la pérdida de la geometría de la barra. Además, generalmente carecen de modelos para la oxidación de la vaina a alta temperatura en ambientes que contienen aire.

1.4.4 Códigos de accidentes severos

Los códigos de accidentes severos se han desarrollado y mejorado durante mucho tiempo para estudiar el recipiente a presión de los reactores.

La mayoría de los códigos se basan en un código de sistema termohidráulico "clásico" para accidentes base de diseño, con diferentes tipos de modelos para la región del núcleo, considerando, por ejemplo modelos 1-D, 3-D o porosos. Algunos de los códigos de accidentes severos más utilizados son: MELCOR, ATHLET-CD, MAAP-SFP y ASTEC.

En general, todos los códigos de accidentes severos tienen modelos para simular los principales fenómenos que ocurren durante accidentes postulados en las PECl (por ejemplo: la piletta en estado de ebullición, oxidación de la aleación de zirconio en vapor y aire, etc). Sin embargo, ciertos resultados muestran, de acuerdo con los hallazgos experimentales, que los fenómenos bajo atmósferas de aire no se comprenden y no se modelan completamente.

Todos los programas mencionados consideran la oxidación del aire, pero pocos tienen en cuenta la formación de nitruro y, en cuanto a la re-oxidación de ZrN, no se contempla en absoluto. Todas las reacciones en la atmósfera de aire influyen en la excursión de temperatura, porque son exotérmicas. Además, ZrN forma una capa porosa que conduce a una rápida oxidación posterior en Oxígeno o vapor. Para estos fenómenos, es necesario un mayor desarrollo del modelo y pruebas integrales, para poder ser empleados en la simulación de accidentes severos en las piletas.

1.5 Objetivos del trabajo

El accidente ocurrido en la central nuclear de Fukushima Dai-ichi ha puesto de manifiesto la vulnerabilidad de los elementos combustibles que se almacenan en las piletas de combustible irradiado antes de su disposición final o posible reprocesamiento. Esta vulnerabilidad se debe a la posible pérdida de refrigeración en el caso de eventos internos o de eventos externos extremos como terremotos o inundaciones.

Además, la única barrera de contención de los productos de fisión de los elementos combustibles dispuestos de esta manera es la vaina, mientras que hay cuatro barreras físicas cuando el combustible se encuentra dentro del reactor (la pastilla combustible, la vaina, la envolvente del circuito primario y la contención). Esto induce mayores riesgos de emisiones radiactivas al medio ambiente si no se puede recuperar la refrigeración de los combustibles.

Desde entonces, se han realizado numerosos trabajos para estimar el momento en que los combustibles se descubren en varios tipos de PECl, para dar respuesta al requerimiento del World Association of Nuclear Operators (WANO) presentado en el SOER 2011-3 (Significant Operating Experience Reports (SOERs)).

En los SOERs se identifican los sucesos que dan lugar a eventos o tendencias importantes en eventos y brindan recomendaciones que los miembros deben implementar para evitar eventos similares en sus plantas. Los equipos de revisión por

pares del WANO evalúan la efectividad de las acciones de la Planta para implementar estas recomendaciones.

Uno de los requerimientos de análisis, dentro del SOER 2011-3, es la estimación del tiempo disponible antes de que la temperatura del agua de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles irradiados alcance 100 °C.

Este análisis se ha llevado a cabo en las PECl de Atucha I y II con un modelo simplificado 0-D (cero dimensiones), pero en el “Peer Review” de la Central Atucha I de 2012 se consideró que las hipótesis de dicho informe eran muy conservadoras, por lo que se decidió rehacer los análisis.

En este trabajo, para analizar el tiempo disponible hasta que el agua de las piletas de la Casa de Piletas 1 de ATUCHA I alcance 100 °C ante la pérdida del sistema de refrigeración, se decide emplear un código del tipo CFD (Computational Fluid Dynamics) que permiten abordar problemas donde los fenómenos tridimensionales (3-D) son importantes y brindan cierto grado de conservadurismo.

Por el momento, el alcance del modelo se centra en determinar el tiempo en que las piletas comienzan a bullir, no se desarrollan modelos para predecir los fenómenos posteriores de los accidentes severos ni del comportamiento de las barras.

En las piletas que contienen elementos combustibles de uranio natural no es necesario predecir configuraciones de almacenamiento que puedan dar condiciones críticas dentro de las mismas.

1.6 Antecedentes

En la literatura se encuentra que se han desarrollado diversos experimentos y modelos computacionales tanto para dar respuesta al requerimiento del SOER como para estudiar ciertos aspectos de seguridad de las PECl.

Algunas de las pruebas se han llevado a cabo para analizar el comportamiento de los elementos combustibles dentro de las piletas y los mecanismos de degradación en condiciones de accidente a alta temperatura. Estas experiencias generan datos que ayudan a verificar y calibrar los códigos computacionales.

Sin embargo, la mayoría de las pruebas realizadas no estaban destinadas a estudiar accidentes en las PECl, sino a estudiar accidentes de pérdida de refrigerante del reactor (LOCA: Loss of Coolant Accident), reproduciendo temperaturas altas, altas tasas de calentamiento bajo un entorno de vapor, condiciones un tanto alejadas de las encontradas en las piletas.

Las únicas pruebas integrales dirigidas específicamente a estudiar los accidentes de pérdida de refrigeración de las PECl son las realizadas por Sandia National Laboratories, en Estados Unidos, dentro del Proyecto de Calentamiento de Combustible y de Propagación en las PECl (combustible BWR) y el Proyecto de Combustible OCDE / NEA Sandia (combustible PWR).

1.6.1 Experiencias relacionadas a las PECl

Las pruebas integrales son experimentos realizados empleando conjuntos de elementos combustibles con barras de combustible calentadas eléctricamente. No se han realizado pruebas integrales sobre combustibles irradiados.

Las pruebas varían considerablemente con respecto al alcance y el objetivo, pero se considera que proporcionan el conocimiento necesario para comprender y modelar los fenómenos importantes relacionados con los accidentes de las PECl.

En 2001, el personal de la Comisión de Regulación Nuclear de los EE. UU. (U.S.NRC) realizó una evaluación del posible riesgo de accidente en una PECl en las plantas fuera de servicio en los Estados Unidos. El informe resultante, NUREG-1738 (Collins y col., (2001)), provee los lineamientos técnicos básicos para la puesta fuera de servicio de plantas nucleares.

El trabajo describe cómo modelar una Planta típica fuera de servicio con supuestos de diseño y compromisos industriales, describe los análisis termohidráulicos realizados para evaluar el combustible irradiado almacenado en las PECl fuera de servicio, detalla la evaluación de riesgos de accidentes de las PECl, los cálculos de las consecuencias, el estudio de sensibilidad y las implicaciones de los requerimientos regulatorios para la puesta fuera de servicio. Se sabe que algunas de las suposiciones en la progresión de accidentes del NUREG-1738 son conservadoras, especialmente la estimación del daño al combustible y el término fuente.

El NRC de Estados Unidos continuó la investigación de accidentes en las PECl mediante la aplicación de mejores códigos informáticos para predecir la progresión de accidentes severos a partir de distintos eventos iniciantes.

Los estudios realizados con códigos computacionales identificaron varias incertezas fenomenológicas y de modelado que llevaron a la necesidad realizar experimentos para poder validar estos fenómenos que ocurrían en las PECl de reactores PWR y BWR.

Los experimentos se realizaron en el Sandia National Laboratories (SNL), donde se ejecutó el programa BWR desde abril de 2004 hasta noviembre de 2006.

El programa experimental PWR (2009-2013) formó parte de un esfuerzo internacional establecido con la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económicos e incluye 13 países: República Checa, Francia, Alemania, Hungría, Italia, Japón, Noruega, República de Corea, España, Suecia, Suiza, Reino Unido y los Estados Unidos (con la Comisión Reguladora Nuclear de los EE. UU. como agencia de explotación).

El objetivo principal del trabajo experimental fue proporcionar datos termohidráulicos básicos asociados con un accidente de pérdida de refrigerante.

Las condiciones de accidente de interés para las PECl se simularon a escala prototípica (conjuntos de combustible prototipo, calentados eléctricamente en un bastidor de piletas prototipo) de modo que los resultados experimentales representaran, en forma cercana, las respuestas reales del conjunto de combustible.

- Programa experimental Sandia BWR

Se realizaron dos tipos de pruebas: (i) pruebas de efectos separados y (ii) pruebas integrales.

En las pruebas de efectos separados, los experimentos se diseñaron para investigar un fenómeno de flujo o transferencia de calor específico, como el acoplamiento radiactivo térmico o el flujo convectivo natural.

Estas pruebas no fueron destructivas e involucraron algunos materiales no prototípicos (por ejemplo, acero inoxidable e Incoloy).

En las pruebas integrales, todos los fenómenos de flujo hidráulico y transferencia de calor se investigaron simultáneamente.

- Programa experimental Sandia PWR

El estudio se realizó en dos fases. La fase 1 se centró en el calentamiento axial y la propagación del quemado.

Se construyó un solo conjunto de prueba PWR 17 x 17 de longitud real con un esqueleto de combustible prototípico y varillas calentadoras revestidas de aleación de Zirconio. El bastidor consistía en dos celdas de almacenamiento de diferentes tamaños.

La fase 1 comenzó con pruebas de efectos por separado, donde se investigaron las respuestas hidráulicas y termohidráulicas del conjunto. Concluyó con una prueba de ignición para determinar dónde se produce la ignición por primera vez en el bastidor y la naturaleza del quemado en la dirección axial del bastidor.

La fase 2 abordó la propagación del calentamiento y quemado axial y radial, incluidos los efectos del hinchamiento de la varilla de combustible.

Se construyeron cinco bastidores completos. El conjunto central era calefaccionado de la misma manera que en la fase 1. Los cuatro conjuntos periféricos no fueron calentados, pero eran prototipos, incorporando la vaina y los tapones de los extremos.

De manera similar, esta fase comenzó con pruebas de efectos separados, que incluyen mediciones hidráulicas y termohidráulicas. Los estudios que utilizaron este conjunto de prueba concluyeron con el calentamiento del conjunto central hasta que se produjo la ignición. El fuego finalmente se propagó axial y radialmente a los conjuntos periféricos, como se predijo. Las barras de combustible en dos de los cuatro conjuntos periféricos fueron presurizadas con argón, y las barras de combustible se hincharon cuando el revestimiento de aleación de Zirconio alcanzó una temperatura suficientemente alta. Los dos conjuntos periféricos sin varillas presurizadas se compararon con los presurizados para evaluar el efecto del hinchamiento.

Algunas de las experiencias recientes, derivadas del accidente de Fukushima, se centran en obtener datos sobre la formación de mezclas de gases inflamables, su distribución y estratificación dentro del edificio de las PECO, como es el caso del trabajo de Mignot y col. (2016). La experiencia fue llevada a cabo en la facilidad PANDA en el

Instituto Paul Scherrer en Suiza. La misma es parte del proyecto ESFP (Experiments on Spent Fuel Pool) auspiciado por Swissnuclear.

El trabajo consiste en una investigación experimental enfocada en analizar el aumento de la concentración de Hidrógeno en el edificio de las PECl durante un escenario predeterminado (a escala) para diferentes tipos de ventilación.

Las pruebas siguen un escenario de dos fases. Inicialmente, se libera vapor para imitar la ebullición de la piletta, seguido de la liberación de una mezcla de helio y vapor para simular el deterioro del combustible irradiado debido a la oxidación.

Los resultados muestran que, si bien el edificio de las PECl se encontraría inertizado principalmente por la presencia de una alta concentración de vapor, el volumen ubicado por debajo del nivel de la piletta en las habitaciones adyacentes mantendría un alto contenido de aire.

La interfaz de la mezcla de dos gases presenta el mayor riesgo de inflamabilidad.

Además, observaron que la mezcla de gases podría estancarse y conducir localmente a una alta concentración de Hidrógeno mientras el vapor condensa.

En general, los experimentos brindan información relevante para la distribución de gases potencialmente peligrosos que se forman en el edificio de las PECl y dan idea sobre la gestión de accidentes y sobre eventuales medidas a implementar en el edificio.

1.6.2 Modelos computacionales de las PECl

En cuanto a modelos para estudiar diferentes escenarios en las PECl, existen tanto del tipo CFD como también los denominados códigos de sistemas (1-D) con RELAP o 0-D.

Algunos ejemplos de modelos desarrollados para estudiar diversos fenómenos en las PECl se detallan a continuación.

- Un trabajo donde se comparan modelos de una dimensión (1-D) y 3-D es el de Chen (2017). El escenario analizado es en respuesta a la necesidad de aumentar la capacidad de almacenamiento de las piletas de la Planta de Kuosheng debido a que, dentro de unos años, ésta será insuficiente.

Por esto, recomendaron instalar bastidores de almacenamiento en la piletta de carga para aumentar la capacidad en más de 440 elementos combustibles. Por lo tanto, se debe realizar el análisis de base de diseño para el enfriamiento de la PECl con la nueva configuración.

La temperatura de la piscina en condiciones normales y anormales se analiza al resolver una ecuación de energía simplificada.

Además, se desarrollaron un modelo agrupado y un modelo detallado usando el programa GOTHIC.

La temperatura promedio de la piletta calculada a partir del modelo agrupado concuerda con la del balance de energía y está por debajo del límite requerido establecido por la autoridad reguladora.

El modelo detallado se puede usar para determinar la temperatura local durante los eventos transitorios, que está más allá de la capacidad del modelo agrupado. El resultado analizado cumple con el requisito de que no se produzca ebullición en condiciones normales.

También se evalúa el tiempo disponible para acciones correctivas después de la pérdida de enfriamiento.

- En el estudio de Hiroyasu Mochizuki (2017) se compara un cálculo manual con uno llevado a cabo con RELAP5-3D.

El objetivo del estudio era evaluar el nivel de agua de un grupo de elementos combustibles irradiados durante un evento de pérdida de energía (SBO Station Black Out) que fue uno de los eventos que causó el accidente de Fukushima Dai-ichi (Fukushima-I).

El nivel de agua durante el evento puede calcularse utilizando un código de computadora basado en el inventario de agua y en el calor de decaimiento de los elementos combustibles. Sin embargo, preparar un modelo de cálculo requiere un mayor tiempo de CPU para obtener el resultado.

Si el cambio de nivel de agua puede calcularse mediante un cálculo manual es conveniente ya que tiene la ventaja de ser rápido. Por lo tanto, los resultados del cálculo en términos de tiempos al alcance de condiciones saturadas y de pérdida de refrigerante por ebullición se comparan con los resultados del cálculo manual.

Se ha demostrado que los resultados del cálculo a mano sobre los tiempos de saturación y ebullición son cercanos a los calculados utilizando el código RELAP5-3D.

El modelo de cálculo que utiliza RELAP5-3D se verifica utilizando los datos de nivel de agua medidos durante el accidente de Fukushima-I.

Luego de que los elementos combustibles se descubren, existe un fenómeno de secado.

El modelo de cálculo se verifica utilizando los datos medidos a presión atmosférica.

El código puede rastrear el nivel de agua colapsado para describir el secado en la parte superior del conjunto de combustible.

- En la evaluación de Arlit y col. (2017), se busca predecir el tiempo de respuesta disponible antes de que los elementos combustibles pierdan la integridad de la vaina ante un evento de pérdida de refrigerante.

La validez de emplear simulaciones por computadora para evaluar la eficacia de las medidas de mitigación debe demostrarse mediante experimentos dedicados a pequeña escala pero con condiciones termohidráulicas relevantes.

Para tal fin, diseñaron la instalación de prueba ALADIN, que permite realizar experimentos en un elemento combustible prototipo de combustible de reactor BWR bajo condiciones de pérdida de refrigerante y pérdida de enfriamiento.

En el trabajo presentan la instalación y la instrumentación que dispone, con un enfoque en sensores de temperatura y un nuevo sensor de rejilla de anemometría térmica para medir la velocidad de flujo en un cuadrante del haz de varillas (de las barras combustibles) con una resolución de un punto por subcanal junto con el procedimiento de calibración para una aplicación potencial en vapor y aire sobrecalentado en una amplia gama de temperaturas de fluidos.

- Sobre la misma Planta ubicada en Taiwan, Kuosheng, Yen-Shu Chen y col. (2016) ya habían analizado ocupar la piletta superior de una Contención tipo Mark III con elementos combustibles irradiados de hace 15 años.

Esta piletta no puede ser ocupada cuando el reactor se encuentra crítico, pero es una solución a los problemas de almacenamiento de las piletas de elementos combustibles irradiados, ya que no han obtenido la licencia para el almacenamiento en seco.

También planearon utilizar el rociado como medida de mitigación para la piletta superior.

En este estudio, se analiza el accidente de pérdida de refrigerante de la piletta superior utilizando GOTHIC.

Los resultados calculados muestran que el spray puede recomponer el inventario de la piletta cuando se trata de pequeñas fugas.

El combustible se enfría lo suficiente si la mitigación mediante el rociado mantiene el nivel de la piscina por encima del combustible.

Por el contrario, una gran fuga que provoca el drenaje de todo el refrigerante permite que el flujo de aire entre en la región del combustible y refrigera los combustibles.

El caso que da como resultado la temperatura más alta del revestimiento del combustible ocurre con una fuga de tamaño mediano, ya que los combustibles parcialmente descubiertos no pueden enfriarse adecuadamente con agua o aire.

En este estudio se concluye que la activación del rociado puede garantizar la seguridad térmica del combustible almacenado en la piletta superior durante un accidente de pérdida de refrigerante.

- Un ejemplo de trabajo donde se analizan los fenómenos posteriores al secado de los elementos combustibles es el realizado por Wu y col. (2014).

Allí se estudian las consecuencias de la pérdida de refrigeración sobre un conjunto de elementos combustibles irradiados típicos de un reactor de agua presurizada utilizando el código del Programa de Análisis de Accidentes Modular (MAAP5).

Se ha realizado un análisis de la pérdida de agua debido a la eliminación del calor de decaimiento.

Los análisis cubren un amplio espectro de accidentes severos en el conjunto de elementos combustibles.

Esas consecuencias, como el sobrecalentamiento de los conjuntos de combustible descubiertos, la oxidación de Zirconio y la generación de Hidrógeno, la pérdida de la

integridad de las vainas de las barras de combustible y la liberación de productos de fisión también se analizan en el documento.

Además, como importantes medidas de mitigación, se investigaron los efectos de la reposición de agua en la PECl durante la progresión del accidente.

Los resultados mostraron que, aunque los conjuntos de elementos combustibles irradiados están parcialmente expuestos debido a un caudal másico de agua de reposición más pequeña que la tasa de evaporación promedio, el enfriamiento continuo del vapor y la transferencia de calor por radiación pueden mantener la capacidad de refrigeración de los combustibles gastados ya que la evaporación se equilibró con el caudal de reposición de agua en un período de tiempo del orden de varios días. Sin embargo, debe asegurarse una mayor tasa de reposición de agua para garantizar la seguridad a largo plazo de la PECl.

- El incidente reciente en Fukushima, Japón, muestra que el enfriamiento de las piletas de elementos combustibles irradiados está asociado con problemas de seguridad y se requieren estudios científicos para analizar su rendimiento térmico.

Sin embargo, su modelado puede ser muy desafiante debido a su gran tamaño y los complejos fenómenos de transferencia de calor y masa que participan en dichos sistemas.

En Ramadan y col. (2018) desarrollaron un modelo de dimensión cero (0-D) basado en el enfoque de mezclado perfecto para la refrigeración de una piletas a gran escala. Este modelo requiere poco tiempo computacional en comparación con otros métodos, como los modelos llevados a cabo en códigos CFD, pero da resultados razonables.

Esta simulación 0-D tiene en cuenta los procesos de transferencia de calor que tienen lugar dentro del cuerpo de agua y el volumen de aire húmedo sobre su superficie, así como el sistema de ventilación.

La metodología del modelo 0-D se validó con los datos de los sistemas de refrigeración recopilados de piletas.

En el trabajo se realizan una serie de estudios considerando las condiciones normales de operación y un escenario de pérdida de enfriamiento.

También se presenta una discusión sobre las consecuencias de despreciar la pérdida de calor de la superficie del agua en el contexto de piletas de gran tamaño y un estudio de sensibilidad para examinar el efecto de las condiciones climáticas en el rendimiento de la piletas.

- Otro trabajo donde analizan los accidentes severos en una piletas de un reactor tipo VVER-100 es el de Miroslav Kotouč (2014).

Desde el accidente nuclear de Fukushima en 2011, se ha prestado mucha atención a la investigación de la progresión de los accidentes severos (SA) en las piletas de elementos combustibles irradiados de varios tipos de centrales nucleares.

En la República Checa, hasta el 2014 se encontraban en operación 4 tipos de reactores VVER-440 y 2 VVER-1000 (en las centrales nucleares Dukovany y Temelin, respectivamente).

Con el fin de mejorar su seguridad, especialmente con respecto a eventos de pérdida total del suministro de energía eléctrica (Station Black Out - SBO), se han llevado a cabo análisis numéricos que evalúan los riesgos asociados con accidentes que también ocurren en las piletas.

En el trabajo se postulan dos escenarios de accidentes (pérdida de enfriamiento y pérdida de refrigerante) y se enfoca principalmente en la preparación de la entrada de datos para el código MELCOR 1.8.6.

Se enfatiza la descripción de la implementación correcta de la geometría de las piletas, que consta de 3 piscinas separadas por paredes de hormigón (revestidas con placas de acero) en las que los elementos combustibles se almacenan en un bastidor.

En la descripción del modelo, se detallan los problemas de modelado encontrados y se proponen consejos y soluciones correspondientes para preparar modelos adecuados para varios tipos de diseños de piletas.

Finalmente, algunos de los resultados más característicos se presentan para ambos escenarios.

- En el análisis presentado por Jaeckel y col. (2014), se estudia la posibilidad de que el Zirconio se incendie, utilizando los parámetros de flujo obtenidos de los experimentos del proyecto Sandia BWR Fuel Project 1 y el programa MELCOR.

Como resultado importante obtuvieron que la integridad de los combustibles irradiados se pondrá en riesgo si se alcanzan temperaturas superiores a 800 K.

En accidentes con pérdida parcial de refrigerante, el flujo a través de la boquilla inferior de los bastidores donde se ubican los elementos combustibles se encuentra bloqueado y debido a que no existe flujo cruzado, la circulación de refrigerante en la sección superior descubierta de los combustibles está limitado por la producción de vapor en la parte inferior.

Una de las conclusiones obtenidas en el trabajo es que este escenario es el que conduce al calentamiento más rápido de los elementos combustibles.

Se investiga la influencia de diferentes tipos de almacenamiento de combustible irradiado (vecino caliente y vecino frío).

Un factor importante en estos cálculos es la transferencia de calor radial a los conjuntos de combustible vecinos.

En este estudio se muestran y explican los límites del almacenamiento de combustible irradiado en condiciones de accidente (nivel de agua mínimo permitido en la piletas) y la pérdida total de refrigerante (calor de decaimiento máximo compatible por conjunto de combustible).

Como puede apreciarse, en la literatura internacional sobre el tema hay descripciones de diversos experimentos y modelos utilizados para obtener datos relevantes para la

simulación de los fenómenos que ocurren en las PECl ya sea en operación normal como en caso de accidente.

Sin embargo, estas experiencias y modelos se corresponden con reactores tipo PWR, BWR o CANDU.

En el caso de Atucha I y II no existen en el mundo combustibles de las mismas dimensiones, geometría, y que empleen Uranio natural o levemente enriquecido.

Además, la disposición de almacenamiento al extraerlos del reactor difiere a la de otros tipos en el mundo, ya que se permite flujo cruzado en las casas de piletas de las Centrales tipo Atucha.

Otra particularidad es que en el almacenamiento de los elementos combustibles de Atucha no pueden darse configuraciones que lleven a la criticidad, por lo que este fenómeno no es necesario estudiarlo en las piletas.

Tomando en cuenta las características especiales antes mencionadas de las piletas de las Centrales tipo Atucha, si bien los estudios realizados para otro tipo de Plantas son una importante referencia, no pueden extrapolarse sus resultados al comportamiento esperado en las PECl de Atucha I y II.

El objetivo del presente trabajo es el desarrollo de un modelo 3-D de la Casa de Piletas 1 de Atucha I que permita responder al requerimiento del SOER pero también estudiar a futuro cualquier cambio en cuanto a densidad de almacenamiento, mezclado de refrigerante entre piletas, medidas de mitigación, etc.

Para tal fin se emplea el código GOTHIC, que tiene antecedentes de aplicación al problema para modelar casos similares que no involucren accidentes severos.

Capítulo 2

2.1 Particularidades de los accidentes en las PECl

Los accidentes que pueden ocurrir en las PECl y que pueden derivar en la liberación radiactiva de los productos de fisión son muy poco probables.

La progresión del accidente desde el inicio, la detección por parte del operador (alarma) hasta las consecuencias de dosis es más lenta en comparación con la de la mayoría de los accidentes que ocurren en el núcleo del reactor, evolucionando durante días antes de que se produzcan consecuencias radiológicas significativas.

Debido a la lenta progresión, es muy probable que la intervención del operador detenga el accidente en sus etapas iniciales, antes de que comience la degradación del combustible y la liberación radiactiva.

En la figura 10 se ilustra la progresión del accidente para dos escenarios hipotéticos: pérdida de enfriamiento y accidentes con pérdida de refrigerante.

Se muestran los tiempos aproximados para el avance de cada escenario, los cuales abarcan desde un solo fenómeno dominante, el termohidráulico, en las primeras etapas, hasta uno más complejo de múltiples fenómenos interdependientes, como el comportamiento de la vaina, del combustible, la degradación de los mismos y la liberación y transporte de productos de fisión. Estos tiempos variarán dependiendo de la potencia de decaimiento de los combustibles.

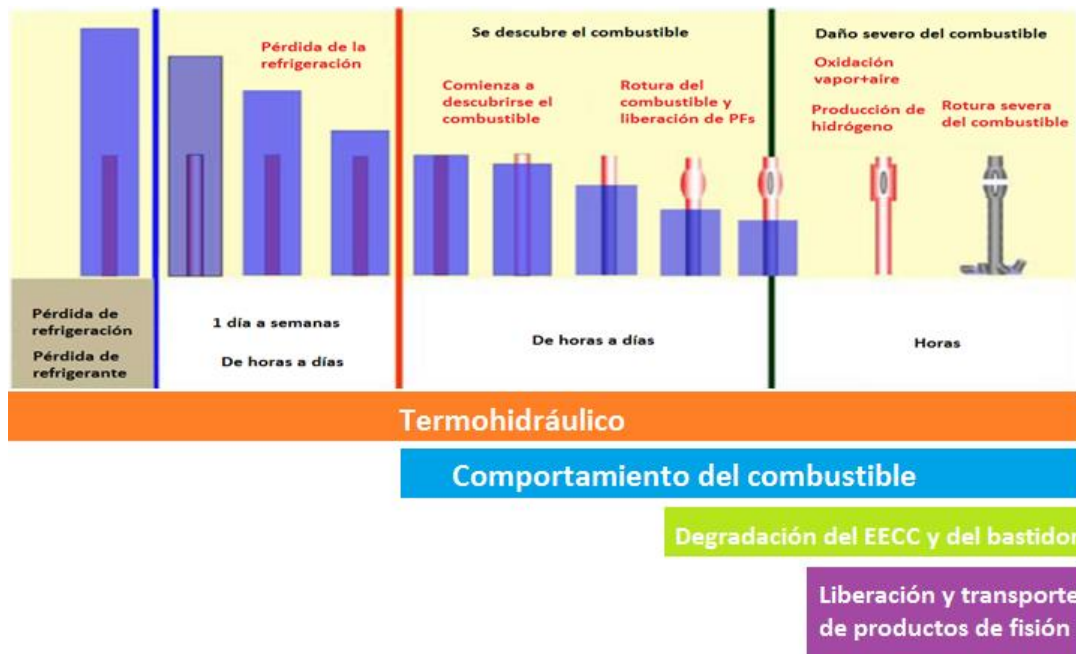


Figura 10: Estados de los accidentes con pérdida de refrigeración/refrigerante de las PECl

2.2 Fenómenos termohidráulicos

Durante la operación normal, el calor de decaimiento del combustible almacenado se extrae mediante una combinación de transferencia de calor por convección natural del agua a través de los bastidores de almacenamiento y convección forzada del agua gracias al sistema de refrigeración externo (Weech y col. (1981)).

También hay cierta extracción del calor por conducción a través de las paredes laterales y el suelo de las PECl, por radiación y por evaporación de la superficie del agua. Estos fenómenos representan sólo un pequeño porcentaje de la eliminación total de calor durante el funcionamiento normal, ya que la temperatura del agua en promedio se mantiene baja (típicamente entre 35-45 °C) por el sistema de refrigeración. Sin embargo, en condiciones accidentales, cuando la temperatura del agua de la pileta aumenta, estos modos de transferencia se vuelven más importantes.

Algunas particularidades de la refrigeración de los elementos combustibles de reactores tipo PWR es que el flujo axial a través de los bastidores de almacenamiento es inducido por la diferencia de densidades impulsada por los gradientes de temperatura.

En condiciones normales de funcionamiento, la velocidad de flujo axial es típicamente 0.1-0.2 m/s (Weech y col. (1981) y Hung y col. (2013)), que es suficiente para enfriar eficientemente el combustible.

La diferencia de temperatura entre la vaina y el agua es inferior a 5 °C, y la diferencia en la temperatura del agua entre la parte superior e inferior de las PECl es usualmente inferior a 10 °C.

Estas son las diferencias típicas de temperatura y velocidades de flujo para condiciones normales de funcionamiento en las PECl, que dependen de la potencia de decaimiento y del diseño de la pileta.

A continuación, se consideran los fenómenos termohidráulicos en cuatro escenarios diferentes, o etapas, que pueden ocurrir durante el progreso de un accidente con pérdida de enfriamiento en las PECl de un PWR típico (con elementos combustibles dentro de bastidores tipo cajas que solo permiten el flujo axial).

Los escenarios son (ver figura 11):

- a) Combustibles completamente cubiertos de agua
- b) Combustibles parcialmente descubiertos pero intactos
- c) Combustibles parcialmente descubiertos y dañados
- d) Combustibles completamente descubiertos

Estos escenarios se pueden ver como las etapas secuenciales de un accidente sin contramedidas, pero las últimas fases podrán prevenirse con acciones eficaces.

Además, la duración de cada etapa dependerá fuertemente del escenario del accidente en particular.

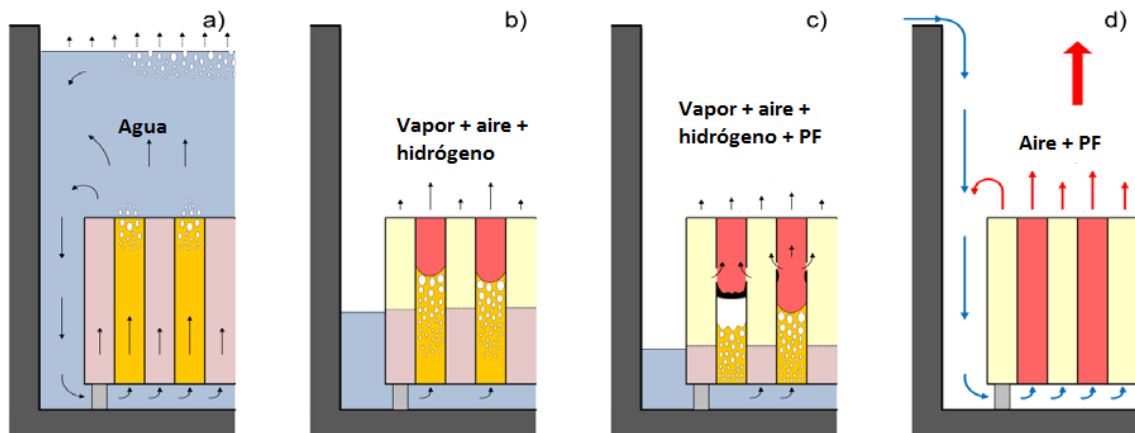


Figura 11. Condiciones termohidráulicas en cuatro etapas diferentes de pérdida de refrigeración en las PECl

Se espera que los fenómenos termohidráulicos sean significativamente diferentes en las PECl con combustibles de uranio natural o levemente enriquecido. En éstos, no existe preocupación por la pérdida del margen a la criticidad y por lo tanto, no son necesarias las características de diseño de control de criticidad.

Al contrario del combustible enriquecido, el combustible gastado de uranio natural se almacena en bastidores abiertos tanto al flujo axial como al flujo cruzado. Esto significa que el comportamiento termohidráulico difiere entre los combustibles enriquecidos y de uranio natural, especialmente cuando los bastidores de almacenamiento de los combustibles están parcialmente descubiertos.

2.2.1 Combustibles completamente cubiertos con agua

Como se mencionó, la mayoría de los escenarios accidentales implican una pérdida parcial o total de la capacidad de enfriamiento de las PECl. Esto conlleva a un calentamiento del inventario de la piletta, y si no se toman medidas correctivas, el agua gradualmente se evaporará y finalmente se descubrirán los combustibles.

Es poco probable que el combustible se dañe estando cubierto de agua, ya que la convección natural del agua de la piletta proporciona suficiente enfriamiento al combustible.

La mayoría de los diseños modernos de bastidores para almacenamiento de combustibles de uranio enriquecido, son de celda cerrada como canales, con orificios de entrada para el flujo convectivo sólo en la parte inferior de cada celda. Dado que este diseño permite el flujo transversal lateral sólo en las regiones por debajo y por encima de los bastidores, la forma general del patrón de flujo de convección natural en la piletta depende en gran medida de la distribución de agua fría y caliente.

A medida que el agua de la piletta se calienta, la ebullición generalmente ocurrirá primero en la parte superior de los elementos combustibles de alta potencia de decaimiento y/o en la superficie de la piletta.

Si el nivel del agua se encuentra muy por encima de los bastidores de combustible, puede haber una región intermedia con agua sin hervir entre los bastidores de combustible y la superficie de la pileta. Esto se debe a que el agua saturada, que sale de los elementos combustibles de alta potencia, se mezcla con agua más fría a medida que el líquido asciende (condensación de vapor en el agua más fría).

Sin embargo, la ebullición puede volver a ocurrir nuevamente cerca de la superficie de la pileta, donde la presión hidrostática es menor.

Que la ebullición ocurra primero en la superficie de la pileta o en la salida de los bastidores de los elementos combustibles calientes depende de la distribución de los elementos combustibles fríos/calientes y del nivel de agua de la pileta.

La distribución de los combustibles con diferentes potencias de decaimiento en las PECE depende de la estrategia de recambio de los mismos en el reactor. En las Centrales tipo Atucha y CANDU esta maniobra es diaria y en potencia, a diferencia de la recarga de combustibles durante las paradas de las Centrales PWR. También la distribución resulta del plan de llenado de las piletas.

Debe destacarse que el resultado es una agrupación de fuentes de calor (los elementos combustibles) heterogénea con zonas de máxima potencia localizadas en la ubicación de los últimos elementos combustibles extraídos del reactor (notar que la potencia de decaimiento de los elementos combustibles sigue aproximadamente un comportamiento exponencial negativo).

Cuando el nivel del agua se aproxima a la parte superior de los bastidores, la zona que no se encuentra en ebullición de la pileta se reducirá y la fracción de vacío en la parte superior de los elementos combustibles aumentará como resultado de una menor presión hidrostática.

La creciente fracción de vacío puede plantear un problema de criticidad en las piletas donde se almacenan elementos combustibles de uranio enriquecido.

Se pueden utilizar modelos sencillos para estimar el tiempo necesario para evaporar el nivel del agua de la pileta hasta la parte superior de los elementos combustibles, dado el calor de decaimiento, el volumen de agua antes del accidente y la temperatura del agua en la pileta. Así, se puede disponer de una estimación del tiempo disponible para realizar cualquier acción correctiva en términos de inyección de agua o enfriamiento forzado.

En los modelos, la evaporación a través de la superficie se considera el mecanismo dominante para la eliminación de calor de las PECE cuando el sistema de refrigeración no se encuentra operando.

La evaporación se vuelve significativa cuando la temperatura del agua supera los 70 °C (Wang y col. (2012) y Hung y col. (2013)).

Sin embargo, la transferencia de calor y de masa por evaporación de una superficie libre es menos eficaz a mayor temperatura y humedad en el aire.

De lo anterior se desprende que la ebullición nucleada no ocurre necesariamente en una PECE con sistema de refrigeración inoperable, ya que la remoción de calor por evaporación se hace significativa a temperaturas de la pileta muy por debajo del punto de ebullición.

Sin embargo, la gran cantidad de agua evaporada durante un accidente de pérdida de refrigeración es un desafío para el sistema de ventilación del edificio de la PECl, el cual no está diseñado para manejar el vapor producido a partir de una PECl en estado de ebullición o casi ebullición. Por lo tanto, los procedimientos de gestión de accidentes suelen implicar la apertura de puertas, si existen, para liberar vapor al medio ambiente, aunque el vapor de agua podría condensarse en el interior del edificio y acumularse en lugares que pueden hacer fallar los sistemas relacionados con la seguridad.

Otra consecuencia de la evaporación del refrigerante es que la succión del sistema de refrigeración de las PECl se perderá tan pronto como el nivel del agua de la pileta caiga por debajo de los filtros en la parte superior de la pileta o, alternativamente, cuando se produzca la ebullición en los filtros. En consecuencia, será imposible reiniciar el sistema de refrigeración de la pileta en estas condiciones.

Si el nivel del agua de la pileta cae a menos de aproximadamente 0,6 m por encima de los elementos combustibles almacenados, los análisis muestran que el aumento de los campos de radiación β y γ impedirían el acceso al edificio (Barto y col. (2013)). Esto podría obstaculizar las medidas de mitigación, la vigilancia y el control.

Finalmente, la radiación que emiten los elementos combustibles cubiertos de agua conduce a la producción de Hidrógeno por radiólisis del agua. Aunque no está claro si el Hidrógeno puede producirse en cantidades suficientes para superar el umbral de inflamabilidad de Hidrógeno/aire en el edificio de las PECl, el fenómeno puede jugar un papel importante en los accidentes de las piletas que implican la pérdida de ventilación en el edificio de la pileta.

Se espera que el Hidrógeno producido por radiólisis sea un problema menor en comparación con el Hidrógeno que puede producirse por oxidación a alta temperatura de aleaciones de Zirconio en vapor.

Se están llevando a cabo estudios en Bélgica, Francia y algunos otros países para determinar si pueden ser necesarias medidas específicas (materiales y/o administrativas), como la instalación de recombinadores pasivos autocatalíticos (PAR) en el edificio de las piletas de almacenamiento de combustible (reporte NEA/CSNI/R(2014)7).

Las etapas que se describen a continuación no se analizan en este trabajo pero son relevantes para comprender la importancia de modelar con detalle las PECl de los reactores nucleares en caso de considerar escenarios accidentales con contramedidas tardías o parcialmente/totalmente ineficaces, o en un caso extremo, sin considerar contramedida alguna de mitigación del accidente.

2.2.2 Combustibles parcialmente descubiertos pero intactos

Que el nivel de agua de la pileta descienda por debajo de la parte superior de los elementos combustibles, no necesariamente da lugar a un calentamiento inmediato de la parte descubierta: mientras el nivel de agua no se encuentre muy por debajo de la parte superior de los elementos combustibles almacenados, la parte descubierta se

enfria gracias al flujo de vapor y la expansión volumétrica del agua que produce el aumento del nivel de agua.

Sin embargo, son complejos los fenómenos termohidráulicos que ocurren en el conjunto de elementos combustibles parcialmente descubiertos. El aumento de nivel dentro de los elementos combustibles con diferentes potencias de decaimiento ha recibido poca atención en los programas de investigación anteriores (fenómeno que ocurre en bastidores cerrados tipo PWR/BWR), y solo se dispone de una cantidad limitada de datos de prueba. El nivel de agua depende de la velocidad con que sube la burbuja dentro del área cerrada de los bastidores, de la resistencia al flujo de las rejillas espaciadoras y del paso y del diámetro de las barras de combustibles.

Para cada diseño de bastidores y de elementos combustibles, se espera que el nivel de agua aumente de diferentes maneras ante cargas térmicas idénticas.

La generación de vapor y el aumento de nivel en un determinado conjunto de combustibles, y por lo tanto, la efectividad del enfriamiento en la parte superior descubierta, depende del grado de ebullición debajo de la superficie del agua. Esto, a su vez, depende de la longitud sumergida del elemento combustible y su potencia de decaimiento.

Los bastidores con los elementos combustibles así como las zonas de las piletas sin bastidores se comportan como “canales paralelos” alimentados desde su parte inferior.

El agua se distribuye en estos “canales paralelos” esencialmente igualando la altura de agua líquida en ellos, lo que se denomina el nivel colapsado (collapsed level), ya que la fuerza dominante es el peso de la columna líquida en cada “canal” (el peso del vapor en la mezcla vapor-líquido del “canal” es relativamente insignificante).

Sin embargo, desde el punto de vista de la refrigeración de los elementos combustibles la eficacia de la misma es la altura que alcanza la mezcla vapor-agua líquida, ya que ésta mantiene una capacidad de enfriamiento importante. Esta altura se conoce como el nivel de mezcla (swell level), que depende del nivel colapsado y la tasa de generación de vapor en la parte sumergida del elemento (es decir de la potencia de decaimiento debajo del nivel de mezcla).

Algunos análisis computacionales sugieren que la temperatura máxima de la vaina puede ser inferior en elementos combustibles de alta potencia que en los de potencia media, ya que los primeros tienen mayor producción de vapor y mejor enfriamiento en la parte descubierta (Wagner y col. (2006)). Es decir, dado el mismo nivel colapsado, el nivel de mezcla es mayor en los elementos combustibles con mayor potencia debido a la mayor generación de vapor (mayor potencia) en su porción sumergida.

Sin embargo, las temperaturas en la parte descubierta son difíciles de predecir con modelos computacionales, principalmente debido al flujo en doble fase.

A altas temperaturas, la transferencia de calor por radiación en la dirección lateral entre elementos combustibles adyacentes y entre éstos y el bastidor, así como la generación de calor por oxidación de la vaina, añaden complejidad adicional a los cálculos.

2.2.3 Combustibles parcialmente descubiertos y dañados

A medida que el nivel del agua disminuye, la temperatura máxima de la vaina en la parte descubierta de un elemento combustible aumenta por dos razones: se produce menos vapor por ebullición en la parte inferior, y el sobrecalentamiento del vapor aumenta en proporción a la longitud descubierta.

Eventualmente, la temperatura máxima puede aumentar como resultado de la oxidación rápida de la vaina con vapor y/o aire disponibles.

Dado que los procesos de oxidación son fuertemente exotérmicos, se puede alcanzar las condiciones de ignición y el incendio autosostenido de las vainas del Zirconio (self-sustained Zirconium fire), que conduce a la degradación estructural del combustible y a la liberación de los productos de fisión.

El inicio de estos procesos depende de la cinética de las reacciones de Zirconio-vapor-aire.

Debe destacarse que el calor de reacción del Zirconio directamente con el Oxígeno del aire es considerablemente mayor que con vapor de agua.

Se espera que el entorno químico en los combustibles parcialmente descubiertos a alta temperatura sea complejo: el vapor dominará cerca del agua, pero a medida que el vapor ascendente reacciona con el metal de Zirconio, la concentración de Oxígeno en el vapor decrece. La parte superior de los elementos combustibles puede contener una mezcla de vapor, Hidrógeno y aire.

El entorno es, por lo tanto, más complejo que para un conjunto de elementos combustibles completamente descubiertos, y se deben considerar los riesgos relacionados con la producción de Hidrógeno.

Como se mencionó en la sección anterior, durante el descubrimiento gradual de los combustibles, por ejemplo, por ebullición o drenaje lento del agua de la pileta, los análisis computacionales (Wagner y col. (2006)) indican que los elementos combustibles con potencias de decaimiento media o bajas son los que comenzarán a calentarse primero porque producen menor cantidad de vapor y el aumento de nivel de agua dentro de su canal (swell level) es menor que en los elementos combustibles de alta potencia, y por lo tanto poseen un enfriamiento más pobre de la parte descubierta.

Sin embargo, la velocidad de calentamiento es bastante menor, ya que la potencia de decaimiento es moderada y la estructura del bastidor circundante y los elementos combustibles actúan como disipadores de calor.

A medida que el nivel de agua disminuye, los conjuntos de mayor potencia comenzarán a calentarse más rápido.

Dado que la velocidad de calentamiento aumenta en proporción a la potencia de decaimiento, las temperaturas máximas en los elementos combustibles de alta potencia finalmente alcanzarán y superarán a los de los bastidores de potencia media.

Todavía no está claro a qué potencia de decaimiento del combustible se producirán las condiciones críticas para iniciar el incendio autosostenido de Zirconio en bastidores con elementos combustibles parcialmente descubiertos.

A medida que el daño progresa en la parte superior del elemento combustible, el material fundido se reubicará descendiendo y obstruirá el flujo axial a través del conjunto de combustibles. Al mismo tiempo, la fusión del material de los bastidores en la región dañada puede abrir vías para el flujo cruzado entre celdas de bastidores adyacentes. Las trayectorias de flujo y las condiciones termohidráulicas en el bastidor del combustible dañado se vuelven complejas y difíciles de modelar en las simulaciones por computadora.

En los bastidores de diseño cerrado que no permite flujo transversal se considera que el peor escenario posible con respecto a la capacidad de refrigeración se produce cuando los elementos combustibles se encuentran casi completamente descubiertos, teniendo solo el extremo inferior sumergido en agua que no se encuentra en ebullición (Benjamin y col. (1980)).

Este escenario se considera peor que una situación con elementos combustibles completamente descubiertos, en los que la convección natural del aire proporciona enfriamiento.

El agua bloqueará las entradas inferiores a los bastidores e impedirá la circulación de aire, y si no bulle, el agua emitirá una cantidad de vapor insignificante como para enfriar la parte descubierta de los elementos combustibles.

Este escenario podría ocurrir de manera transitoria al volver a llenar una PECl drenada al inyectar agua fría en el fondo de la piletta a través del sistema de enfriamiento normal.

Tan pronto como el nivel del agua llegue al fondo de los elementos combustibles, la circulación natural del aire a través de los elementos combustibles se detendrá y aumentará la temperatura del combustible.

El llenado de la piletta drenada mediante pulverización de agua (enfriamiento de arriba hacia abajo) podría ser una mejor alternativa (Barto y col. (2013) y Wagner y col. (2006)), especialmente si no se puede lograr una recarga rápida.

2.2.4 Combustibles completamente descubiertos

La convección natural por aire es el mecanismo de enfriamiento dominante cuando los elementos combustibles se encuentran completamente descubiertos.

Recientemente se han llevado a cabo experimentos sobre el comportamiento termohidráulico de elementos combustibles completamente expuestos a aire de reactores BWR y PWR en Sandia National Laboratories en los Estados Unidos.

Excepto por estos experimentos, la comprensión del comportamiento se basa en gran medida en análisis computacionales.

El software desarrollado específicamente para el problema (Collins y col. (2001), Benjamin y col. (1980) y Nourbakhsh y col. (2002)), así como los programas multipropósito CFD, se han utilizado para analizar la circulación natural de aire en modelos de piletas de decaimiento completamente drenadas y en los edificios circundantes.

Por ejemplo, Boyd (Boyd (2000)) estudió la capacidad de ventilación de los elementos combustibles irradiados tipo BWR totalmente descubiertos mediante el programa FLUENT5.

El mismo código también se empleó en la simulación del flujo de aire por convección natural en piletas de combustibles tipo PWR completamente drenadas (Wagner y col. (2006)).

Estos análisis sugieren que se desarrolla un patrón de flujo a gran escala dentro del edificio de la piletas con elementos combustibles totalmente descubiertos: el aire caliente que sale de la parte superior de los conjuntos de combustible forma una pluma que se eleva hacia el techo. Luego se extiende lateralmente dentro de una capa caliente. Si la capa de aire caliente debajo del techo es evacuada por el sistema de ventilación o al abrir las escotillas del techo, el aire en el edificio puede permanecer estratificado térmicamente si ingresa aire frío a una elevación más baja para reemplazar el aire caliente que sale del techo. El aire frío se introduce en la PECL, donde se extiende lateralmente debajo de los bastidores y recorre los elementos combustibles desde abajo (en bastidores cerrados para EC PWR/BWR).

Sin embargo, si la ventilación del edificio es inadecuada, los análisis sugieren que la habitación se calentará gradualmente y la capa de gas caliente finalmente caerá en la piletas, lo que obstaculizará la convección natural y provocará un calentamiento significativo del combustible.

Los estudios computacionales antes mencionados determinan que la ventilación del edificio de la piletas es importante para la capacidad de refrigeración de los elementos combustibles completamente descubiertos, en particular porque se calculó que existe una fuerte relación no lineal entre la temperatura máxima de la vaina y la temperatura del aire en la parte inferior de la PECL (Wagner y col. (2006) y Boyd (2000)).

Otra conclusión de los análisis computacionales es que la disponibilidad de trayectorias de flujo descendente del aire frío hacia el fondo de la piletas es crucial para que se establezca una buena circulación natural. Estas rutas de flujo incluyen el espacio de bajada entre los bastidores de almacenamiento y la pared de la piletas, la región de transporte del combustible y posiblemente algunas celdas vacías del bastidor.

La transferencia de calor lateral desde los elementos combustibles con alta potencia de decaimiento a bastidores de baja potencia o celdas vacías también es importante bajo refrigeración por aire, lo que significa que el patrón de almacenamiento de combustible gastado afecta la capacidad de refrigeración.

Los análisis de CFD informados en Wagner y col. (2006) y Boyd (2000) indican que, en condiciones favorables, los elementos combustibles pueden refrigerarse mediante convección libre de aire.

Los factores claves que afectan la capacidad de refrigeración son la configuración de almacenamiento y la potencia de decaimiento del combustible irradiado, la ventilación del edificio y la disponibilidad y configuración de las entradas de aire a las PECL.

Diferentes códigos de accidentes severos muestran la posibilidad de enfriar el combustible con flujo de aire durante varios días, si la potencia de los combustibles decayó durante algunos meses desde que se extrajeron del reactor.

En condiciones menos favorables, sin embargo, la temperatura de la vaina supera la temperatura umbral de incendio autosostenido del Zirconio.

2.3 Comportamiento termo-mecánico del combustible

Los elementos combustibles de reactores de agua liviana y pesada consisten en un pellet cerámico de dióxido de uranio (UO_2), contenido en tubos cuya vaina es de Zirconio.

El combustible dentro del reactor está expuesto a un flujo de neutrones que induce a dos reacciones nucleares principales: la fisión y la captura neutrónica seguida de decaimiento beta. La primera ocurre, predominantemente, por la colisión de un neutrón térmico (≈ 0.03 eV) con el núcleo de ^{235}U que produce dos fragmentos de fisión y 2-3 neutrones rápidos (≈ 5 MeV), y otras contribuciones de energía (≈ 198 MeV), conteniendo principalmente energía cinética de los productos de fisión.

La otra reacción forma una distribución bimodal de elementos con respecto a las masas atómicas.

A pesar de que se forman cientos de productos de fisión dentro del reactor, la mayoría tienen tiempos de vida medios muy cortas y decaen dentro de días o semanas luego de su formación.

Las reacciones de captura de neutrones, normalmente seguidas por la desintegración beta, involucran neutrones epitérmicos y conducen a la formación de elementos transuránicos ($Z > 92$), de los cuales Pu es el de mayor proporción.

Los isótopos fisionables generados de esta manera, como ^{239}Pu , pueden luego fisionarse, contribuyendo hasta en un tercio de la energía producida en un LWR con combustible UO_2 .

2.3.1 Estado del elemento combustible dentro de la piletta

La composición final del combustible cuando sale del reactor depende del tipo de combustible inicialmente cargado, el nivel de enriquecimiento del material físil y del quemado del combustible, entre otros.

El quemado se expresa como la energía generada por kg de elemento físil (MW-d/kgU en caso de combustible de UO_2). Los quemados de extracción típicos se encuentran en el rango de 40 a 65 MWd/kgU para reactores LWR y 8 MWd/kgU para el combustible CANDU.

La distribución de los productos de fisión y de captura de neutrones no es uniforme dentro de la pastilla de combustible, debido a que la densidad de reacciones de fisión es menor en el interior que en la superficie de la pastilla (auto-apatallamiento de neutrones) y los productos de fisión migran por difusión inducida por radiación y gradientes de temperatura.

El pronunciado gradiente de temperatura radial, con temperaturas tan altas como 1700 K en el centro de la pastilla y que disminuye hasta aproximadamente 700 K en su borde, durante el funcionamiento normal del reactor, es muy importante para esta difusión. En consecuencia, la distribución de los productos de fisión en el combustible

irradiado se ve fuertemente afectada por el historial de potencia experimentado por el combustible durante la operación del reactor.

Las excursiones térmicas o transitorios de potencia mejoran la difusión y también pueden causar engrosamiento de los granos de combustible y micro fisuras

Los productos de fisión gaseosos, como Xe y Kr, y los elementos volátiles, como Cs y I, migran a los límites del grano de combustible, y eventualmente pueden liberarse al volumen libre de la barra (huelgo entre la pastilla y la vaina), que en algunos combustibles es pre-presurizado con gas Helio durante su fabricación.

En las barras de un combustible irradiado que estuvieron bajo condiciones normales de operación durante su vida útil, los productos de fisión gaseosos que residen en el volumen libre son un pequeño porcentaje del gas producido.

Las barras de combustible que han estado temporalmente a alta potencia pueden, por otro lado, tener inventarios de gas significativamente más grandes en el volumen libre de la barra combustible.

Los principales problemas que presenta la vaina combustible son la corrosión, la absorción de Hidrógeno y su fragilización, el crecimiento axial de la barra combustible y el desgaste entre la barra combustible y sus soportes.

Una observación general con respecto a la corrosión de la vaina es que la corrosión uniforme es más prevalente en combustibles cuyas temperaturas de la superficie exterior de la vaina son más altas (Reporte IAEA-TECDOC- 996 y Allen y col. (2012)).

Si ocurre un accidente de pérdida de refrigeración en las piletas, la capa de óxido pre-existente en la vaina del elemento combustible irradiado influye en la cinética de oxidación de la vaina a alta temperatura.

Debe destacarse que las barras de los elementos combustibles irradiados almacenados en las PECl se encuentra en una condición de presión externa mucho más baja que en el reactor. En las piletas la presión es la atmosférica más la hidrostática de acuerdo a la profundidad. En el reactor las barras operan en una condición mecánica de presión externa mientras que en las piletas es de presión interna.

2.3.2 Potencia de decaimiento

La energía producida por el combustible después del cese del proceso de fisión se denomina calor de decaimiento.

Esta energía proviene de la emisión de rayos gamma, partículas beta y alfa causadas por la desintegración radiactiva de los productos de fisión y los actínidos del combustible irradiado.

Es uno de los factores más importantes en el análisis de los accidentes postulados de pérdida de refrigerante y la evaluación del rendimiento del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (Gauld (2006)).

Hay varios procesos responsables de la generación de calor después del corte del reactor. La mayoría de ellos pierden su importancia pocas horas después, pero dos son procesos a largo plazo y, por lo tanto, relevantes para el combustible irradiado (Tobias (1980)):

- **Productos de fisión:** Los nucleídos inestables experimentarán decaimiento radiactivo mientras que otros, junto con muchos productos de fisión estables, también se agotarán mediante la captura de neutrones. Después del corte del reactor, quedan numerosos productos de fisión radiactivos que, en su posterior desintegración, producen la mayor parte del calor de la decaimiento hasta un tiempo de almacenamiento de aproximadamente 60-80 años para el combustible de UO_2 . El ^{134}Cs es el principal contribuyente al calor de decaimiento dentro de los cuatro años. Para combustibles más antiguos, los principales isótopos que contribuyen son ^{90}Sr / ^{90}Y y ^{137}Cs / ^{137}Ba (Ade y col. (2011)).
- **Los elementos pesados/actínidos** dominan la generación de calor de decaimiento en el combustible de UO_2 que se ha almacenado durante más de 60-80 años. Los isótopos, como ^{239}U , ^{239}Np y ^{239}Pu , se producen mediante la captura de neutrones de ^{238}U (reacción n, γ). También se generan otros elementos pesados y actínidos a través de las reacciones (n, α) , (n, γ) y $(n, 2n)$ y posteriores desintegraciones α y β . Para tiempos de almacenamiento de menos de diez años, la descomposición de actínidos contribuye con un máximo de aproximadamente el 30 % del calor de desintegración total en el combustible de UO_2 . Para tiempos de almacenamiento superiores a tres años, los principales contribuyentes son ^{238}Pu , ^{241}Am y ^{244}Cm (Ade y col. (2011)).

El calor de decaimiento generado en un conjunto de elementos combustibles específico depende principalmente de su densidad de potencia al final de la vida (para nucleídos de vida media corta < 2 años, como el ^{134}Cs), de su quemado (para nucleídos de vida media larga > 20 años, como los actínidos), en ambas variables (para vidas medias intermedias de entre 2 años y 20 años, como ^{90}Sr y ^{137}Cs) y en su tiempo de almacenamiento en la PECl (debido a la desintegración radiactiva).

Por lo tanto, para obtener valores realistas de potencia de decaimiento, los cálculos deben realizarse para grupos de elementos combustibles que hayan pasado períodos dentro del reactor y tiempos de almacenamiento similares. El cálculo se puede hacer, por ejemplo, con el programa ORIGEN.

A continuación se describen sucintamente fenómenos que pueden ocurrirle a las barras combustibles a medida que transcurre el accidente dentro de la PECl:

2.3.3 “Ballooning” de la vaina de la barra combustible

En caso de un evento de pérdida de refrigeración en la PECl, la sobrepresión interna de la barra combustible en combinación con la elevada temperatura de la vaina hará

que la barra se expanda en dirección radial, lo que eventualmente puede conducir a la rotura del mismo.

Los parámetros básicos que controlan la deformación del tubo de la vaina son la tensión, la temperatura y la resistencia a la fluencia (creep).

Este último se ve afectado principalmente por la oxidación, el tamaño del grano, la composición química, la anisotropía y la composición de la fase estructural del material.

Cuando la temperatura de la vaina se eleva por encima de 800 K, la fluencia aumenta lo suficiente como para causar una deformación plástica significativa en tiempos del orden de minutos.

Si la temperatura es uniforme en la vaina de la barra combustible que se encuentra a presión, la deformación por creep a alta temperatura puede volverse inestable: si el diámetro del tubo aumenta en cualquier posición axial, la tensión local aumenta debido al mayor diámetro y espesor de pared reducida, siempre que la presión interna de la barra no haya disminuido significativamente.

Esta realimentación positiva aumenta la velocidad de deformación por creep, que puede conducir a una deformación fuera de control (“ballooning” o hinchamiento, figura 12) antes de la rotura de la vaina.

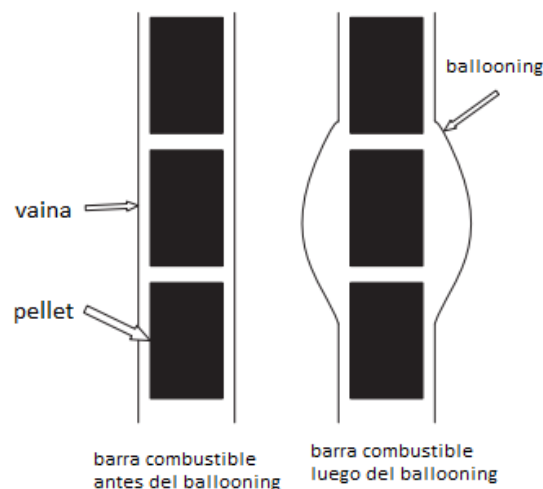


Figura 12. Esquema del “ballooning” (hinchamiento) de la barra combustible

Sin embargo, la temperatura de la vaina sobrecalentada rara vez es uniforme (Jones y col. (1984)).

En estudios de Erbacher y col. (1985 y 1990) se encontró que pequeñas variaciones de temperatura azimutal en la vaina causan una disminución relativamente uniforme del espesor de la pared de la vaina, que conduce a un hinchamiento relativamente grande antes de su falla.

Por el contrario, grandes variaciones de temperatura azimutal en la vaina conducen a una reducción localizada del espesor de pared en la parte caliente de la circunferencia

del tubo antes de la ruptura, y por lo tanto, dan lugar a deformaciones relativamente moderadas.

2.3.4 Fragmentación axial y relocalización de la columna de pellets

Durante la operación normal del reactor, las pastillas se fisuran y forman fragmentos debido a la tensión térmica inducida por el gradiente de temperatura que se desarrolla dentro de la misma (Oguma (1983), Coindreau y col. (2013)). También, a altos quemados, el pellet forma una estructura diferente en la parte externa debido al auto-apantallamiento.

El combustible restructurado es un material altamente poroso que puede convertirse en fragmentos (< 0.1 mm) bajo las condiciones que se dan ante un accidente con pérdida de refrigerante del núcleo (LOCA), debido a la respuesta térmico-mecánica del combustible a una distribución de temperatura inusual, con altas temperatura en la periferia de la pastilla.

La fragmentación hace que el combustible sea más propenso a relocalizarse axialmente, y ante una falla de la vaina, se favorece el grado de dispersión.

La relocalización axial se refiere al desplazamiento vertical del combustible dentro de la barra combustible que sufrió “ballooning” (figura 13).

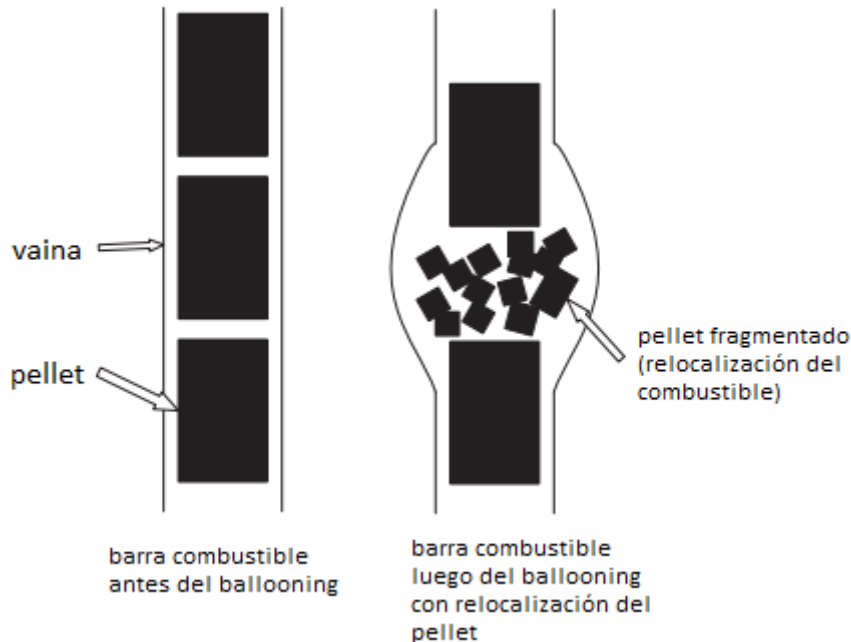


Figura 13. Esquema de la relocalización del combustible

La relocalización puede producir huecos axiales dentro de la columna de pellets o acumular material combustible en el volumen hinchado (figura 13). Por lo tanto, puede concentrar la carga térmica en la región que sufrió “ballooning” de la barra, y si esta zona falla, puede ser mayor la cantidad de combustible liberado (Raynaud (2012)).

2.3.5 Rotura de la vaina por alta temperatura

La rotura de la vaina por creep ante condiciones de alta temperatura es un fenómeno complicado que involucra muchas variables.

Por ejemplo, el comportamiento macroscópico de la rotura depende entre otros, de la temperatura, de la composición predominante de la aleación, la velocidad de calentamiento, la velocidad de deformación por creep y la concentración de Hidrógeno y Oxígeno en el metal (Manngård y col. (2011)).

La rotura de la vaina de las barras combustible por creep ante un LOCA dentro del núcleo, se supone que ocurre por la pérdida de área transversal al paso de refrigerante (debido al flujo de material), antes de suceder por la nucleación, crecimiento y coalescencia de cavidades en los bordes de grano del material de la vaina. Pero algunos estudios sugieren que para bajas temperaturas o para altas concentraciones de Oxígeno, la rotura por creep debido a las cavidades en los bordes de grano puede ser importante.

Un 1 % en peso en el nivel de Oxígeno puede inducir cavidades en los bordes de grano a temperaturas menores a 800 °C para presiones de 20 MPa.

Los efectos del espesor de la capa de óxido y de la alta concentración de Hidrógeno en las propiedades del “ballooning” y rotura de la vaina de Zircaloy-4 no irradiada se estudian en Kim y col. (2006).

Algunas muestras de vaina sin irradiar se oxidaron hasta lograr una capa de óxido de 20 y 50 μm o se hidruraron a contenidos de 300 y 1000 ppm (en peso) de Hidrógeno. Todas las muestras pre-oxidadas se rompieron por debajo de 1273 K y su deformación en el momento de la ruptura fue apreciablemente menor que la de las muestras sin oxidar o hidrurar.

Dado que el mecanismo de ruptura por creep es intrínsecamente dependiente del tiempo, la velocidad de calentamiento tiene una gran influencia sobre el comportamiento de falla: al aumentar la velocidad de calentamiento se producen temperaturas de explosión más altas (Manngård y col. (2011)).

Como ya se mencionó, también la distribución de temperatura en la vaina afecta el comportamiento de la explosión: las grandes variaciones azimutales de temperatura durante el curso de la deformación del revestimiento conducen a una reducción localizada del espesor de la pared en la parte caliente de la circunferencia del tubo y por lo tanto conduce a explosiones a bajas tensiones.

Finalmente, estudios experimentales indican que la tasa de presurización (carga) de la vaina durante el “ballooning” tiene un efecto importante sobre la presión de falla.

En caso de presurización rápida, la rotura de la vaina tendrá lugar a una presión significativamente mayor, en comparación con velocidades de presurización lentas.

Durante un LOCA en las piletas de decaimiento, la presión interna de la barra de combustible aumentará lentamente, al mismo tiempo que aumenta la temperatura, mientras que la presión externa es casi constante. Por esta razón, la explosión de la vaina tendrá lugar a menor presión en comparación con las condiciones LOCA del reactor, cuando la caída rápida de la presión en el sistema primario conduce a un

aumento rápido de la diferencia de presión entre el interior y el exterior de la barra de combustible.

2.4 Degradación del elemento combustible y del bastidor

La fenomenología física y química durante un accidente severo postulado en una PECl es diferente a la de un accidente severo en el núcleo del reactor, debido a las diferentes configuraciones y condiciones.

Las diferencias más importantes para el modelado de un accidente en las piletas de decaimiento son la baja temperatura, la baja carga térmica de los elementos combustibles y la presión en el ambiente mucho más baja en comparación con un transitorio del reactor.

Estos factores reducen fuertemente la tasa de progresión y de calentamiento.

En particular, los fenómenos de oxidación observados en la región de baja temperatura, por debajo de 1200 K, se vuelven mucho más importantes. En contraste con un accidente severo en el núcleo del reactor, donde el calentamiento a temperaturas superiores a 1200 K ocurre rápidamente.

Por lo tanto, es posible que los códigos de accidentes severos del reactor necesiten ajustes para su uso en simulaciones de pérdida de refrigeración/refrigerante en las PECl.

2.4.1 Oxidación en mezclas de vapor, Oxígeno y Nitrógeno

Se producen diferentes reacciones químicas con el agente oxidante (vapor sobrecalentado, Oxígeno y Nitrógeno) en una atmósfera gaseosa a temperaturas significativamente superiores a las temperaturas de ebullición del agua.

De acuerdo con los modelos de velocidades de oxidación, ésta es lenta a bajas temperaturas y aumenta exponencialmente con el aumento de la temperatura.

Las reacciones que tendrán lugar entre oxidantes y el material de vaina (de aleación de Zirconio) son las siguientes:

- 1) $Zr + O_2 \rightarrow ZrO_2 + 1101 \text{ kJ/mol}$
- 2) $Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 + 528 \text{ kJ/mol}$
- 3) $Zr + \frac{1}{2}N_2 \rightarrow ZrN + 365 \text{ kJ/mol}$

Las reacciones 2 y 3 no ocurren en presencia de Oxígeno. Bajo condiciones de ausencia de Oxígeno seguido de su recuperación, ocurren adicionalmente las siguientes reacciones:

- 4) $2H_2 + O_2 \rightarrow 2H_2O + 573 \text{ kJ/mol}$
- 5) $ZrN + O_2 \rightarrow ZrO_2 + \frac{1}{2}N_2 + 736 \text{ kJ/mol}$

En presencia de vapor y ausencia de Oxígeno, el nitruro de Zirconio se oxidará de la siguiente manera:

- 6) $ZrN + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + \frac{1}{2}N_2 + 2H_2 + 163 \text{ kJ/mol}$

En principio, las seis reacciones (todas exotérmicas) se llevarán a cabo en paralelo, según la disponibilidad (presión parcial) de los oxidantes y de acuerdo con sus velocidades de reacción dependientes de la temperatura.

La liberación de energía de las reacciones indicadas corresponden a la temperatura y presión estándar.

La formación de ZrN aumenta la porosidad de la capa oxidada, debido a la mayor densidad de ZrN en comparación con la de ZrO₂. En consecuencia, las tasas de oxidación después de la recuperación de Oxígeno aumentan fuertemente, debido a la pérdida de protección de óxido.

Las reacciones descritas anteriormente, pueden ocurrir no solo entre el Zirconio y los diferentes oxidantes, sino también entre otros metales (por ejemplo, el acero de los bastidores de elementos combustibles oxidados en vapor o aire).

La producción de Hidrógeno en el edificio de las piletas presenta un peligro adicional ya que puede inflamarse ante la presencia de aire en el edificio de las PECl. Típicamente, no existen equipos de gestión del Hidrógeno (como recombinadores catalíticos pasivos) en estos edificios.

2.4.2 Generación de calor químico y de calor nuclear

En las PECl, los elementos combustibles han perdido la mayor parte de la carga térmica debido al decaimiento de los productos de fisión de vida corta.

En un combustible típico de un reactor PWR de 17 × 17 barras, la carga térmica se encuentra entre 1 y 15 kW, dependiendo de la densidad de potencia del reactor, el tiempo de almacenamiento de combustible y el quemado.

Mientras que las reacciones de oxidación, por debajo de 1500 K, contribuyen solo de manera menor a la carga térmica total durante un accidente dentro del núcleo del reactor, es la principal fuerza impulsora en un accidente dentro de las PECl después de llegar a aproximadamente 1200 K.

Los efectos de retroalimentación de temperatura en el proceso de oxidación pueden iniciar una escalada de temperatura resultando en la degradación de la vaina y del combustible.

Después de la oxidación completa de la parte metálica del elemento combustible irradiado (Zirconio y acero), ya no se tiene la carga térmica aportada por la reacción de oxidación y el calor nuclear es el que hará que el accidente progrese.

2.4.3 Porosidad y rotura de la capa de óxido

Durante un proceso de oxidación de larga duración en una PECl con una atmósfera de vapor, la capa de óxido de la vaina puede romperse a temperaturas inferiores a 1300 K al alcanzarse un cierto grosor (Nagase y col. (2003)). Esto va acompañado de una oxidación acelerada en los lugares afectados.

El llamado espesor de ruptura aumenta fuertemente con la temperatura, de aproximadamente 10 μm a 900 K a 70-100 μm a 1300 K (Steinbrück y col. (2013)).

En caso de un accidente en el reactor, la carga térmica de los elementos combustibles es mucho mayor que 100 kW, por lo que la temperatura aumenta rápidamente y se alcanzará la temperatura de 1300 K antes de que la capa de óxido exceda el espesor de separación.

En una PECL, donde la carga térmica de los elementos combustibles es significativamente inferior a 20 kW, el calentamiento es mucho más lento, de modo que el espesor de desprendimiento de óxido se puede alcanzar a bajas temperaturas y conducir a un calentamiento adicional al aumentar las velocidades de reacción.

El mecanismo parece ser una consecuencia de dos factores: en el rango de temperaturas por debajo de 1300 K, el óxido tiene una microestructura monoclinica. Esto hace que el óxido adopte una morfología en capas, susceptible de “descamarse” bajo las tensiones de compresión que surgen debido al cambio de volumen de metálico a óxido.

A temperaturas más altas, la microestructura es tetragonal, causando una morfología columnar que es mucho más robusta a las tensiones de compresión.

Además, los materiales de la vaina son muy duros a temperaturas de hasta aproximadamente 1000 K y no se pueden deformar fácilmente para aliviar la tensión producida en la capa de óxido.

Esta tensión conduce a la ruptura de la corteza de óxido si se excede un determinado espesor dependiente de la temperatura.

A temperaturas superiores a aproximadamente 1000 K (el rango en el que se produce el “balloning” durante los transitorios de LOCA), el material de la vaina se vuelve más plástico y apto para relajar las tensiones de la capa de óxido. Esto reduce la tendencia a la separación de la capa de óxido a temperaturas más altas.

Sin embargo, se ha observado un fuerte comportamiento de separación a temperaturas en el rango de 1250 a 1300 K, que coincide con la temperatura de transición monoclinica-tetragonal.

A una dada temperatura la velocidad de reacción de oxidación disminuye al aumentar la capa de óxido, pero se acelera, en más de un orden de magnitud, si se produce el desprendimiento de la misma, ya que es más débil la barrera que limita la difusión de átomos de Oxígeno.

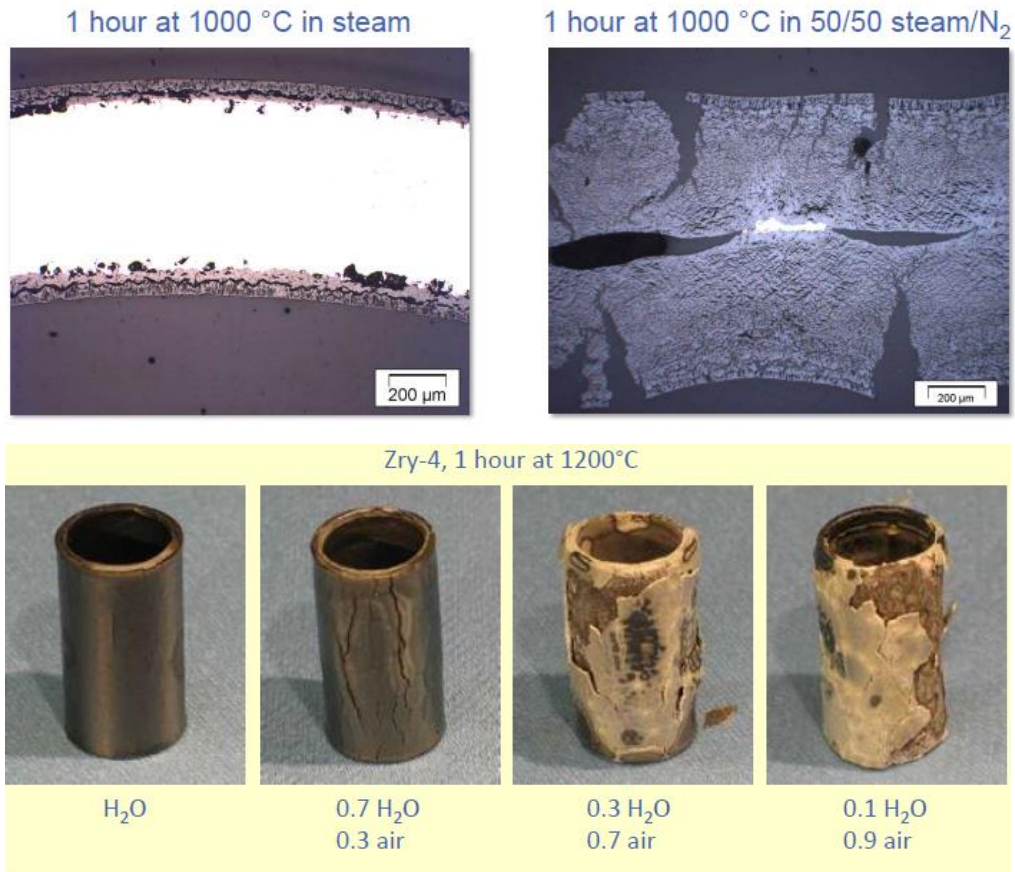


Figura 14. Oxidación de la vaina en atmósfera con mezcla de gases (Steinbrück y col. (2013))

Con experimentos se puede observar que al incrementar la temperatura, la velocidad de crecimiento de la capa de óxido post separación también se incrementa.

A temperaturas superiores a 1000 °C, no ocurre separación por oxidación con Oxígeno o vapor.

A una temperatura de 600 °C, en 5 semanas se oxida completamente el material de la vaina, pero a temperaturas de 700 °C, la oxidación completa ocurre en media semana.

Por lo tanto, aunque no ocurra un aumento de la temperatura, la pérdida de la integridad de la vaina por oxidación puede conducir a la liberación de productos de fisión.

2.4.4 Transferencia de calor radial y axial

La extracción del calor residual de los elementos combustibles en un accidente en las PECO se logra mediante convección, conducción y radiación.

En los diseños cerrados de bastidores (de alta densidad de almacenamiento), la convección y conducción de calor solo son posibles en la dirección axial, pero la radiación transferirá el calor tanto axialmente como radialmente entre elementos

combustibles adyacentes. Los bastidores actúan como barreras de radiación, que reducen la transferencia radial de calor entre los conjuntos.

En caso de un accidente con pérdida total de refrigerante, el calentamiento comienza al mismo tiempo para todos los elementos combustibles.

Sin embargo, en caso de un accidente donde se produzca la ebullición del refrigerante, se espera que los elementos combustibles almacenados comiencen a calentarse en diferentes momentos debido a las diferencias en su potencia de decaimiento.

Mientras que la carga térmica total de la PECl es responsable de la velocidad de ebullición, una distribución de la potencia de decaimiento siguiendo un patrón, influirá en la progresión del accidente en la última etapa de la degradación de la vaina: en etapas tempranas, las diferencias de temperatura son demasiado pequeñas para que la transferencia de calor por radiación sea significativa con diferentes potencias de decaimiento.

Un patrón de almacenamiento distribuido de elementos combustibles con cargas térmicas similares retrasará la progresión del accidente.

2.4.5 Fusión y reacciones eutécticas del metal

Las reacciones eutécticas se producen entre los materiales de la vaina de aleación de Zirconio y el óxido de Uranio, así como entre B_4C y el acero. La última reacción es posible en un accidente de pérdida de refrigeración si las barras de control se almacenan entre los elementos combustibles irradiados.

Las reacciones eutécticas conducen principalmente a una fusión más temprana de los materiales, lo que significa que la reubicación del material en el área inferior de la piletta comenzará en etapas más tempranas.

Debido a la baja carga de calor y la baja velocidad de calentamiento, la mayoría de los metales se oxidarán antes de alcanzar las temperaturas de fusión.

2.4.6 Reubicación y “candelling” (escurrimiento)

Después de alcanzar temperaturas superiores a 1700 K, el acero de los bastidores, e incluso antes (ligeramente por encima de 900 K) parte del material de absorción de neutrones (hojas de aluminio borado en las paredes del bastidor), que tienen temperaturas ligeramente más bajas que la vaina del combustible debido al lento proceso de calentamiento, comenzarán a derretirse.

Estos materiales fundidos fluirán hacia abajo (como en una vela (candle), “candelling”) y solidificarán en regiones más frías de los elementos combustibles.

La pérdida de soporte que acompaña al “candelling”, también puede llevar a la reubicación de la vaina y materiales combustibles parcialmente degradados y abrirá una vía de flujo cruzado (en combustibles típicos de reactores de agua liviana) debido a la falla del bastidor.

Los materiales se reubicarán en el espacio entre el fondo de la piletta y el extremo inferior del combustible, causando una mayor producción de vapor.

Los elementos combustibles de CANDU, se almacenan en las PECl en múltiples estantes de bastidores.

Los elementos combustibles que no se encuentran sumergidos en agua durante un accidente de pérdida de refrigerante/refrigeración se van a calentar y a deformar.

El calentamiento disminuye la capacidad mecánica portante de cada bastidor conduciendo a que el peso total de los bastidores cuyos elementos combustibles se encuentran descubiertos/sobrecalentados recaiga sobre el bastidor que se encuentra debajo y cubierto por agua.

Cuando el peso exceda la capacidad del soporte del bastidor, este cede y el peso total se transfiere al siguiente bastidor del nivel inferior.

El proceso continua, resultando en un efecto cascada y repentina reubicación de los materiales de los combustibles y del bastidor hacia el fondo de la pileta.

El colapso del bastidor puede sumergir los elementos combustibles descubiertos temporalmente y detener la generación de Hidrógeno hasta que el resto del agua de las piletas se evapore por ebullición.

2.4.7 Interacción entre el concreto y el corium

Después de que se haya evaporado por completo el agua en la PECl, la velocidad de oxidación de los materiales de la vaina se reducirá fuertemente y, por lo tanto, no existirá la fuente de calor dominante del accidente.

No está claro si el calor nuclear será suficiente para calentar el combustible, el óxido de Zirconio y el metal restante hasta la temperatura de fusión del corium y comenzar la degradación del concreto mediante la interacción de este con el corium. Esto depende del calor de decaimiento total del combustible irradiado.

Un patrón de carga distribuida disminuirá la posibilidad de la interacción entre el corium y el concreto aún más, debido a la gran dispersión de los escombros de combustible de alta carga térmica en la parte inferior de la PECl.

2.5 Liberación y transporte de los productos de fisión

El principal factor que gobierna la liberación de los productos de fisión volátiles (PF) desde el combustible es la temperatura.

La liberación desde la PECl durante un accidente es, por lo tanto, proporcional al grado de degradación del combustible, es decir, a la fracción de combustible expuesto a alta temperatura y la duración de la exposición.

Para describir la liberación desde el combustible, los productos de fisión se pueden clasificar en los siguientes grupos (Ducros y col. (2013)):

- Volátiles Xe, Kr, Cs, I. La liberación de volátiles del combustible generalmente se completa antes de que el combustible comience a fundirse.

- PFs semivolátiles y poco volátiles: la velocidad de liberación de los PF semivolátiles (Mo, Rh, Ba, Pa, Tc) y los PF poco volátiles (Ru, Ni, Sr, Y, La, Ce, Eu) es muy sensible a las condiciones de oxidación o reducción.
- PFs no volátiles: la liberación es despreciable antes de que se funda el combustible (Zr, Nd, Pr).

La posibilidad de que ingrese aire en la pileta durante un accidente severo aumenta el riesgo de que se libere una gran cantidad de Ru y una importante liberación de aerosoles.

A continuación, se describen los principales fenómenos de la liberación de PFs de las cuatro etapas posteriores a la degradación del combustible.

2.5.1 Rotura de la vaina

La rotura de la vaina puede ocurrir a una temperatura más baja en los accidentes de pérdida de refrigeración de las Peci que para los escenarios de accidentes del reactor, ya que hay barras combustibles que en su final de vida contienen una presión interna máxima en la pileta y la presión externa es prácticamente la atmosférica.

Al romperse la vaina, se considera que el inventario de gases nobles del plenum y el espacio libre de la barra combustible se libera.

Normalmente, este inventario es un pequeño porcentaje con respecto al gas producido, pero en barras que experimentaron transitorios de sobrepotencia durante su vida útil en el reactor, este podría ser de un 20 % del inventario total del gas.

También se podrían liberar ciertas cantidades de Iodo volátil y Cesio en la ruptura de la vaina. Sin embargo, hay pocos datos sobre este fenómeno.

Debido a la posible fragmentación del combustible, pequeños fragmentos podrían ser expulsados a través de la vaina defectuosa al despresurizarse la barra combustible.

Pruebas recientes sugieren una relación entre el quemado del combustible y la propensión a la dispersión de los fragmentos de combustible tras la ruptura de la vaina.

2.5.2 Calentamiento del combustible

Debido al aire en el edificio de las Peci, el calentamiento del material combustible (UO_2) durante un accidente de pérdida de refrigeración puede ocurrir en una atmósfera rica en Oxígeno.

Por debajo de 175 °C, la exposición del combustible al aire no es un problema (Hanson (1998)). Sin embargo, a una temperatura de solo 500 °C, la oxidación de UO_2 es particularmente rápida.

El Oxígeno penetra rápidamente en los bordes de grano, convirtiéndolos en U_3O_8 , que ocupa aproximadamente un 30% más de volumen que el UO_2 original.

Los bordes se rompen y los granos se separan de la matriz, aumentando la superficie por donde pueden oxidarse y fragmentarse aún más.

El tamaño de partícula final, normalmente con un 50% de la masa conteniendo partículas de menos de 10 μm de diámetro, puede ser lo suficientemente pequeño como para que las partículas (también llamadas partículas de combustible) se transporten al aire (Hunt y col. (1994)).

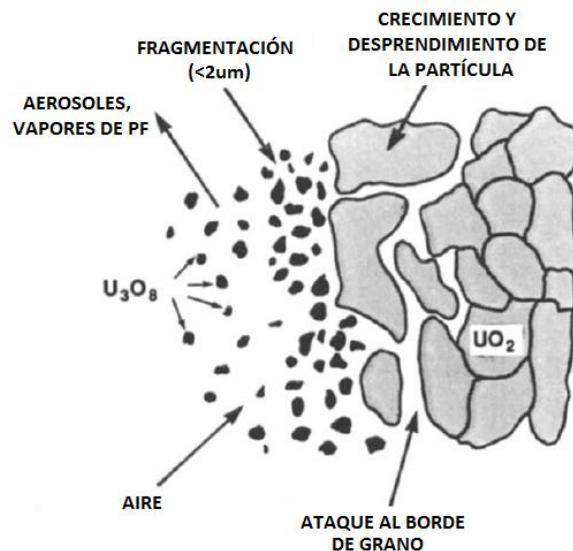


Figura 15. Esquema de oxidación de UO_2 en aire a 500 $^{\circ}\text{C}$. (Hunt y col. (1994))

U_3O_8 es la fase de equilibrio en el aire a 1100 $^{\circ}\text{C}$. A temperaturas más altas, la fragmentación del combustible es menos severa, en parte porque la oxidación procede más como un frente que se mueve a través de la pastilla combustible y en parte porque el U_3O_8 se vuelve menos quebradizo.

Por encima de 1200 $^{\circ}\text{C}$ y en presencia de aire, se forma UO_3 , que es un gas en estas condiciones.

Si el combustible se oxida a composiciones cercanas a U_3O_8 , el alto potencial de Oxígeno permite oxidar elementos que normalmente están en el estado metálico, por ejemplo, Mo, Tc o Ru, y eventualmente hace más probable la formación de fases complejas, (Ba, Sr)MoO₃, Cs₂MoO₄, RuO₃, RuO₄ o MoO₂ (Lewis y col. (1998)).

Estos compuestos son mucho más volátiles que los elementos, por lo que se esperarían altas liberaciones bajo condiciones fuertemente oxidantes.

2.5.3 Fusión del combustible

La liberación de los productos de fisión volátiles del combustible fundido será casi completa.

Para otros productos de fisión, la liberación del combustible fundido se rige por la vaporización de especies.

La presión de vapor de equilibrio por encima de la fusión obedece a la ley de Henry (Iglesias y col. (1999)), y se considera que la tasa de vaporización se encuentra limitada por la superficie.

2.5.4 Interacción entre el concreto y el combustible fundido

La interacción del combustible fundido con el hormigón de la base de la pileta sería muy similar a la que se conoce para los escenarios de la interacción entre el corium y el hormigón (MCCI) en la cavidad del reactor.

Las diferencias estarían en el calor de decaimiento específico que es menor para el escenario en la PECE, la cantidad de corium que es mayor en un accidente en las piletas y el área de la base de hormigón (más grande para el escenario de las PECE).

La masa específica de corium por área en la base sería similar. La tasa de ablación del hormigón sería menor, debido a un calor de desintegración específico más bajo, pero la tasa de producción de Hidrógeno y otros gases no condensables podría ser mayor.

Es muy probable que en pocos días, la concentración de Hidrógeno alcance el límite para la combustión global de Hidrógeno, incluso en el gran volumen libre del edificio. La combustión global del Hidrógeno significaría la destrucción del edificio.

Los recombinadores de Hidrógeno autocatalíticos pasivos generalmente no se instalan en los edificios de piletas.

Para las PECE ubicados en una contención aislada, la interacción entre el corium y el hormigón presentaría un desafío similar a la integridad de la contención en la cavidad del reactor.

2.5.5 Transporte de productos de fisión

El transporte de los productos de fisión liberados al medio ambiente sería cualitativamente diferente para una PECE ubicada dentro de la Contención aislada del reactor que para una en un edificio no hermético o en una Contención no aislada (abierta o fallida).

Los fenómenos relevantes para el transporte de PF en el caso de un accidente severo de las piletas en la Contención aislada son los mismos que para el accidente severo en el reactor.

Si se supone que la PECE se encuentra ubicada en un edificio no hermético, el transporte de productos de fisión liberados del combustible al medio ambiente es impulsado por el flujo de vapor y gas de la pileta.

Para los accidentes con pérdida de enfriamiento o la pérdida parcial de refrigerante, el flujo es impulsado al principio por el vapor de la ebullición del refrigerante y más tarde por la expansión térmica del gas en la piscina y su flotabilidad debido al calor sensible.

Para la pérdida completa de refrigerante, el flujo es impulsado por la expansión térmica del gas desde el comienzo del escenario.

En caso de que ingrese aire a los elementos combustibles almacenados sobrecalentados y se produzca la ignición del Zirconio (zirconio fire), se considera que el flujo es impulsado por la expansión térmica del gas y por efecto boyante que puede transportar aerosoles y partículas de combustible al medio ambiente.

La posibilidad de retención del material liberado por encima del punto de liberación en el conjunto sería muy limitada.

Los restos de combustible y los aerosoles más grandes pueden quedar atrapados por el impacto en obstáculos, como las rejillas espaciadoras o las boquillas superiores.

También se puede esperar una deposición significativa de compuestos de Ru, incluso en superficies relativamente calientes (Ducros y col. (2013)).

La retención del material transportado por el gas que escapa del edificio de la PECl depende de la construcción del edificio.

El parámetro clave es el volumen libre, lo que significa que los edificios grandes tienen mayor capacidad de retención.

La concentración de los materiales transportados se diluiría al mezclarse en un gran volumen, el gas se enfriaría y el vapor condensaría en las estructuras dentro del edificio.

En un edificio grande, la velocidad efectiva del gas hacia la(s) apertura(s) sería baja para dar tiempo a que los aerosoles se depositen en las superficies principalmente por sedimentación gravitacional.

Los edificios grandes también proporcionan volumen para diluir el Hidrógeno liberado en la oxidación y disminuir el riesgo de combustión.

Otro factor importante es el tamaño de las fugas del edificio: un tamaño de apertura demasiado grande disminuiría la capacidad de retención, una apertura demasiado pequeña aumentaría el riesgo de fallas en la construcción debido a sobrepresión al escapar gases o combustiones locales de Hidrógeno.

Finalmente, es la sobrepresión interna máxima estática y la carga dinámica máxima que puede soportar el edificio, lo que debería permitir que este resista el accidente.

Después de varios días de la interacción entre el corium y el concreto, es muy probable que la cantidad de gas producido sea suficiente para destruir edificios no herméticos por una gran combustión. Esto causaría alguna resuspensión del material depositado.

Capítulo 3

3.1 Introducción al programa GOTHIC

3.1.1 Características generales del programa de cálculo

GOTHIC es un paquete de software termohidráulico integral, multipropósito para el diseño, licenciamiento, seguridad y análisis operativo de Contenciones de Plantas de energía nuclear y edificios de confinamiento.

Las aplicaciones de GOTHIC incluyen la evaluación de la respuesta de la Contención y de los compartimentos dentro de ésta, ante una amplia gama de posibles roturas de líneas de alta energía correspondientes a accidentes base de diseño en el ámbito nuclear.

También, el programa se ha empleado para evaluar sistemas que involucran flujo multifásico y transferencia de calor, mezcla de gases y otros comportamientos termohidráulicos.

Las aplicaciones pueden incluir, pero no están limitadas a, la determinación de la presión y la temperatura, los perfiles de diversas variables para calificación de equipos y el inicio inadvertido de sistemas, y la degradación o falla de las características de seguridad diseñadas.

Como una herramienta multipropósito, GOTHIC puede usarse para una amplia variedad de operaciones de Planta que incluyan problemas de transferencia de calor y flujo de fluidos multifases siempre que el problema sea consistente con las suposiciones y bases físicas subyacentes y la base de validación del código.

GOTHIC es un programa que resuelve las ecuaciones de conservación de masa, momento y energía para flujos multicomponente y multifásico. Se utilizan volúmenes finitos con porosidades de superficie y de volumen para modelar geometrías complejas.

Las ecuaciones de balance de fase están acopladas por modelos para representar la transferencia de masa, energía y cantidad de movimiento de interfase que cubren todo el régimen de flujo desde burbujas hasta el flujo de película/gotas, así como los flujos monofásicos.

Los modelos de interfase permiten establecer desequilibrio térmico y velocidades desiguales de fases, incluido, el flujo en contracorriente.

GOTHIC trata los términos de transporte de momento de los modelos multidimensionales en su totalidad, con modelos opcionales para la tensión de corte turbulenta y difusión de energía y masa turbulenta.

Las ecuaciones de conservación se resuelven para tres o más campos principales:

Campos primarios:

- Mezcla de vapor/gas
- Líquido
- Gotas

Campos secundarios:

- Hielo
- Neblina
- Componentes líquidos

Para los campos primarios, calcula las velocidades relativas entre fluidos que se encuentran separados pero que interactúan, incluidos los efectos de deslizamiento de dos fases ante una caída de presión.

GOTHIC puede predecir la transferencia de calor entre las fases, y entre las superficies y el fluido.

Para los campos secundarios se resuelven conjuntos de ecuaciones reducidas mediante la aplicación de suposiciones apropiadas.

Los tres campos de fluido primarios pueden estar en desequilibrio térmico en la misma celda de cálculo. Por ejemplo, puede existir vapor saturado en presencia de un reservorio sobrecalentado y gotas subenfriadas.

El código puede modelar gases no condensables extremadamente secos (hasta presiones parciales de vapor de 0.00001 psia) y tiene un rango de temperaturas de vapor de 117 °F a 8540 °F. No hay límite en el rango de temperaturas de gases no condensables, siempre que se encuentren dentro del rango de temperaturas sobre las que las propiedades del gas se conocen. El líquido está limitado a una temperatura mínima de 32 °F.

La mezcla de vapor/gas se denomina fase de vapor y está compuesta de vapor y, opcionalmente, hasta ocho gases no condensables diferentes. El usuario define los gases no condensables a emplear y que se encuentran disponibles en el programa.

Una biblioteca de propiedades para cerca de 50 gases diferentes está disponible, aunque el usuario puede incluir cualquier gas no condensable para el que se conozcan las propiedades requeridas. Los balances de masa se resuelven para cada componente de la mezcla de vapor/gas, proporcionando así la fracción de volumen de cada tipo de gas en la mezcla.

GOTHIC también puede rastrear radionucleídos en la mezcla de gases, el decaimiento y la formación de productos secundarios.

Se puede incluir cualquier cantidad de campos de gotas. Se supone que cada campo tiene una distribución de tamaño de gota log-normal. Con múltiples campos de gotas se pueden simular problemas que involucran gotas con diversos tamaños (por ejemplo un LOCA en CANDU junto con el empleo del spray).

El usuario puede definir un componente líquido que representa partículas o glóbulos líquidos que se mueven con el líquido y pueden asentarse en una pileta.

Un componente líquido se rastrea como una fracción de volumen de la fase líquida continua.

También se puede modelar la formación y fusión de hielo, incluidos los efectos de condensación y sublimación en la superficie del hielo.

El campo de niebla se incluye para rastrear pequeñas gotas de agua que se forman cuando la atmósfera se sobresatura con vapor.

El componente líquido se puede usar para modelar fluidos o sólidos insolubles en el campo líquido, incluidos los efectos de sedimentación, resuspensión y transporte del material suspendido y sedimentado.

Por otra parte, el componente líquido también se puede usar para modelar un gas disuelto en el campo líquido, que incluye el efecto de absorción y disolución.

Las condiciones iniciales permiten al usuario especificar el estado de las estructuras fluidas y sólidas dentro de la región modelada al comienzo del transitorio. Estos incluyen la temperatura inicial y la composición de la fase de vapor, la ubicación y la temperatura de las piletas líquidas, la ubicación y la cantidad de los componentes líquidos y las temperaturas de las estructuras sólidas dentro del edificio.

3.1.2 Volúmenes de control

El elemento principal de un modelo es el llamado volumen de control, que se utiliza para modelar el espacio dentro de un edificio o subsistema que está ocupado por un fluido o hielo. El fluido puede incluir gases no condensables, vapor, gotas o agua líquida. Como mínimo, un modelo de GOTHIC consiste en al menos un volumen.

GOTHIC presenta un esquema de nodos flexible que permite que los volúmenes sean tratados como agrupados (un solo nodo) o de una, dos o tres dimensiones, o cualquier combinación de estos dentro de un único modelo.

La subdivisión de un volumen permite calcular patrones de flujo y la distribución de propiedades dentro del espacio definido.

Los volúmenes particionados con una grilla de una, dos o tres dimensiones se denominan subdivididos. La subdivisión de un volumen se basa en coordenadas ortogonales. Las celdas adyacentes en un volumen subdividido se comunican a través de parámetros definidos por la discretización de las ecuaciones gobernantes.

Los modelos de quemado de Hidrógeno, de turbulencia y los de fuga que el código tiene disponible, aumentan los cálculos de volumen.

Los modelos de quemado de Hidrógeno permiten predecir la ignición y/o propagación del Hidrógeno.

La turbulencia y la difusión molecular representan el transporte de masa, momento y energía debido a las tensiones de corte turbulentas y los gradientes de concentración en los volúmenes subdivididos.

Los modelos de pérdida laminar y turbulenta, que son aplicables a volúmenes agrupados y subdivididos, calculan el flujo a través de grietas pequeñas y no tan pequeñas, respectivamente.

3.1.3 Conductores térmicos

Las estructuras sólidas se modelan en GOTHIC como conductores térmicos. Éstos se utilizan para modelar la capacidad de almacenar calor de las estructuras sólidas, la transferencia de calor entre el fluido y estas estructuras, la transferencia de calor por radiación entre superficies de la estructura, la transferencia de calor a través de estructuras sólidas que separan los volúmenes y las fuentes de calor asociadas a las estructuras.

Los conductores térmicos se construyen como bloques con transferencia de calor unidireccional hacia o desde el fluido en contacto con la superficie del conductor. La conducción es a través del espesor del mismo.

Un conjunto de conductores unidireccionales se pueden combinar para modelar la conducción bidimensional.

GOTHIC incluye diversos modelos para la transferencia de calor entre los conductores térmicos y la mezcla de vapor/gas o el líquido. También incluye transferencia de calor por radiación térmica.

Los conductores se pueden nodalizar para poder variar las propiedades del material en la dirección de la transferencia de calor.

La generación de calor dentro de los conductores térmicos puede especificarse nodo por nodo.

Los modelos de conducción en GOTHIC permiten una de las siguientes formas geométricas:

- Pared
- Tubo cilíndrico
- Varilla sólida

Para las paredes, la transferencia de calor es normal a la superficie. Para tubos y varillas, la transferencia de calor es radial.

Las superficies tienen una flexibilidad considerable en la especificación de los coeficientes de transferencia de calor, las condiciones de borde térmica y el intercambio de energía por radiación entre varias superficies.

Las condiciones de borde del fluido permiten al usuario especificar fuentes y sumideros tanto de masa como de energía para los volúmenes de control.

Las condiciones de contorno térmico aplicadas a través de un modelo de coeficiente de transferencia de calor sobre la superficie de un conductor térmico se pueden usar como fuentes de energía o sumideros para estructuras sólidas.

3.1.4 Conectores hidráulicos

Hay cuatro formas en GOTHIC para modelar conexiones hidráulicas. Estas son conexiones directas de flujo, modelos de flujo en red, conexiones de interfaz de celda en volúmenes subdivididos y conectores 3-D para conectar dos volúmenes subdivididos.

Las conexiones directas de flujo modelan las uniones hidráulicas entre dos celdas, entre volúmenes o entre una celda y un volumen. Estas conexiones se usan para modelar el flujo a través de puertas, penetraciones de tuberías, tuberías, respiraderos, etc. También puede modelar una conexión hidráulica en la que ambas conexiones están en el mismo volumen o celda. Un ejemplo sería un sistema de ventilación (HVAC) que agrega o elimina calor del aire que circula de regreso a su fuente.

Los componentes que se pueden modelar con GOTHIC (válvulas, intercambiadores de calor, etc), que afectan las características del flujo entre volúmenes se pueden asignar a estas conexiones. Dentro de las mismas, se resuelve un conjunto separado de ecuaciones de momento.

Los nodos y enlaces en red están disponibles específicamente para el modelado de sistemas de tuberías o ventilación de edificios. Estos tipos de conexiones hidráulicas pueden incluir múltiples ramas entre los volúmenes. Los nodos de red es donde confluyen las conexiones (puntos de bifurcación). Luego se conectan los nodos entre sí y con los subvolúmenes de control.

Para modelar los sistemas de ventilación y tuberías de los edificios, donde el flujo es esencialmente de una sola fase, es posible que sea más fácil trabajar con estas redes que con volúmenes agrupados y empleando otro tipo de conexiones (como las directas). En estas aplicaciones, los modelos de red también pueden reducir el tiempo de ejecución.

En volúmenes subdivididos, las conexiones de flujo se generan automáticamente en la interfaz entre dos celdas adyacentes. Los conectores de flujo 3-D definen la conexión hidráulica entre celdas que son comunes a dos volúmenes subdivididos separados o entre un volumen subdividido y un volumen agrupado. Si se requiere una solución termohidráulica más detallada, solo para una parte de un volumen de control, se pueden usar conectores 3-D para conectar la región mallada más fina con la región de mallado más grueso

3.1.5 Componentes

GOTHIC incluye un amplio conjunto de modelos de operación de equipos. Estos elementos, a los que se hace referencia colectivamente como componentes, son los siguientes:

- Bombas y ventiladores
- Válvulas y puertas
- Intercambiadores de calor y ventiladores refrigeradores
- Boquillas de pulverización
- Enfriadores y calentadores
- Ventiladores volumétricos (ventiladores anulares, etc.)

- Recombinadores de hidrógeno (convección forzada y natural)
- Encendedores (dispositivo de chispa usado para encender la combustión de hidrógeno)
- Válvulas de alivio de presión (PRV)
- Filtro de isótopos radiactivos

3.1.6 Modelos neutrónicos

Los modelos de cinética neutrónica están disponibles en GOTHIC para predecir los procesos dependientes del tiempo asociados con la reacción en cadena de fisión nuclear, como el comportamiento de la población de neutrones.

Los modelos de fisión de neutrones rápidos y retardados son consistentes con la formulación tradicional "dependiente del espacio" o "cinética puntual".

Sin embargo, la formulación se amplía para abordar también la generación de calor a partir de la descomposición de los actínidos y de la descomposición de los productos de fisión en forma de "calor de decaimiento".

Está disponible en GOTHIC un modelo de transporte y decaimiento radiactivo. Se pueden incluir isótopos en la opción "fuentes de isótopos" y se define el decaimiento en hijos que también deben estar incluidos en el conjunto de isótopos definidos. Todos los radionúclidos y sus productos secundarios son rastreados por un conjunto de ecuaciones de conservación para cada uno. Éstos se transportan con la fase vapor y pueden existir solo en esa fase.

3.1.7 Funciones diversas

Los recursos disponibles para expandir el ámbito de los problemas que GOTHIC puede modelar incluyen funciones de tabla, variables de control, valores de disparo (trip) y propiedades de materiales.

Las funciones de tabla y las variables de control se pueden usar para modificar los valores nominales de los parámetros y proporcionar una gran flexibilidad al modelado.

Las variables de control se definen mediante una forma funcional y un conjunto de entrada que consta de variables pertenecientes al programa u otras variables de control.

Los valores de disparo se utilizan para controlar el estado operacional de las condiciones de borde y componentes. Estos tienen la capacidad de producir un disparo (trip) en función del valor de una variable de control, lo que expande ampliamente las posibilidades de las condiciones de disparo (no solo por las variables internas del programa).

Un archivo de gráficos es uno de los varios archivos de salida escritos por GOTHIC. Éste contiene valores de las variables calculadas en intervalos de tiempo seleccionados por el usuario.

Los tipos de gráficos disponibles incluyen parámetros en función del tiempo y diagramas de contorno o campos de vectores para un dado tiempo especificado de la simulación.

GOTHIC permite acceder a los datos del archivo de gráficos y escribirlos con un formato compatible con el programa TECPLOT® para una mejor visualización de los resultados.

3.2 Entorno gráfico

A continuación, se presentan algunas imágenes sobre la interfaz del programa GOTHIC, donde se contruyen los modelos. No se muestran todas las opciones disponibles sobre el programa sino las más importantes para el problema que se estudia.

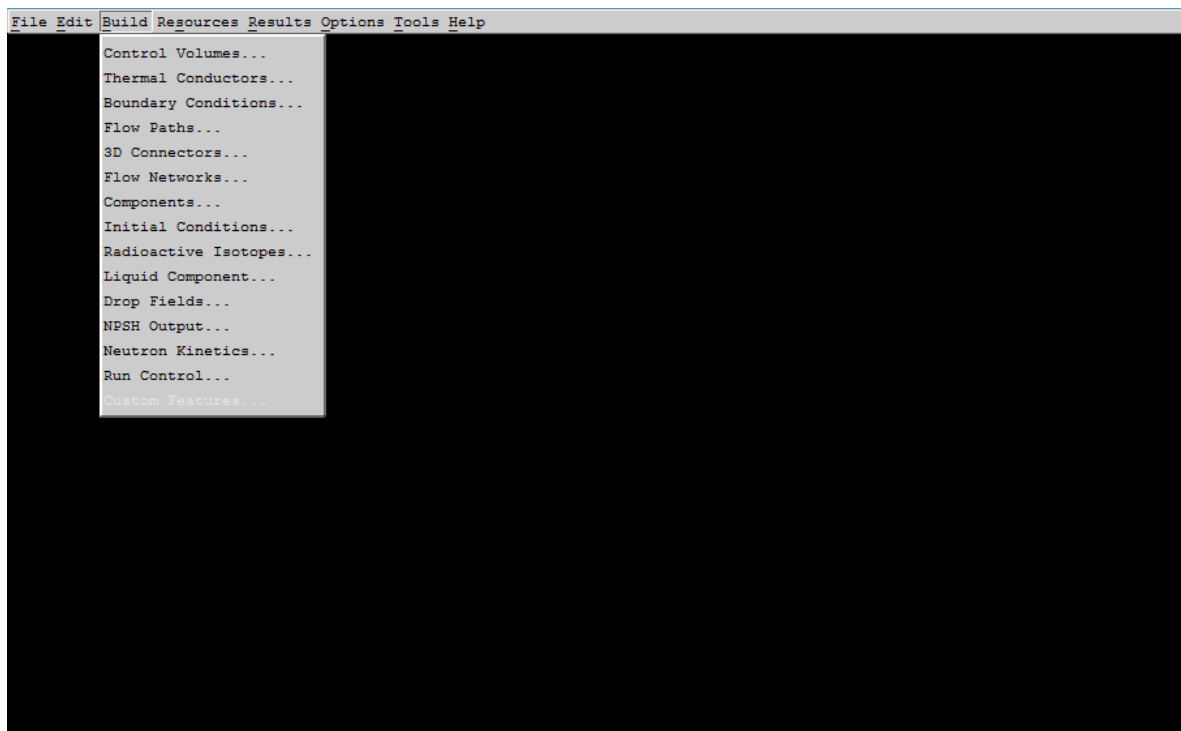


Figura 16. Interfaz del programa GOTHIC, solapa “Build”

El menú “Build” (figura 16) proporciona acceso a menús para construir o modificar varias características de un modelo.

La construcción del modelo generalmente comienza agregando uno o más volúmenes de control (“Control Volumes”). Luego se agregan otras características, según sea necesario, para completar la definición del modelo.

Solo es obligatorio que un modelo incluya al menos un volumen de control definido correctamente. Todo lo demás es opcional y depende de la situación particular que se modele.

3.2.1 Programación de los volúmenes de control

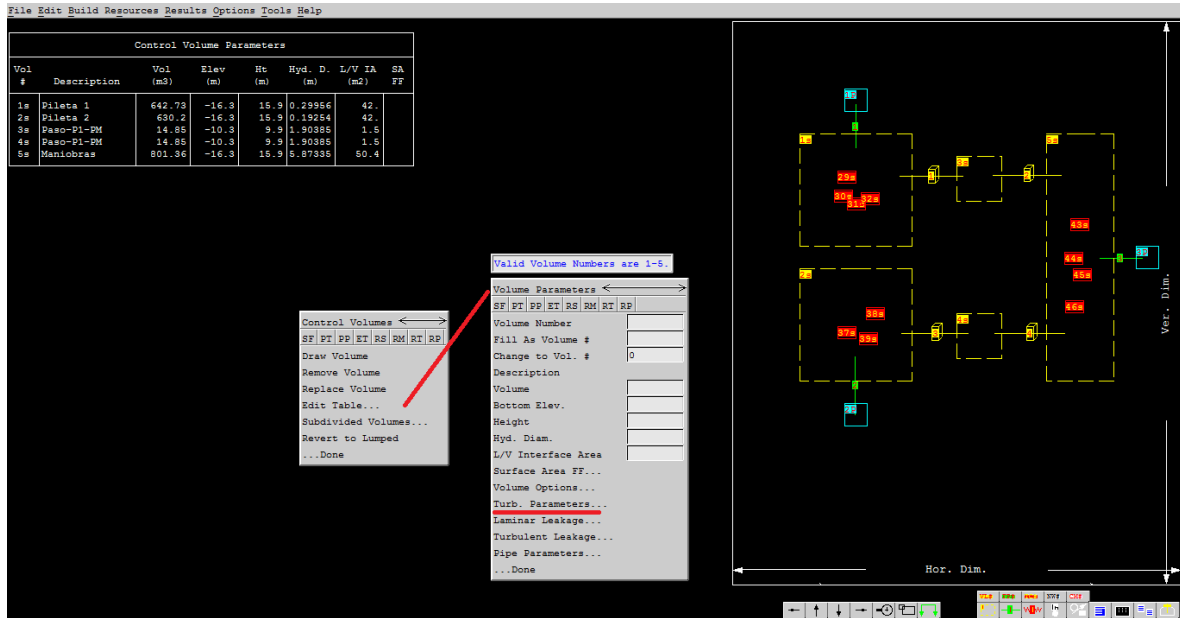


Figura 17. Interfaz del programa GOTHIC, opción "Control Volumes", dentro de "Build"

En la figura 17, se muestra la forma en que se crean los volúmenes de control en GOTHIC. En el resto del documento los mismos se mencionan simplemente como volúmenes.

Hay dos tipos de volúmenes que se pueden emplear dentro de los modelos en GOTHIC. Éstos son los de parámetros agrupados y los subdivididos, es decir, volúmenes de una sola celda y volúmenes de múltiples celdas respectivamente.

En un modelo de parámetros agrupados, las variables dependientes se calculan como cantidades promediadas en el volumen.

Los volúmenes de varias celdas se crean al subdividir un volumen de parámetros agrupados agregando líneas de cuadrícula en las direcciones x, y o z. Todos los volúmenes que se subdividen se denominan volúmenes 3-D, que también pueden definirse por una malla de una o dos dimensiones.

Para un volumen subdividido, las variables dependientes se calculan en cada centro de la celda, proporcionando así una distribución de parámetros a través de la región modelada.

Un edificio u otro recinto se pueden dividir en tantos volúmenes o subvolúmenes como se requiera para modelar adecuadamente las características físicas de los mismos.

En general, cada habitación dentro del edificio estará representada por un solo volumen de parámetros agrupados.

Sin embargo, si se sabe que las condiciones de los fluidos dentro de dos o más habitaciones son bastante similares, y las habitaciones son adyacentes entre sí, entonces el usuario puede elegir modelar estas habitaciones con un solo volumen.

Las habitaciones adyacentes que tienen poca resistencia al flujo entre ellas, y que están bastante alejadas de un evento, como una rotura de vapor o un escape de gas, son habitaciones que podrían modelarse con precisión como un solo volumen.

En contraste, un recinto grande puede estar representado por dos o más volúmenes, o subdividido, si lo justifica el tamaño o la forma del recinto.

Si se esperan grandes variaciones en las condiciones de los fluidos (es decir, temperatura, densidad, concentraciones de gases, etc.) dentro de un recinto, o si los patrones de flujo y la distribución de temperatura son de interés, entonces el volumen utilizado para modelar el recinto puede dividirse en subvolúmenes.

Las ecuaciones de masa y energía se resuelven para cada subvolumen de modo de obtener la distribución tridimensional de estas variables.

Las ecuaciones de momento se resuelven en los límites de cada subvolumen para obtener el patrón de flujo dentro del recinto.

La precisión con la que se calculan las distribuciones de fluido, las propiedades y los patrones de flujo depende, en parte, de la cantidad de volúmenes y subvolúmenes especificados.

La precisión generalmente mejorará a medida que aumente el número de volúmenes y subvolúmenes para un problema dado, siempre que exista información suficiente para respaldar los detalles adicionales modelados.

Los volúmenes y subvolúmenes se especifican proporcionando el volumen libre y una descripción básica de la geometría, como la altura de la celda, el diámetro hidráulico y la elevación. Varios otros parámetros relacionados también están asociados con los volúmenes y se especifican, si corresponde. Estos incluyen parámetros para modelar la turbulencia y la combustión de Hidrógeno. Para modelar esto último, existen parámetros que definen el transporte de momento o la propagación de la combustión a través de los posibles caminos que puede tomar el flujo.

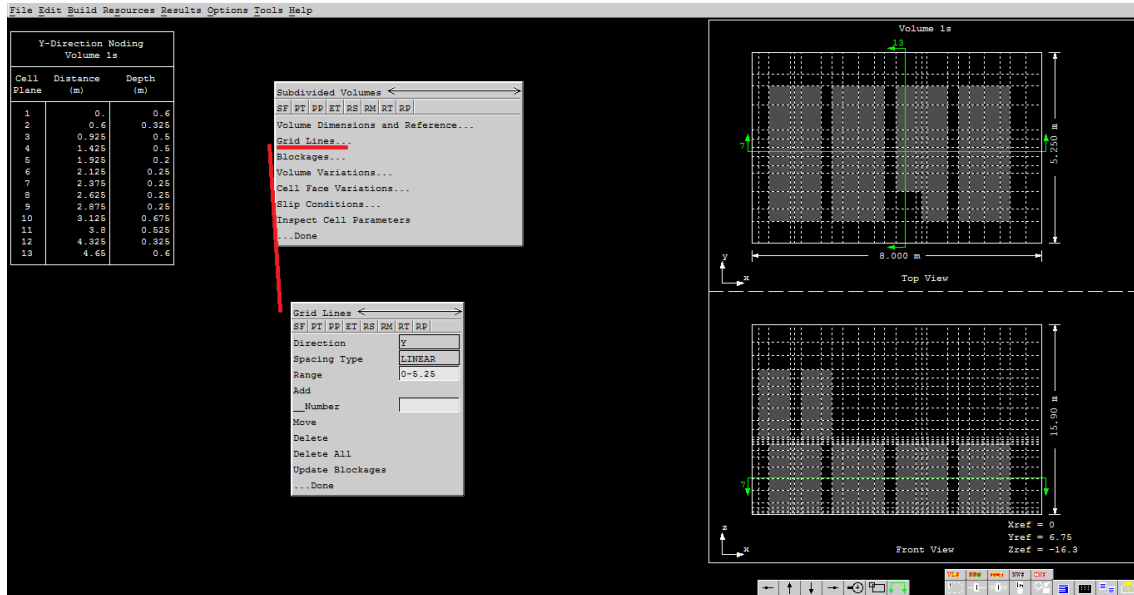


Figura 18. Interfaz del programa GOTHIC, opción “Grid Lines” perteneciente a “Subdivided Volumes” dentro de “Control Volumes”, de la solapa “Build”

A través de esta interfaz (figura 18) se puede construir el mallado de cada volumen.

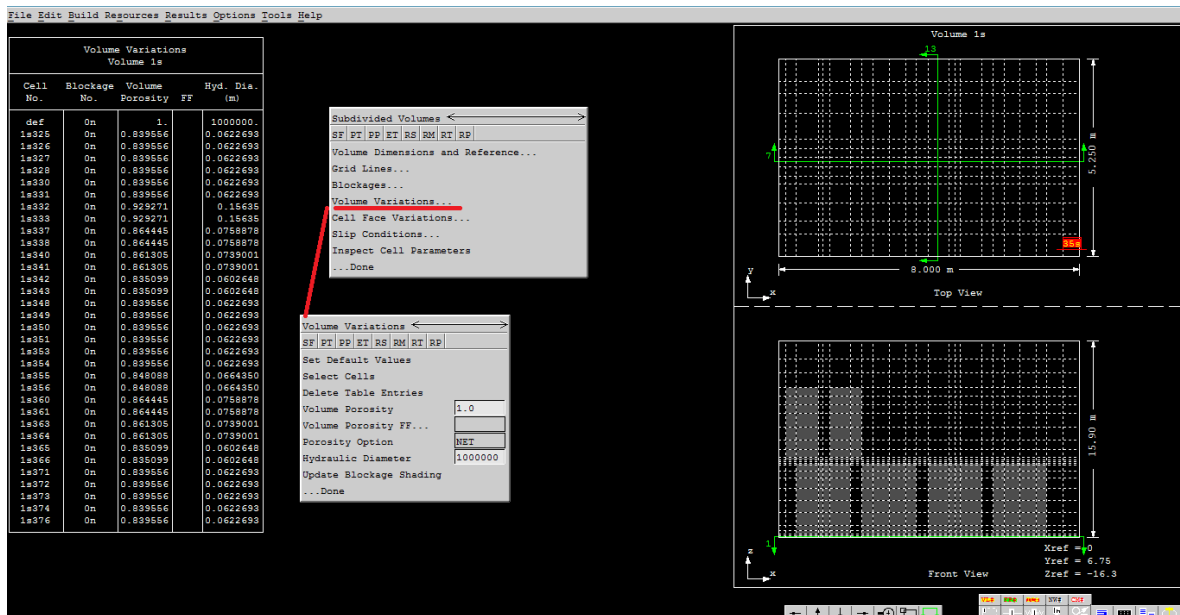


Figura 19. Interfaz del programa GOTHIC, opción “Volume Variation” perteneciente a “Subdivided Volumes” dentro de “Control Volumes”, de la solapa “Build”

Cada volumen subdividido en un modelo tiene una tabla asociada de variaciones de volumen que incluye información necesaria para calcular la porosidad y el diámetro hidráulico de cada celda en el volumen (figura 19). Este menú se usa para definir y editar esta tabla.

Los valores predeterminados para el volumen siempre se incluyen en la primera fila de la tabla "Volume Variation".

El diámetro hidráulico predeterminado se establece inicialmente en $1,0 \times 10^6$ y la porosidad de volumen predeterminada se establece inicialmente en 1 (sin obstrucción). Se debe tener en cuenta que cualquier diámetro hidráulico grande (por ejemplo, más grande que 10^5) se tratará como infinito. Cualquiera de estos valores puede cambiarse en cualquier momento.

Cuando se crea un bloqueo, mediante el menú "Blockages", las entradas se generan automáticamente en la tabla de variación de volumen para cada celda afectada por el bloqueo.

La porosidad neta de volumen libre asociado con un bloqueo específico i , se calcula como

$$\theta_i = \frac{V - V_{Bi}}{V} \quad (\text{Ec. 1})$$

donde V es el volumen de la celda y V_{Bi} es el volumen bloqueado.

El diámetro hidráulico efectivo de la celda se calcula como:

$$D_i = \frac{4V\theta}{A_{NSi}} \quad (\text{Ec. 2})$$

Donde A_{NSi} es la superficie de no deslizamiento del bloqueo.

3.2.2 Programación de los conductores térmicos

La especificación de conductores en GOTHIC (figura 20) se basa en la definición del tipo de conductores térmicos y opciones de superficie. Esto simplifica la cantidad de entradas requeridas, ya que muchas estructuras dentro de una Contención típica tienen una geometría interna y materiales similares, y están expuestas a condiciones similares de transferencia de calor en la superficie.

Por lo tanto, un conductor se define por un tipo de conductor (donde figura el material y su espesor), una opción de superficie (una temperatura determinada o tipo transferencia como condensación), el área de la superficie real y la temperatura inicial que son exclusivas de la aplicación local del conductor.

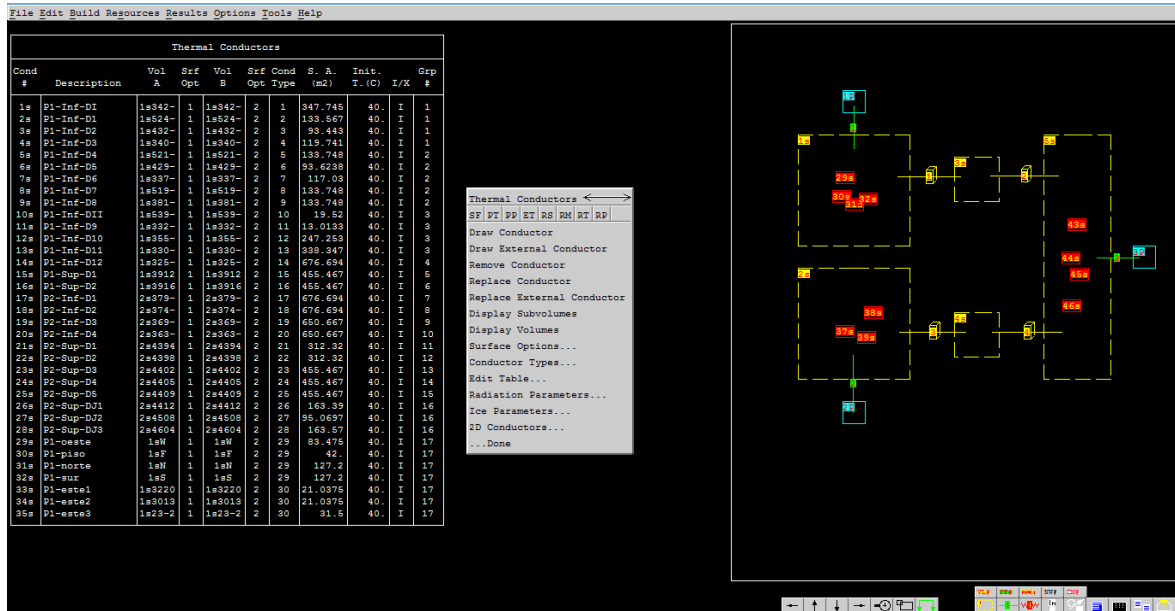


Figura 20. Interfaz del programa GOTHIC, menú "Thermal Conductors" dentro de "Build"

Hay dos tipos de transferencia de calor por radiación que pueden ser modelados en GOTHIC. Estos son transferencia de calor por radiación desde la superficie al vapor, es decir, no hay transferencia de calor directa entre las superficies; y transferencia de calor por radiación de superficie a superficie para la cual el fluido no participa, donde se supone que el fluido es transparente. Estas opciones de radiación se manejan por separado en GOTHIC.

Se puede modelar la formación y fusión de hielo en una superficie conductora. Para cada superficie de conductor, se puede especificar un espesor inicial de capa de hielo o indicar que se debe considerar la posibilidad de formación de hielo. El hielo se trata como otra capa de material en el conductor en la ecuación de conducción. Las temperaturas dentro de las subdivisiones del conductor se agregan automáticamente (o se eliminan) a medida que la capa de hielo crece (o se reduce). El modelo también considera la conversión directa entre vapor y hielo (sublimación).

Definición de opciones de superficie:

Un modelo de conductor incluye la definición de opciones de superficie del conductor y tipos de conductores. Las opciones de superficie (figura 21) incluyen modelos de transferencia de calor y condiciones de borde térmicos.

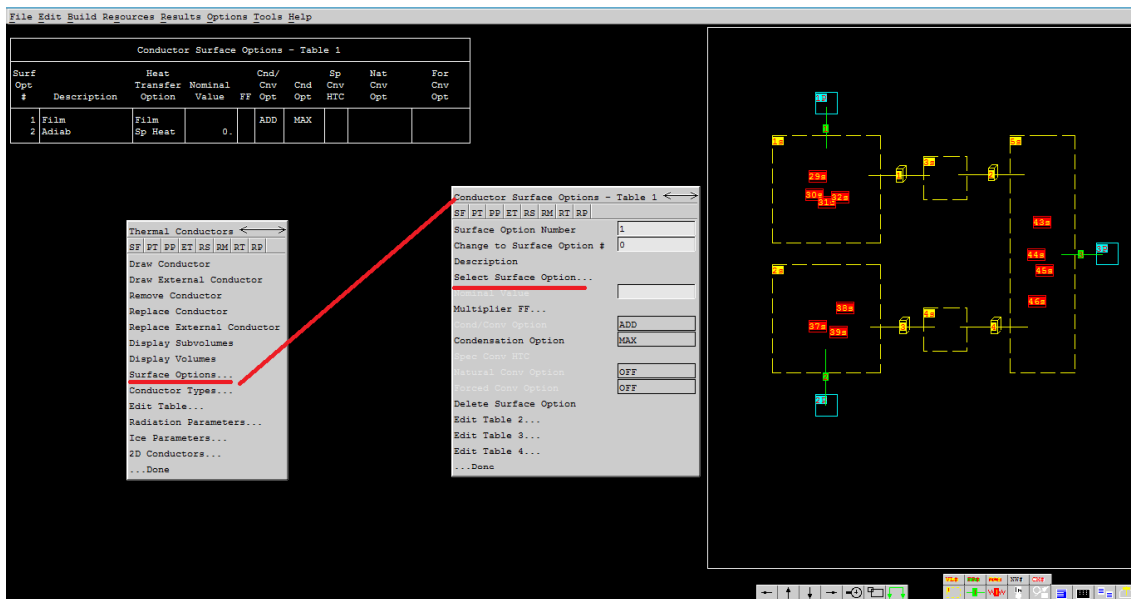


Figura 21. Interfaz del programa GOTHIC, opción “Surface Option” perteneciente a “Thermal Conductors” dentro de la solapa “Build”

Los modelos de transferencia de calor permiten que el conductor intercambie calor con el fluido.

Para cada conductor, la fuente de energía depende de la opción de transferencia de calor particular seleccionada por el usuario. Las opciones disponibles son:

1. Convección
 - convección natural
 - convección forzada
 - convección especificada
2. Radiación
3. Condensación
 - condensación directa
 - Tagami
 - condensación especificada
 - modelo de capa de difusión/neblina
4. Revaporización especificada
5. Paquete de transferencia de calor
6. Condiciones de borde térmicas

El término fuente de la masa proviene de la condensación o la revaporización.

El coeficiente de transferencia de calor por convección se puede especificar o se calcula a partir de las correlaciones para la convección natural y forzada propias del programa.

Hay siete correlaciones que se pueden seleccionar en GOTHIC para definir un coeficiente de transferencia de calor de convección natural en la superficie de un conductor térmico. Estas correlaciones se pueden aplicar a cualquier fase.

Las correlaciones corresponden a:

- Superficies planas verticales
- Para una superficie horizontal, si la temperatura de la superficie es mayor que la temperatura del fluido y la superficie está hacia arriba, o si la temperatura de la superficie es inferior a la temperatura del fluido y la superficie está hacia abajo
- Para una superficie horizontal, si la temperatura de la superficie es mayor que la temperatura del fluido y la superficie está hacia abajo, o si la temperatura de la superficie es inferior a la temperatura del fluido y la superficie está hacia arriba
- Para un cilindro horizontal
- Dos correlaciones alternativas para una superficie vertical y para el cilindro horizontal

En cuanto a la convección forzada, hay dos correlaciones disponibles en GOTHIC. Estas correlaciones se pueden aplicar a cualquier fase.

También se puede especificar un coeficiente de transferencia de calor como un valor nominal constante, y se puede modificar mediante la multiplicación de este coeficiente por un factor.

La transferencia de calor radiante entre el vapor y la superficie del conductor se puede incluir, si el usuario lo requiere. Asumiendo al gas y a las paredes circundantes como cuerpos grises.

Están disponibles cinco opciones de condensación en GOTHIC; siendo estas, la condensación directa, Tagami, la condensación especificada, el modelo de capa de difusión (DLM) y el modelo de película.

Las primeras tres opciones son esencialmente idénticas, excepto por los modelos de coeficientes de transferencia de calor.

Para las opciones de condensación directa, Tagami y condensación especificada, la transferencia de calor total de la pared al fluido incluye la transferencia de calor debido a la condensación y, en función de si el usuario lo especificó o no, de la transferencia de calor debido a la convección y la radiación.

Para el caso general en el que se permite la convección a cualquiera de las fases, y en el que se incluye radiación, la transferencia de calor a la pared está dada por la suma de todos los aportes de calor.

Dentro de la condensación directa hay algunas opciones disponibles para calcular el coeficiente de transferencia de calor, estas son:

- Uchida
- Uchida modificado
- Gido/Koestel
- El máximo entre las dos opciones anteriores

Para algunos análisis de la Contención, las guías de Regulación Nuclear permiten que solo una fracción específica de la condensación en la pared sea revaporizada a la atmósfera sobrecalentada. Para satisfacer estos requisitos, el usuario puede especificar un factor de revaporización, que debe estar entre 0 y 1.

La mayor dificultad en el modelado de flujos en múltiples fases es determinar cómo se configuran y ubican las fases y la forma de la interfaz. La geometría se vuelve importante para la transferencia de calor de la pared en algunos casos.

En particular, cuando hay una película que cubre superficies, GOTHIC incluye un modelo, denominado modelo de pared húmeda, para estimar la distribución de esta película (es decir, si existe una fracción de la superficie que se encuentra mojada y/o seca) y utiliza la información para el cálculo de la transferencia de calor a la pared y para la transferencia de calor y masa a la interface.

Se accede al modelo de pared húmeda seleccionando el paquete de transferencia de calor incorporado, el cual se denomina "Film" y se encuentra dentro de las opciones de transferencia de calor.

El modelo de capa de difusión (DLM) calcula la velocidad de condensación y la velocidad de transferencia de calor sensible utilizando analogías de transferencia de calor/masa. Incluye opciones para la formación de niebla en la capa límite y la mejora de transferencia de calor y masa debido a la rugosidad de la película de condensado. El modelo es aplicable a la gama completa de mezclas de gases de vapor en convección forzada y libre.

En general, la transferencia de calor entre una superficie conductora y el fluido incluye la posibilidad de transferencia de calor por convección al vapor y/o fase líquida, condensación en la parte seca del conductor y ebullición en la porción húmeda del conductor con transferencia de calor y masa en la interfaz entre la película líquida y el vapor.

Todas estas posibilidades pueden ser contabilizadas en GOTHIC mediante la aplicación del paquete de transferencia de calor incorporado que funciona en conjunto con el modelo de pared mojada y se accede seleccionando la opción de transferencia de calor de película ("Film"). Esta opción se puede usar en volúmenes subdivididos en los que hay suficiente información, incluidas propiedades locales de los fluidos, fracciones de fase y velocidades, para justificar su uso.

Se pueden especificar tres condiciones de borde térmicas en GOTHIC, estas son:

- Temperatura de la superficie
- Flujo de calor en la superficie
- Temperatura ambiente y coeficiente de transferencia de calor

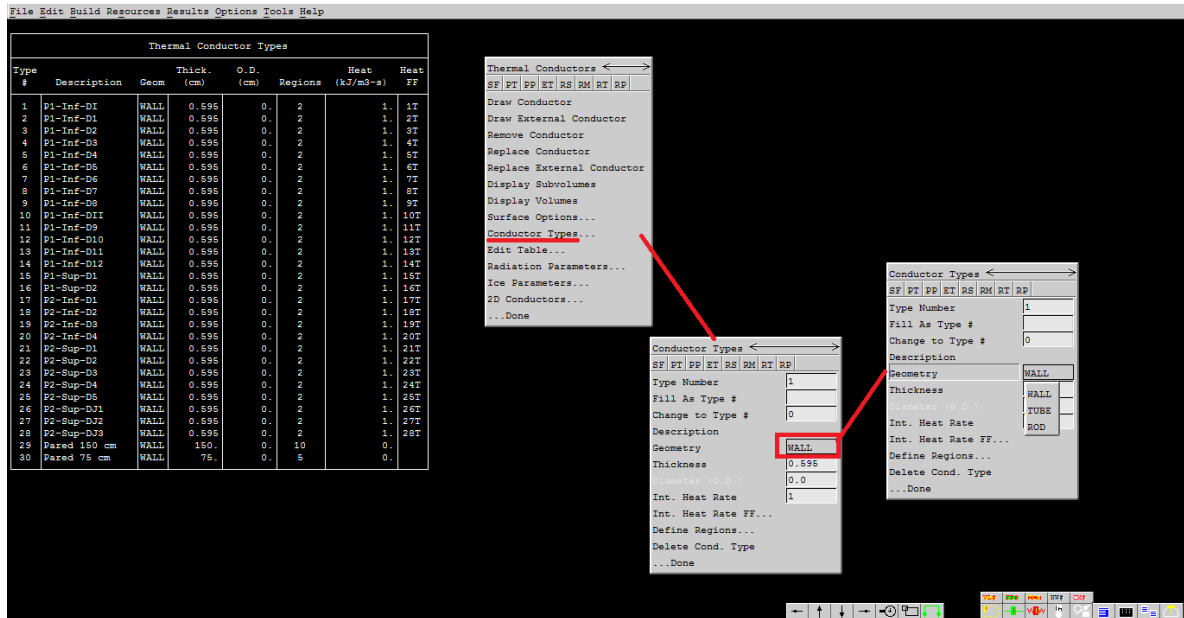


Figura 22. Interfaz del programa GOTHIC, opción “Conductor Types” perteneciente a “Thermal Conductors” dentro de la solapa “Build”

Definición del tipo de conductor:

Los tipos de conductores se construyen a través de la opción “Conductor Types” y requieren la definición del material y la tasa de calor que se aplica en cada nodo (subdivisión del conductor) en caso de que se trate de un conductor en el que se genera energía (figura 22).

La geometría de un conductor puede ser una pared, un tubo o un cilindro sólido. Para una pared, solo se debe especificar el grosor. Las geometrías cilíndricas están definidas por el diámetro exterior y, en el caso de un tubo, por el grosor de la pared.

La composición del material se define subdividiendo el grosor o el radio del conductor en varias regiones.

El tipo de material, el espesor y el número de subregiones espaciadas uniformemente deben especificarse para cada región.

Se puede especificar una tasa de calentamiento interno volumétrico para cada tipo de conductor, la cual va acompañada de un multiplicador de región.

La tasa de calor interno volumétrico para una región está dada por:

$$Q_r = Q_{nom} \lambda_r \quad (\text{Ec. 3})$$

Donde Q_{nom} es la velocidad de calentamiento volumétrico para un tipo de conductor, Q_r es el calor volumétrico en la región y λ_r es el multiplicador de región (fracción de volumen ocupado por la región).

$$Q_{cond} = \sum_{r=1}^{NREG} Q_r V_r \quad (\text{Ec. 4})$$

Q_{cond} es el calor en el conductor y NREG es el número de regiones en el conductor, y V_r es el volumen de cada región.

Para un conductor de pared, el volumen de la región es solo el producto del área de superficie del conductor y el grosor de la región.

En el caso de que se conozca la tasa de calor total, se tendrá que dividir ésta por el volumen para llegar a una tasa de calor volumétrica y así ingresarla como parámetro de entrada.

En la figura 23 muestra las potencias volumétricas para cada tipo de conductor, y en la figura 24, se muestra una en particular.

La potencia volumétrica se ingresa a través de la opción “Table Functions” perteneciente a la solapa “Resources”

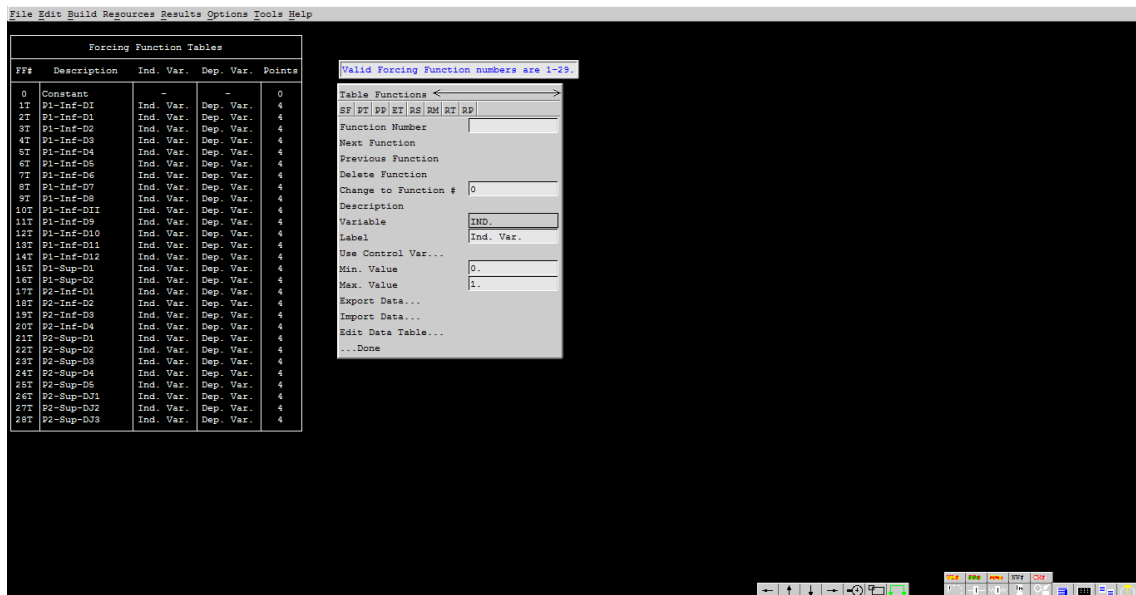


Figura 23. Interfaz del programa GOTHIC, opción “Table Functions” perteneciente a la solapa “Resources”

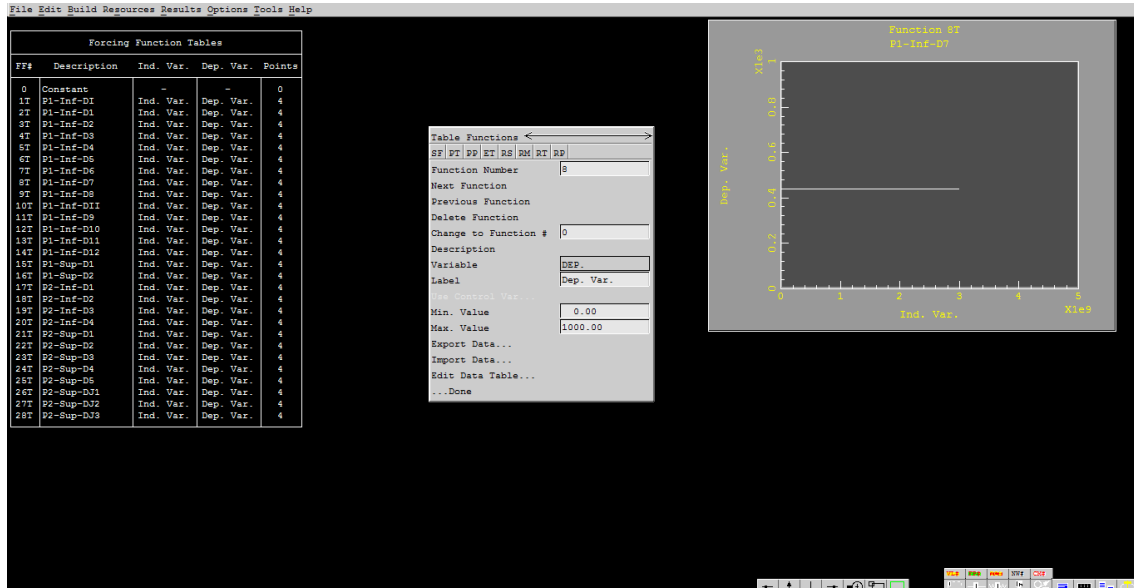


Figura 24. Interfaz del programa GOTHIC, opción “Table Functions” perteneciente a la solapa “Resources” para un conductor en particular

El menú “Define Regions” se usa para crear, mover y eliminar límites de regiones dentro de un conductor.

También permite definir y editar parámetros de las regiones (figura 25).

Cada región se puede subdividir en cualquier cantidad de subregiones. Típicamente, se define una malla más fina cerca de la superficie de un conductor para resolver los gradientes de temperatura pronunciados que existen cerca de la superficie.

El tipo de material asignado a una región se aplica a todas las subregiones dentro de la región.

La generación de calor interno en una región se aplica a todas las subregiones en función del volumen relativo.

La resistencia de contacto entre dos regiones no se incluye automáticamente. Esta se puede modelar especificando una región separada para el contacto. Se define un tipo de material que proporciona la capacidad de conductividad y calor adecuada en la región de contacto. Esto se puede extender para modelar espacios llenos de gas que transfieren calor por conducción y radiación.

En el menú “Define Regions”, se muestra una sección transversal del conductor (figura 25). La imagen se usa para marcar los límites de la región. Este dibujo será el mismo para todos los tipos de conductores, pero se escala por el grosor o el diámetro.

Para las geometrías ROD y TUBE, el lado A siempre está en la superficie interior (o es la línea central) y el lado B está en la superficie exterior.

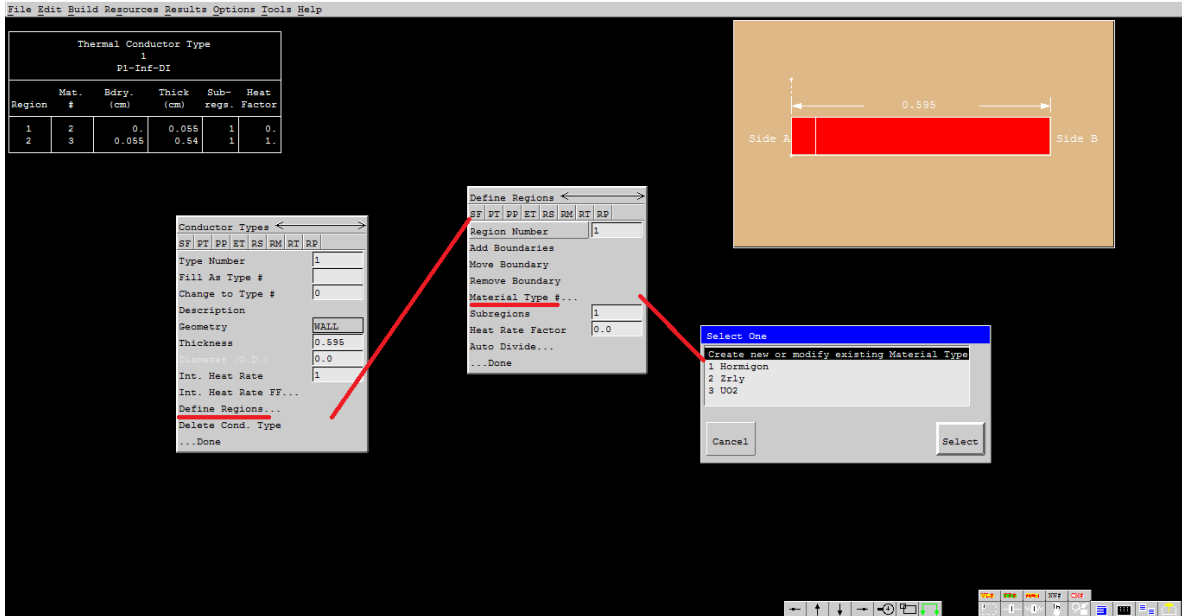


Figura 25. Interfaz del programa GOTHIC, "Define Regions", de la opción Conductor Types" perteneciente a "Thermal Conductors" dentro de la solapa "Build"

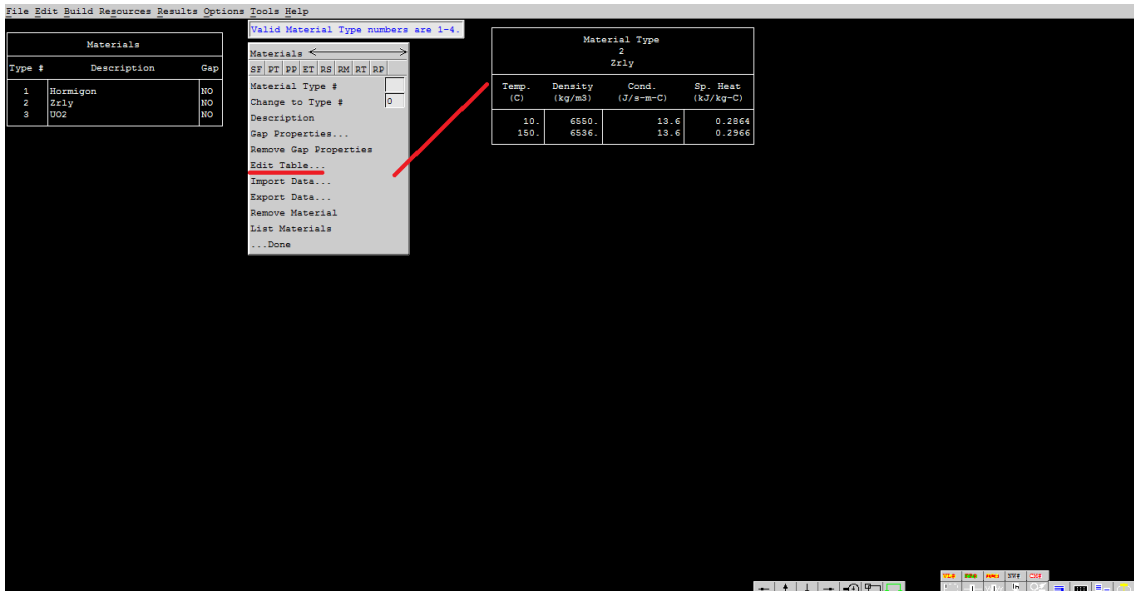


Figura 26. Interfaz del programa GOTHIC, opción "Materials", dentro de la solapa "Resources"

3.2.3 Programación de las condiciones de borde

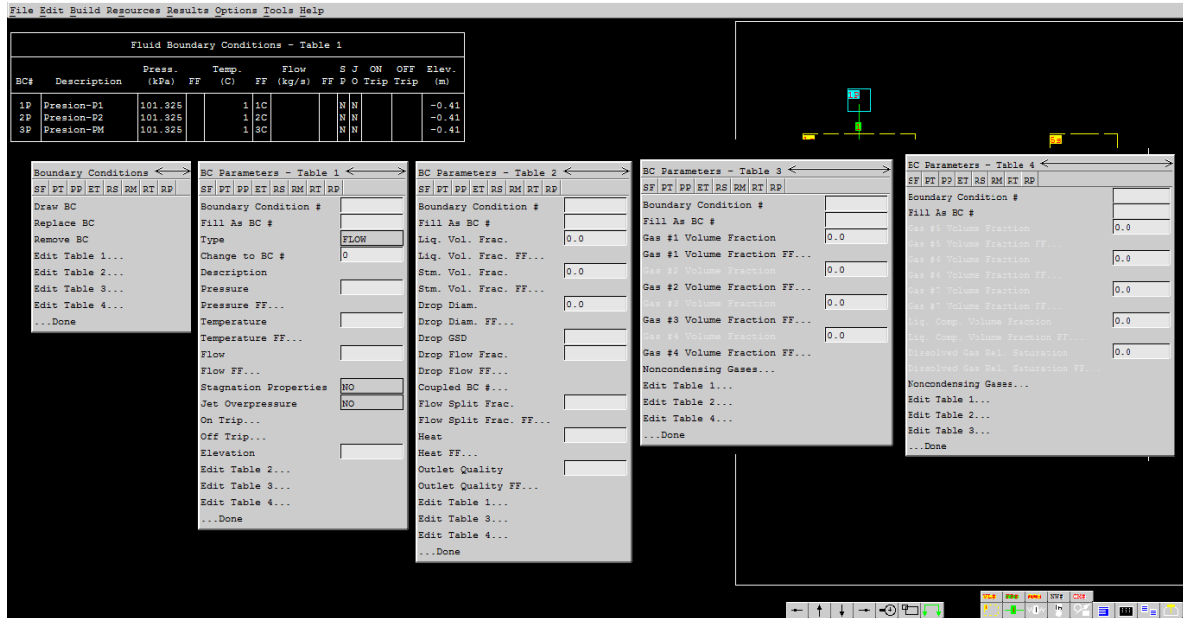


Figura 27. Interfaz del programa GOTHIC, opción “Boundary Conditions”, dentro de la solapa “Build”

Las condiciones de contorno proporcionan comunicación entre el modelo de GOTHIC y las condiciones conocidas conectadas a los límites del modelo.

La conexión se realiza a través del menú “Boundary Conditions” donde se dibuja en el diagrama de volúmenes una condición de borde utilizando el mismo procedimiento que para crear un volumen.

La condición de contorno se conecta a un volumen, subvolumen o nodo de red con conexiones directas de flujo (“Flow Paths”) o con modelos de flujo en red. Se le asocia a cada condición de borde un conjunto de parámetros (figura 27).

Entre las principales condiciones de contorno que se pueden especificar en GOTHIC se encuentran las de flujo y las de presión, identificadas por F y P en el diagrama de volúmenes.

Las condiciones de borde de flujo se usan siempre que se conozcan las condiciones de flujo y fluido.

Estas condiciones se utilizan para describir la dirección del flujo desde o hacia el volumen y se pueden usar, por ejemplo, para modelar las fuentes de masa y energía conocidas al romperse una tubería.

Las condiciones de borde de presión son fuentes o sumideros de presión conectados a los volúmenes y se pueden usar, por ejemplo, para modelar la atmósfera a la que descarga una válvula de alivio.

3.2.4 Programación de las conexiones de flujo

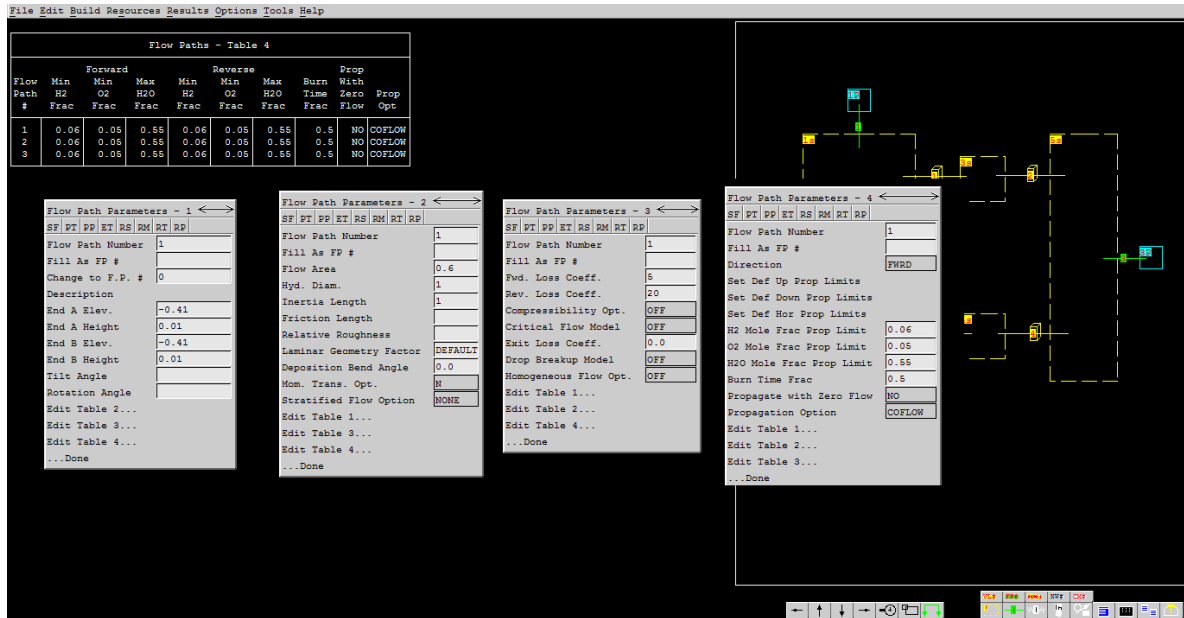


Figura 28. Interfaz del programa GOTHIC, opción “Flow Paths”, dentro de la solapa “Build”

Como se observa en la figura 28, algunos parámetros a especificar corresponden a la altura y elevación de cada extremo de la conexión. Las elevaciones se emplean para calcular la pérdida de carga gravitacional y para determinar si el extremo de la conexión se encuentra por encima o por debajo del nivel de una piletta.

Otros parámetros se relacionan con la geometría como el área, el diámetro hidráulico, las opciones de rugosidad, entre otros.

Para estas conexiones, las ecuaciones de momento para la mezcla de vapor/gas, las gotas y el líquido se resuelven para cada trayectoria de flujo con cada fase teniendo su propia velocidad. Por lo tanto, los efectos del deslizamiento bifásico en la caída de presión de la trayectoria del flujo se calculan automáticamente en función de las velocidades de fase y los modelos físicos de interfase del programa.

No se almacena masa o energía en las conexiones de flujo, estas se contabilizan en los volúmenes.

Si una conexión de flujo representa un volumen significativo, o si el tiempo de transporte a través de la conexión de flujo es significativo en relación con los objetivos de análisis, entonces se debe usar una serie de uno o más volúmenes para modelar la capacidad de almacenamiento de la conexión de flujo.

3.2.5 Programación de conexiones de flujo 3-D

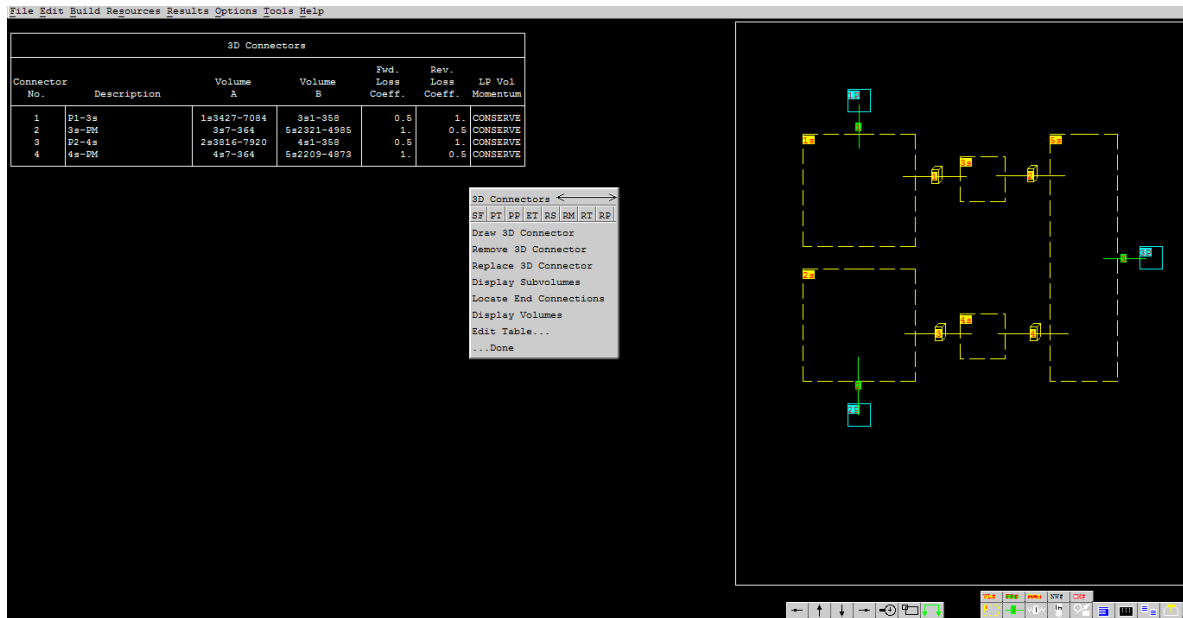


Figura 29. Interfaz del programa GOTHIC, opción “3-D Connectors”, dentro de la solapa “Build”

Dos volúmenes subdivididos que tienen un límite común pueden estar conectados hidráulicamente por uno o más conectores de flujo 3-D.

Estos conectores difieren de las conexiones directas de flujo en que se puede usar un solo conector de flujo 3-D para conectar un rango completo de celdas en cada volumen subdividido.

Como se puede observar de la figura 29, solamente se debe especificar qué celdas se relacionan entre ambos volúmenes, los coeficientes de pérdida de carga y la preservación de los términos de transporte de momento a través de la abertura puede ser muy importante, particularmente para la circulación de convección natural.

Los volúmenes subdivididos a cada lado de un conector pueden incluir diferentes espaciamientos de cuadrícula, proporcionando un amplio rango de posibilidades para crear modelos con diferentes niveles de detalle. Además, un volumen de parámetros agrupados se puede conectar a un volumen subdividido con un conector de flujo 3-D, que es un método conveniente, por ejemplo, de aplicar condiciones de frontera a un rango de celdas en el volumen subdividido.

Se puede usar un conector de flujo 3-D para modelar la abertura entre los volúmenes subdivididos que representan habitaciones adyacentes que están separadas por una pared o piso relativamente delgada, o simplemente por una interfaz que está completamente abierta.

Otra aplicación para los conectores 3-D es mejorar el mallado en cierta región de un volumen. En esta aplicación, las celdas que representan la subregión en el volumen

principal son desplazadas por un bloqueo y se define un segundo volumen de control para representar la subregión. Este volumen secundario, que puede tener hasta seis límites comunes con el volumen principal, se subdivide según sea necesario y se une mediante estos conectores.

Dado que el conector de flujo 3-D está destinado a aplicarse a regiones modeladas que tienen un límite común, no es apropiado usarlo como conexión entre volúmenes separados por un corredor, tuberías, etc.

Al igual que las conexiones de flujo, los conectores 3-D no almacenan masa o energía. Toda la masa y la energía se contabilizan en los volúmenes donde se conectan, pero los conectores 3-D proporcionan un tratamiento completo de las ecuaciones de conservación, incluido el transporte de momento entre los volúmenes subdivididos conectados.

Capítulo 4

4.1 Introducción

El objetivo de desarrollar un modelo 3-D de las piletas de la Casa de Piletas 1 de Atucha I es evaluar el tiempo requerido para que se alcance una temperatura de 100 °C en el agua de alguna de las piletas en la disposición estimada de los EC irradiados a futuro: el cálculo comienza el 17/02/2017 y se debe estimar este tiempo en la disposición del 31/12/2017. Esto ocurriría bajo el accidente postulado de pérdida de refrigeración, por ejemplo, al encontrarse indisponibles las bombas de impulsión del sistema TG (Circuito de Refrigeración de Piletas de EC.).

Estas evaluaciones se plantean a partir de un requerimiento del World Association of Nuclear Operators (WANO) para el Peer Review 2017, SOER 2011-3.

En todo sistema de enfriamiento se pueden postular tres escenarios de falla distintos:

- Pérdida del sumidero de calor: no hay remoción de calor en los intercambiadores del sistema, por ejemplo, se interrumpe la circulación en el sistema UK (circuito complementario de refrigeración asegurada de agua de río) para el caso del sistema TG
- Pérdida de la circulación de fluido en el sistema: salida de servicio de las bombas impulsoras
- Pérdida de inventario del sistema: rotura de una cañería del sistema

El resultado de cualquiera de estas fallas es la pérdida de la capacidad del sistema de cumplir su función de enfriamiento.

De estas fallas, el caso de pérdida de la circulación es algo peor que el escenario de la pérdida del sumidero de calor (sistema UK) ya que, no solo no se dispone de los intercambiadores de calor para extraer la energía, sino que se pierde la circulación forzada en las piletas, es decir, la transferencia de calor de los combustibles al agua se hará con circulación natural.

Además, la pérdida de inventario debido a una rotura de cañerías del sistema TG será limitada debido a la ubicación de la succión e inyección del sistema TG en las piletas. Se podría asimilar a un caso de pérdida de circulación del fluido en el sistema TG con un inventario menor al de operación normal en las piletas (por el drenaje inicial debido a la rotura).

En el caso de las piletas de elementos combustibles irradiados, la falla del sistema TG conducirá al calentamiento del agua en las mismas, y en caso de alcanzarse la temperatura de saturación a la presión existente, el comienzo de la ebullición. Esta generación de vapor tiene como resultado la pérdida de inventario de las piletas y como consecuencia la reducción del nivel de agua en las mismas.

La reducción del nivel en las piletas puede llegar a la situación en que los elementos combustibles almacenados queden descubiertos y comiencen a calentarse. La velocidad de calentamiento de las partes descubiertas dependerá básicamente de la potencia local de las barras combustibles.

Se debe notar que la disminución del nivel también reduce la función de blindaje del agua de la piletta. Este aspecto, así como el aumento de la temperatura y saturación con vapor de la atmósfera de las Casas de Piletas, debe tomarse en cuenta para cualquier contramedida que requiera el acceso de personal a las mismas.

Las piletas de elementos combustibles (EC) irradiados de Atucha I almacenaban 2034 EC en la Casa de Piletas 1 a la fecha 17/02/2017.

El edificio de Piletas 1 cuenta con dos piletas, donde parte de los EC de la Pileta 1 se trasladaron a la Casa de Piletas 1 de Atucha II. La Pileta 1, por lo tanto, tiene disponibles hasta el momento 235 posiciones en el nivel inferior y cuatro perchas completamente libres en el nivel superior. La Pileta 2 se encuentra completa.

Debido a la potencia de decaimiento de los EC irradiados, el agua de las piletas debe ser refrigerada continuamente. El sistema TG es el que cumple esta función.

Debe destacarse que la potencia a extraer en las piletas no está distribuida homogéneamente en las mismas. Esta distribución es el resultado de la historia de la operación de la Planta y la ubicación de los elementos combustibles irradiados en las piletas de acuerdo al lugar disponible y las conveniencias de la maniobra de almacenamiento.

La potencia total a extraer en las piletas de la Casa de Piletas 1 será aproximadamente de 749.2 kW hacia la fecha 31/12/2017, donde se incorporarán a la Pileta 1 197 EC irradiados provenientes de la operación de Atucha I.

Al 31/12/2017 la cantidad total de EC en las Piletas 1 y 2 será de 2231.

4.2 Descripción de las piletas

Los combustibles gastados de Atucha I se encuentran almacenados en dos edificios: Casa de Piletas 1 (Plano M13-31, y) y el Casa de Piletas 2 (Plano M13-105).

En este trabajo se desarrolla el escenario en la Casa de Piletas 1. Esta consta de las Piletas 1, 2 y 3. Cada una de las Piletas 1 y 2 se encuentran comunicadas con la Pileta 3 (pileta de maniobras) a través de un pasaje de compuerta de 10.3 m de profundidad, 1.5 m de longitud y 1 m de ancho (figura 30).

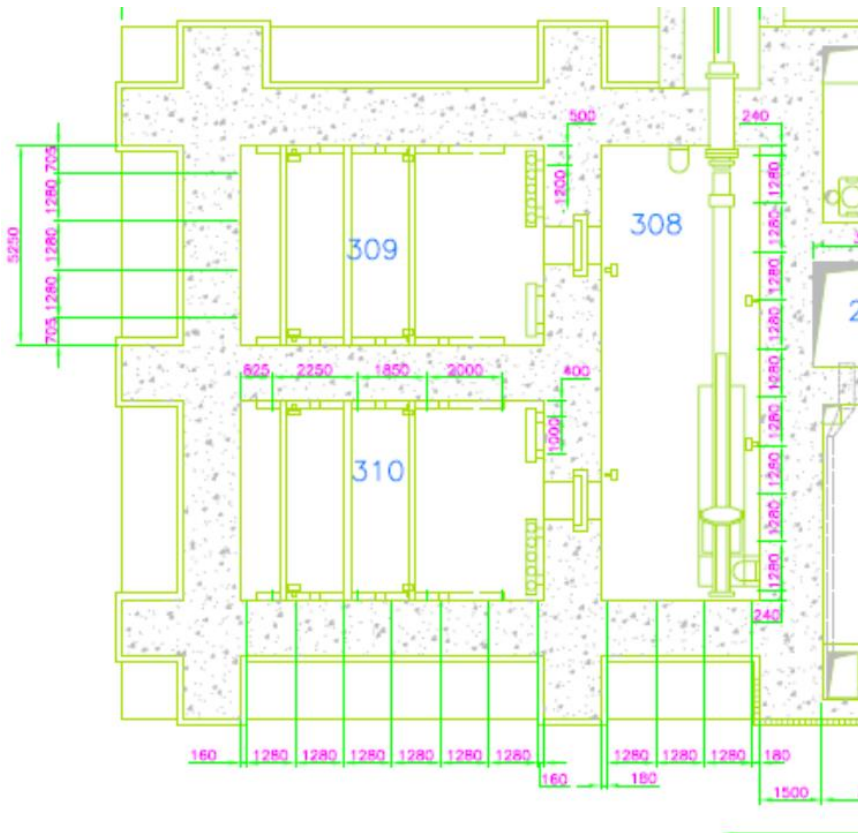


Figura 30. Casa de Piletas 1 de Atucha I (Plano M13-31)

Tabla 3. Dimensiones de las piletas de combustibles gastados de Atucha I

	Dimensiones [m]	Volumen [m ³]	Área superficial de agua [m ²]
Cada pileta (1, 2)	5.25 x 8 x 16.3	684.6	42
Pasaje de compuerta	1.5 x 1.0 x 10.3	15.45	1.5
Pileta de maniobra Casa de Piletas I	4.2 x 12 x 16.3	821.52	50.5
Compuerta	1.5 x 0.28 x 10.3	4.326	
Volumen ocupado por un elemento combustible (36 barras)		0.0230	
Volumen ocupado por un elemento combustible (37 barras)		0.0236	

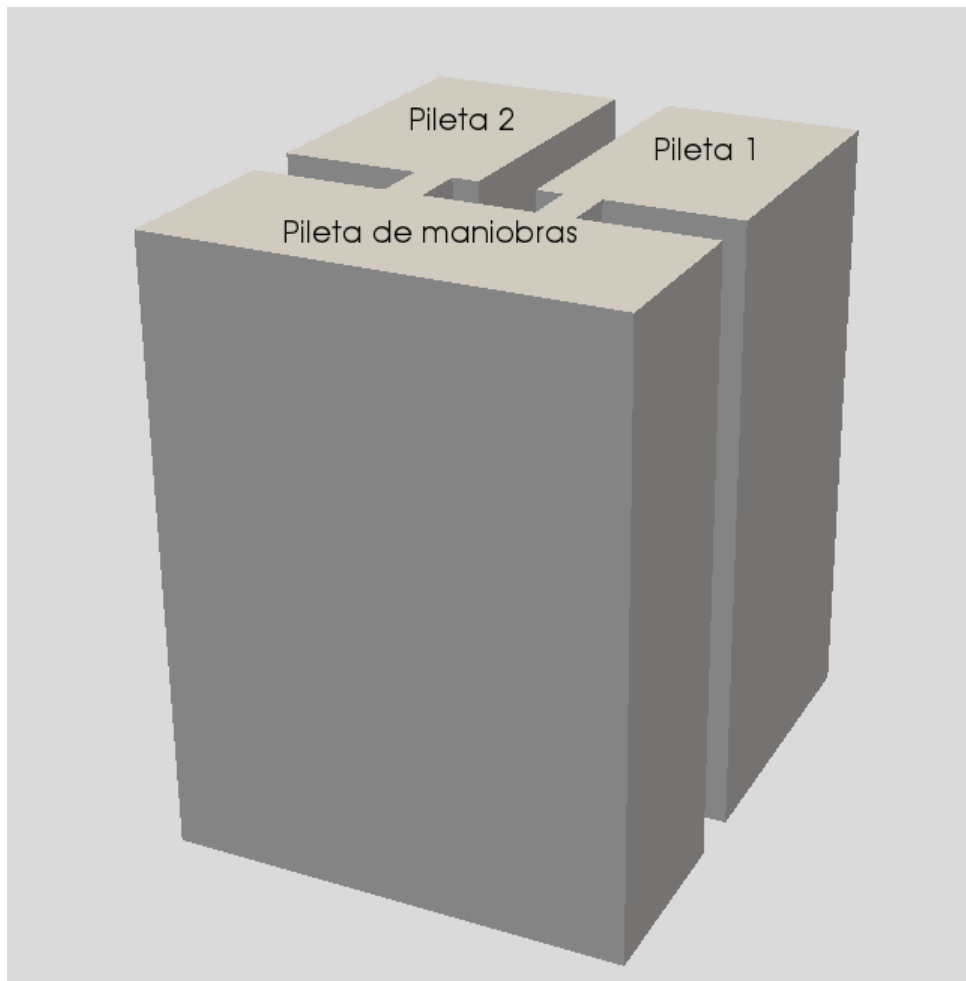


Figura 31. Esquema de las Casas de Piletas 1 de Atucha I

Un canal comunica las piletas de trabajo o maniobra de los dos edificios de pileta.

No está previsto el cierre de las compuertas. Las únicas que pueden llegar a cerrarse transitoriamente son los pasajes hacia la pileta de trabajo.

Los combustibles de cada pileta se encuentran alojados en “perchas” en dos niveles. Las figura 32, 33 y 34 muestran como ejemplo la disposición en las piletas de Atucha II. En la parte inferior de la pileta los elementos combustibles se colocan en perchas dobles, cuya vista superior se presenta en la figura 33. En la parte superior de la pileta se colocan perchas simples (figura 34).

Los detalles de las mismas se encuentran en las figuras 35 a la 38.

Las dimensiones de las piletas, pasajes de compuerta y compuertas figuran en la Tabla 3 y se detallan en las figuras 39 y 40.

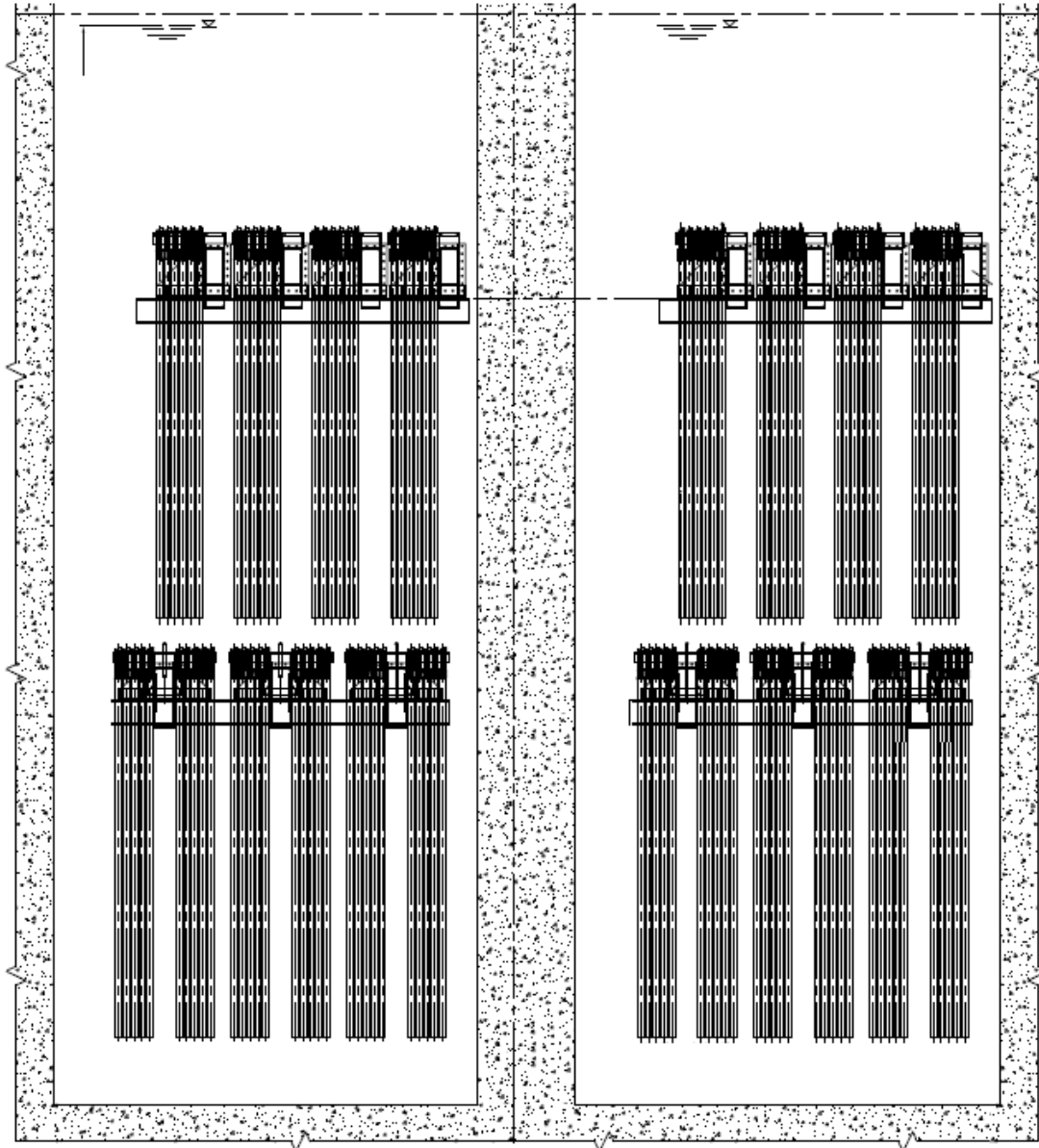


Figura 32. Esquema general de la disposición de los EC irradiados en perchas superior e inferior dentro de las piletas. Vista lateral.

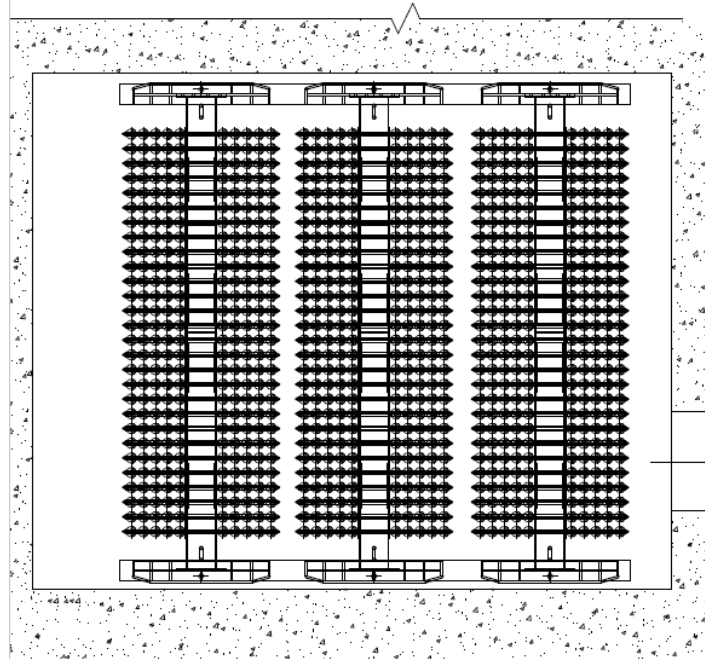


Figura 33. Esquema general de la disposición de los EC irradiados en perchas dobles en la sección inferior de las piletas. Vista superior

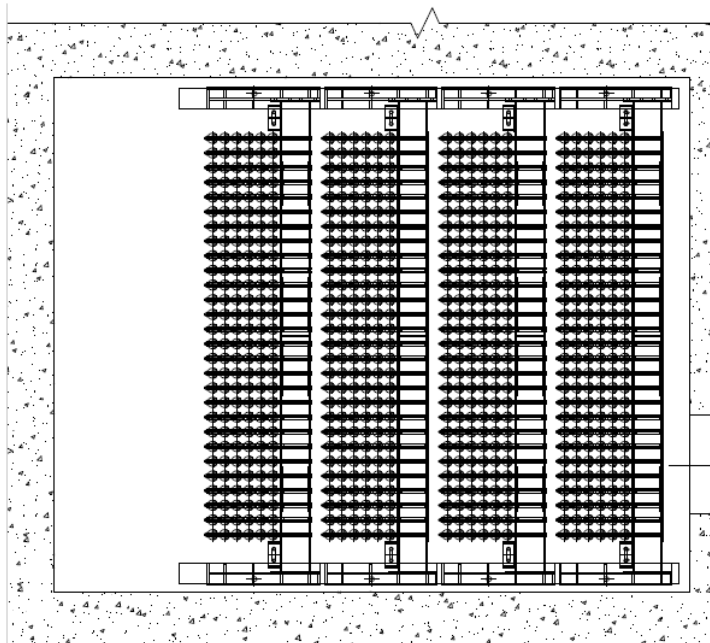


Figura 34. Esquema general de la disposición de los EC irradiados en perchas simples en la sección superior de las piletas. Vista superior

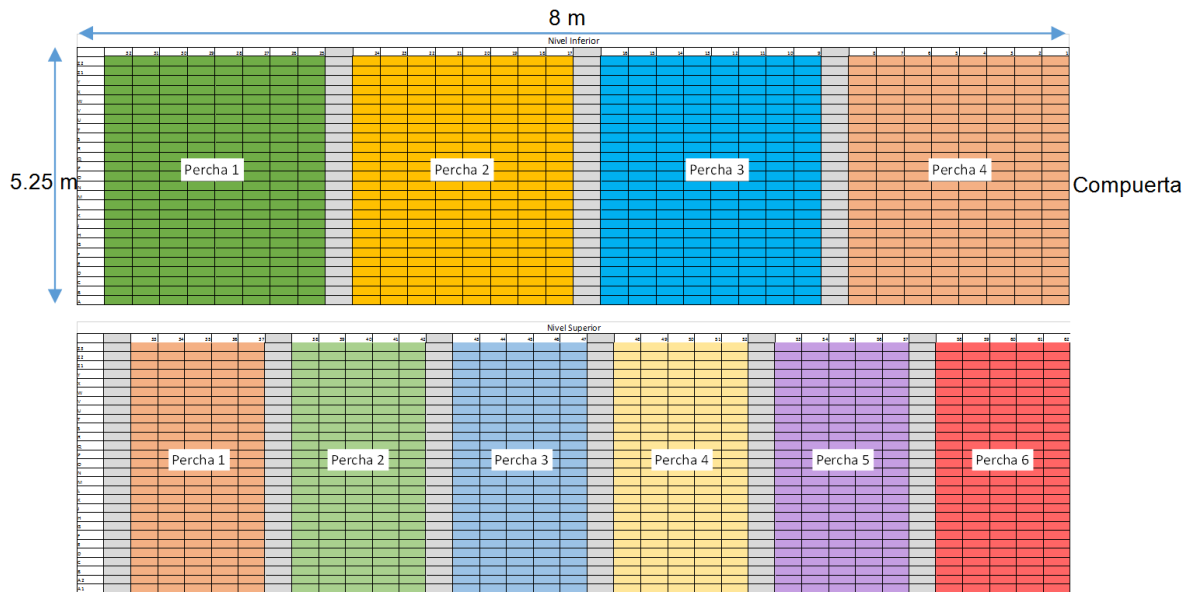


Figura 35. Sistema de coordenadas para la ubicación de los EC irradiados en las piletas de la Casa de Piletas 1

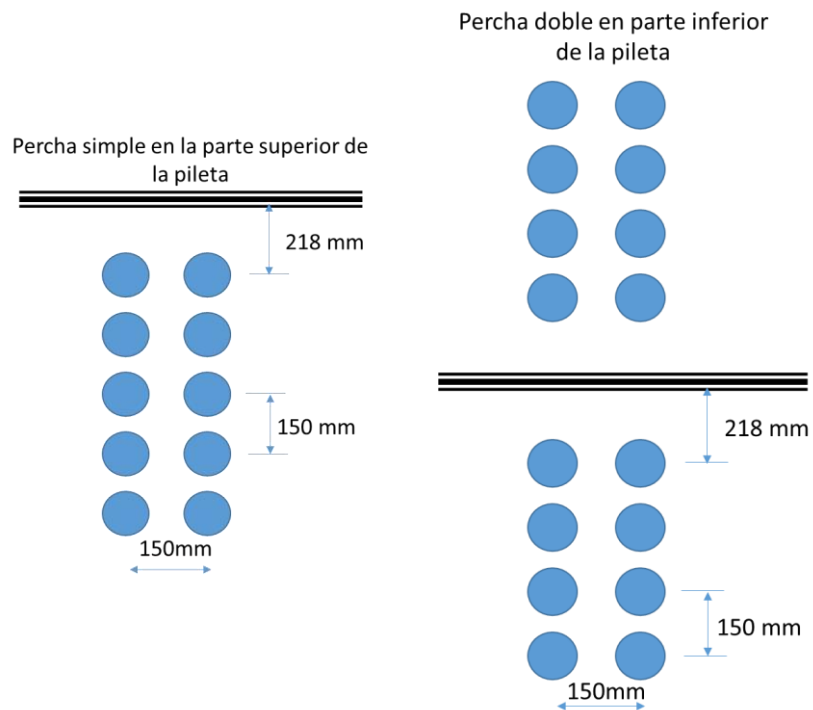


Figura 36. Esquema de la disposición de los EC irradiados en cada percha, según sea las perchas ubicadas en la parte inferior o superior, Casa de Piletas 1.

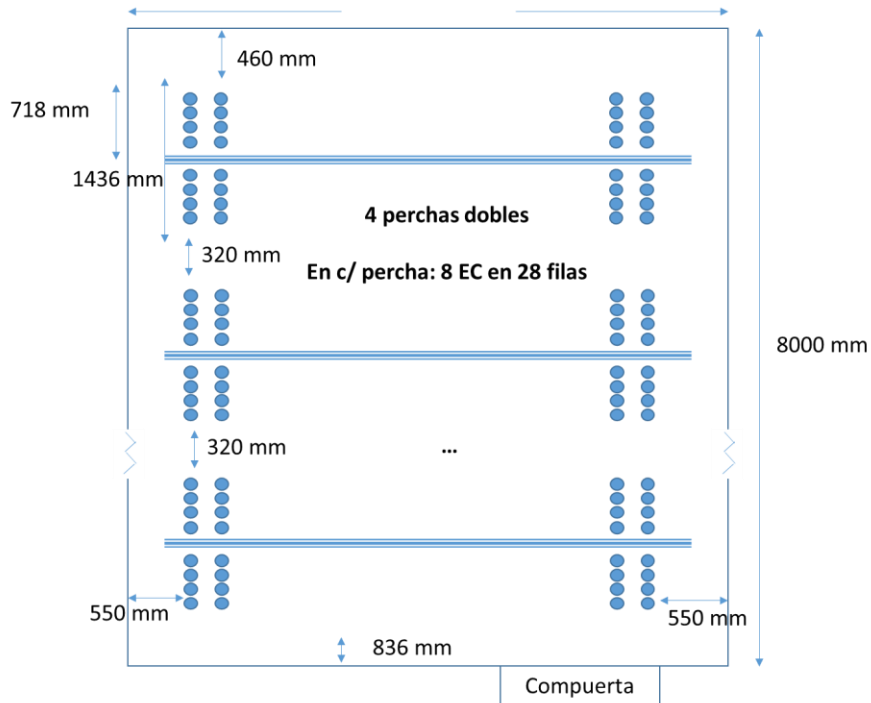


Figura 37. Esquema de la disposición de las perchas en el nivel inferior de las piletas de la Casa de Piletas 1

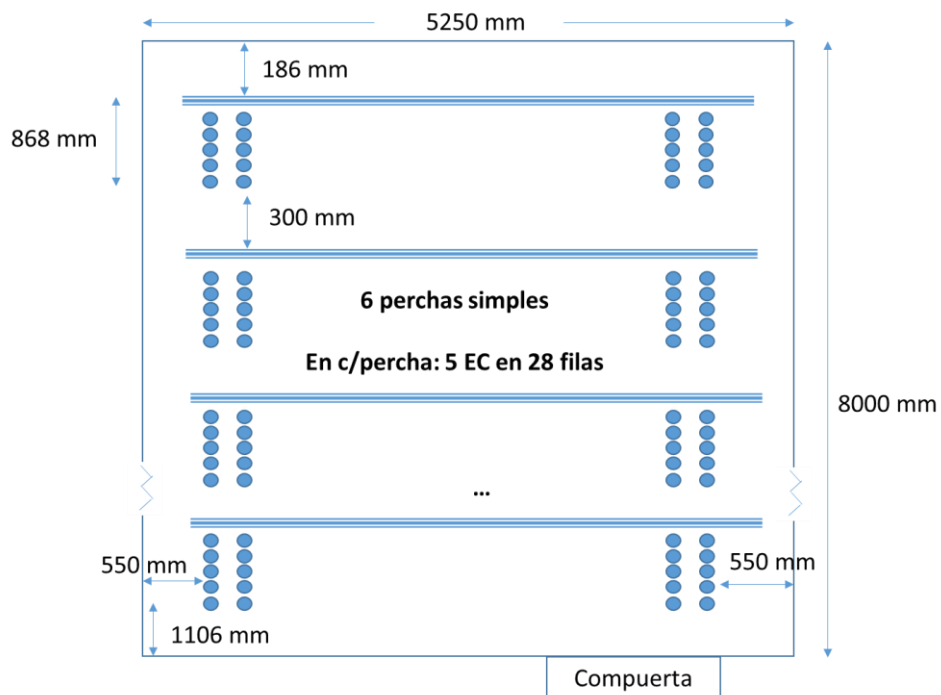


Figura 38. Esquema de la disposición de las perchas en el nivel superior de las piletas de la Casa de Piletas 1

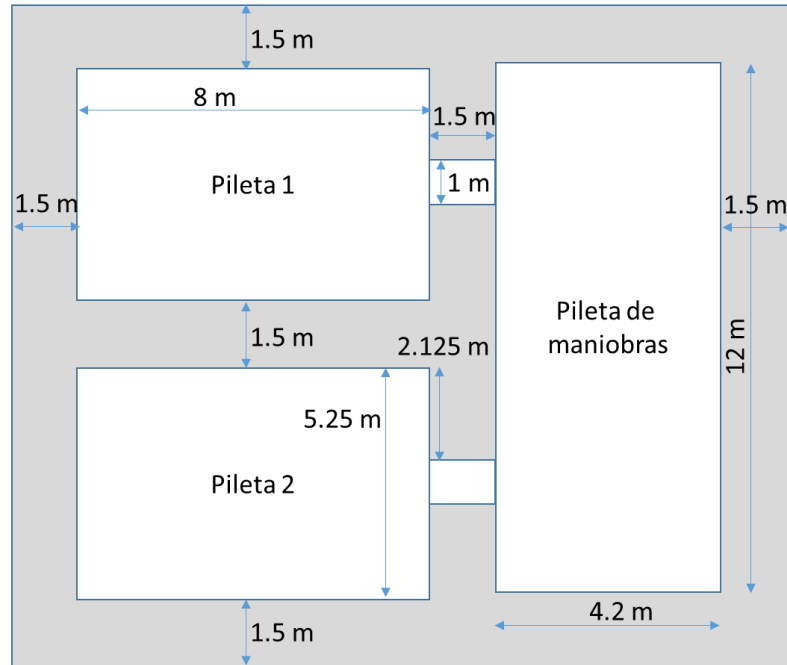


Figura 39. Esquema de las dimensiones de las piletas de la Casa de Piletas 1 (vista de arriba, plano X-Y). Dimensiones extraídas del plano "M13-29"

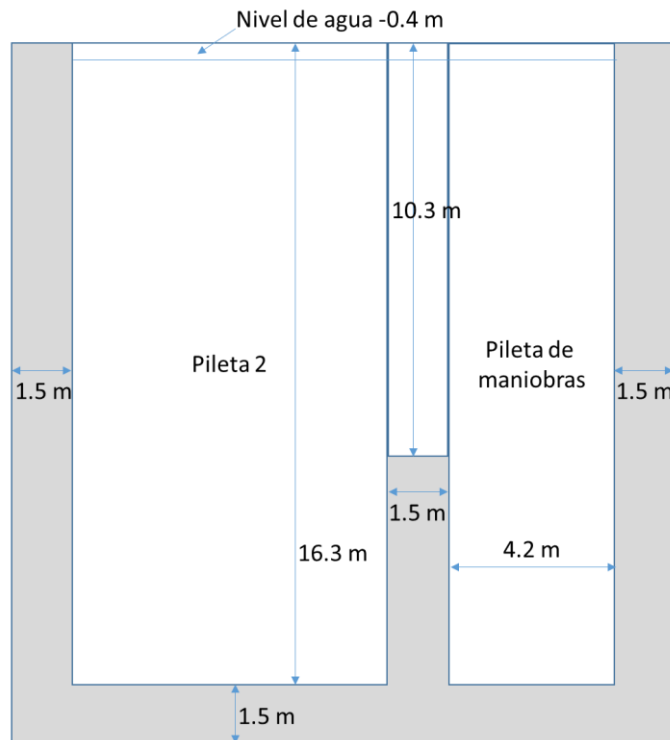


Figura 40. Esquema de las dimensiones de las piletas de la Casa de Piletas 1 (vista de costado, plano X-Z). Dimensiones extraídas del plano "M13-38"

4.3 Descripción de las potencias de decaimiento

En la Tabla 4, se muestra la disposición esperada de los elementos combustibles irradiados a la fecha 31/12/2017.

Tabla 4. Disposición de los EC irradiados al 31/12/2017 en la Casa de Piletas 1 de Atucha I

Pileta	Estado	Cantidad de EC irradiados
Pileta 1	Nivel inferior: 42 posiciones libres Nivel superior: 4 perchas libres	1070
Pileta 2	Pileta completa	1157

Para el cálculo de la potencia de decaimiento que van a entregar los EC irradiados al refrigerante de las piletas a la fecha 31/12/2017, se cuenta con datos de la disposición de los EC al 17/02/2017 suministrados por la Planta.

Al día 17/02/2017 la disposición era la siguiente (Tabla 5):

Tabla 5. Disposición de los EC irradiados al 17/02/2017 en la Casa de Piletas 1

Pileta	Cantidad de EC irradiados
Pileta 1	1157
Pileta 2	877

Debido a que la potencia que entregan los EC irradiados no es homogénea dentro de las piletas, se dividió el espacio de las piletas en perchas, y dentro de éstas se agruparon los EC irradiados de potencias similares (figura 41).

Conservativamente, en la Casa de Piletas 1, se procedió a ubicar los EC de manera que las potencias de decaimiento por sector fueran lo más altas posible. Por esta razón, es probable que el llenado de la Pileta 1 con los EC irradiados que se extraigan del reactor luego de la fecha 17/02/2017 no concuerde con la disposición que se empleó en este informe. En la Pileta 2, se dividió el espacio de las piletas en perchas correspondientes al nivel inferior y superior.

La fecha de extracción de los EC irradiados es uno de los parámetros que se debe tener en cuenta para calcular la potencia de decaimiento de los mismos.

Con la hipótesis de la frecuencia de recambio de EC y las semanas en que la Planta se encuentra en parada programada, se estiman las fechas de extracción del reactor (Tabla 6) para cada EC que se va a incorporar a la Pileta 1 de la Casa de Piletas 1.

Las Piletas 1 y 2 contienen EC irradiados que provienen de la operación de Atucha I hasta el 17/02/2017, por lo que se cuenta con una lista con las fechas de extracción de los mismos, entre otros detalles como el quemado promedio de extracción, etc.

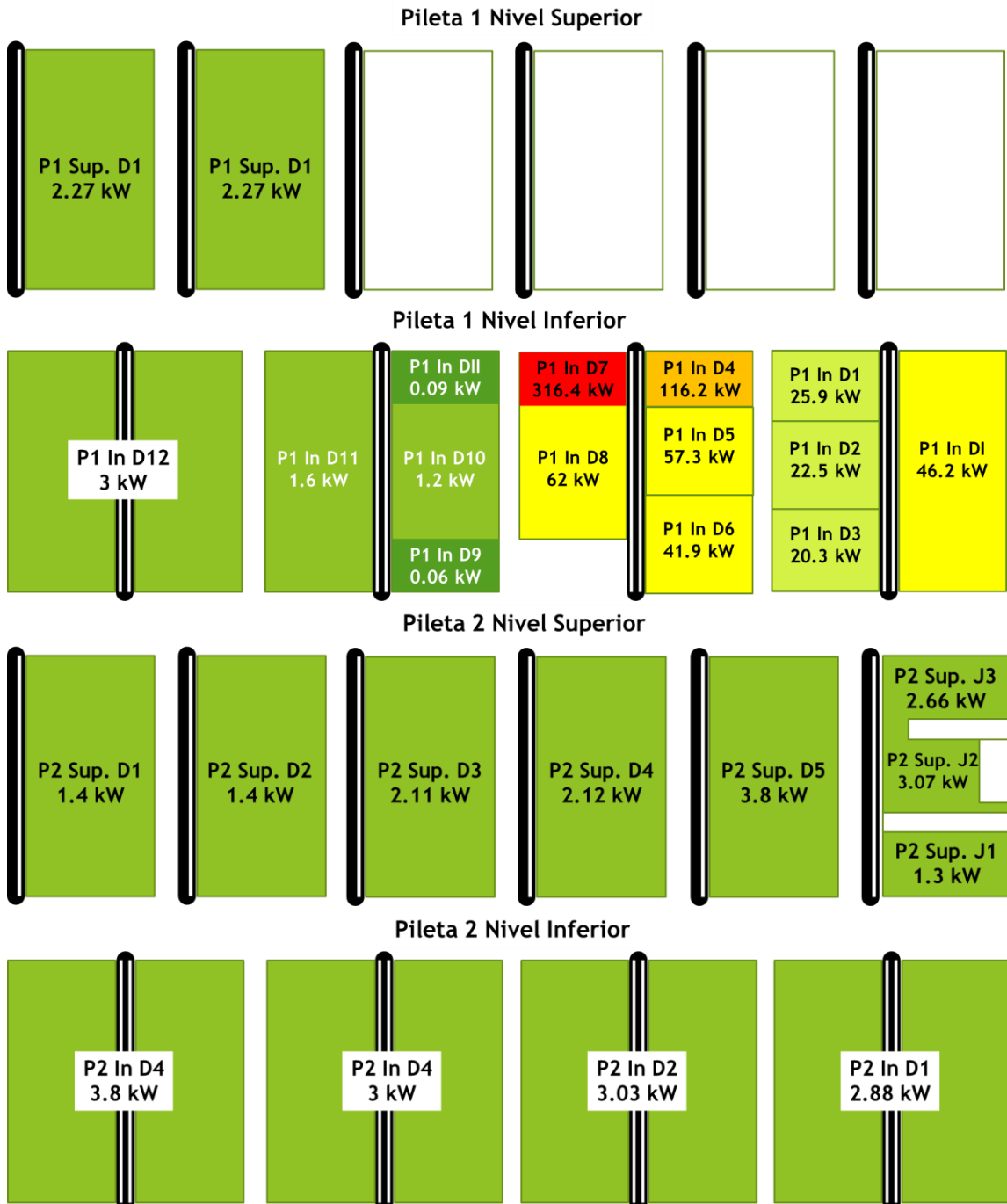


Figura 41. Sectorización de la disposición de los EC irradiados en las piletas de la Casa de Piletas 1

Hipótesis para estimar el estado de la Pileta 1 al 31/12/17

- Frecuencia de recambio: 0,7 EC/dpp
- 6 semanas de parada programada
- Factor de carga: 100%
- Quemado de extracción: ~ 10750 MWd/tU

Tabla 6. Fechas de extracción estimadas de los EC irradiados de la Pileta 1 según la disposición prevista (figura 41)

Sector	Período de extracción	Cantidad de EC
P1 Inf. D7	06/11/2017-31/12/2017	40
P1 Inf. D4	09/09/2017-04/11/2017	40
P1 Inf. D5	31/07/2017-08/09/2017	28
P1 Inf. D8	04/06/2017-30/07/2017	40
P1 Inf. D6	15/04/2017-03/06/2017	35
P1 Inf. D2	02/04/2017-14/04/2017	9
P1 Inf. D1	01/04/2017	1

En la Tabla 7 se muestran las potencias de decaimiento por pileta, y en la Tabla 8 las potencias calculadas para cada sector a partir de las fechas de extracción estimadas (Tabla 6) y el listado de los EC que ya se encontraban en las piletas al 17/02/2017. Estos datos se encuentran en el informe de Del Valle y col. (2017) y son provistos por el Departamento de Física y Análisis.

Tabla 7. Potencias de decaimiento por pileta al 31/12/2017 en la Casa de Piletas 1

Pileta	Potencia (kW)
Pileta 1	719.4
Pileta 2	29.8

Tabla 8. Potencias de decaimiento por sector al 31/12/2017 en la Casa de Piletas 1.

Sector	Potencia (kW)	Sector	Potencia (kW)
P1 Inf. D1	46.2	P2 Inf. D1	2.88
P1 Inf. D2	25.8	P2 Inf. D2	3.03
P1 Inf. D3	22.5	P2 Inf. D3	3.01
P1 Inf. D4	20.3	P2 Inf. D4	3.08
P1 Inf. D5	116.5	P2 Sup. D1	1.4
P1 Inf. D6	57.3	P2 Sup. D2	1.43
P1 Inf. D7	41.9	P2 Sup. D3	2.1
P1 Inf. D8	316.4	P2 Sup. D4	2.1
P1 Inf. D9	62	P2 Sup. D5	3.8
P1 Inf. D10	0.09	P2 Sup. J1	1.3
P1 Inf. D11	0.06	P2 Sup. J2	3.07
P1 Inf. D12	1.18	P2 Sup. J3	2.7
P1 Sup. D1	1.57		
P1 Sup. D2	3		
	2.27		
	2.17		

Los últimos combustibles ingresados representan el mayor porcentaje de potencia de decaimiento (Tabla 8). El 65% de la potencia total entregada al agua de las piletas se encuentra en la Pileta 1.

En la Casa de Piletas 1 la potencia de decaimiento a la fecha 31/12/2017 se estimó en 749.3 kW.

Para ejemplificar la variación histórica de la potencia de los elementos combustibles a medida que se van almacenando en las piletas, se puede ver en el informe “Estimación del calor de decaimiento en la pileta de almacenamiento de elementos combustibles irradiados de la CNA-2” (Zamonsky G, 2006) una evaluación general sobre la potencia que se debe extraer a medida que las piletas se van llenando.

En la figura 42, se presenta el gráfico de la potencia de decaimiento acumulada vs días tomado del informe antes mencionado (Zamonsky G, 2006) para el caso en que a las piletas de Atucha II se le incorporaran combustibles de Uranio Levemente Enriquecido (ULE) irradiados, empleando como hipótesis un quemado medio de extracción de 13000 MWd/tU y una frecuencia de recambio de 0.7488.

Se observa en esta figura que la potencia acumulada no se incrementa linealmente en el tiempo, en los primeros 500 días de operación la potencia a extraer es de 900 kW pero a los 1000 días es de 1050 kW. Esto indica que los EC que más aportan a la potencia que se debe extraer en cada pileta son los últimos extraídos.

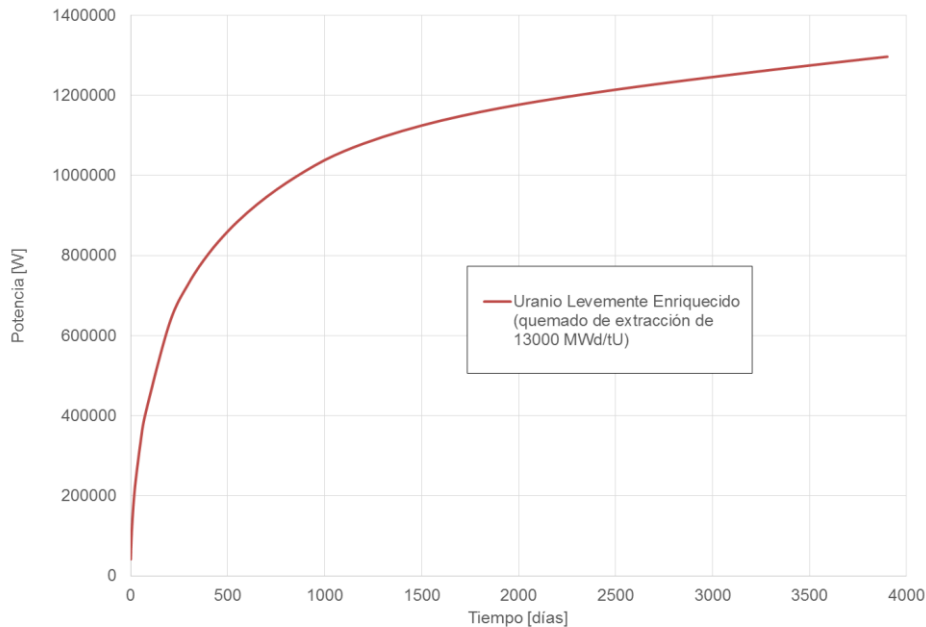


Figura 42. Calor de decaimiento acumulado en la piletta en operación normal (Zamonsky G, 2006)

4.4 Metodología

La evaluación de los tiempos requeridos, luego de la pérdida de la circulación en el sistema TG, para que se alcance una temperatura de 100 °C en alguna de las piletas de Atucha I de la Casa de Piletas 1, se realiza con el programa GOTHIC 8.1, donde se simulan las piletas en tres dimensiones, permitiendo capturar detalles como la circulación natural y el mezclado de agua a distinta temperatura entre las piletas.

4.5 Simulaciones con el programa GOTHIC

Si la circulación en el sistema TG se pierde, por ejemplo por la parada de las bombas del Sistema TG, se produce la interrupción de la circulación forzada del agua en las piletas (caudales de succión y extracción).

Lentamente se desarrolla una circulación natural impulsada por las diferencias de densidad del agua en distintas regiones de las piletas, debido a las diversas temperaturas que reflejan la no homogénea distribución de las fuentes de potencia (zonas con elementos combustibles de distinta potencia y zonas sin elementos combustibles).

Incluso, la región con los elementos combustibles de más potencia residual comenzarán a generar vapor antes que el resto de la piletta llegue a 100 °C y una fracción de las burbujas condensarán en el agua sub-enfriada que las rodea.

El cambio de densidad por generación de vapor es importante, por lo que las diferencias de densidades entre zonas de la pileta se incrementarán y acelerarán la circulación natural.

4.5.1 Nodalización

Para poder capturar la circulación natural en cada una de las piletas y el intercambio de agua entre ellas, se subdividieron los volúmenes de las piletas en un número determinado de subvolúmenes (volúmenes de control). En cada uno de éstos, el programa resuelve los balances de masa, energía y cantidad de movimiento del fluido, obteniéndose como resultado la variación en el tiempo de las temperaturas, presiones, propiedades termodinámicas (como la densidad y la viscosidad) y la velocidad del fluido, entre otras variables.

En la figura 43 se presenta la nodalización de las piletas. La misma se tiene que seleccionar de manera de poder localizar correctamente, las perchas y los elementos combustibles, tanto en la parte superior como en la inferior. En la figura 44 (interfaz del usuario del programa GOTHIC) se presenta como ejemplo la grilla en x-y-z de la Pileta 1, y en la figura 18 (interfaz del usuario del programa GOTHIC) del capítulo 3 se muestra sombreado en gris la ubicación de los elementos combustibles (vistas y-z y x-z).

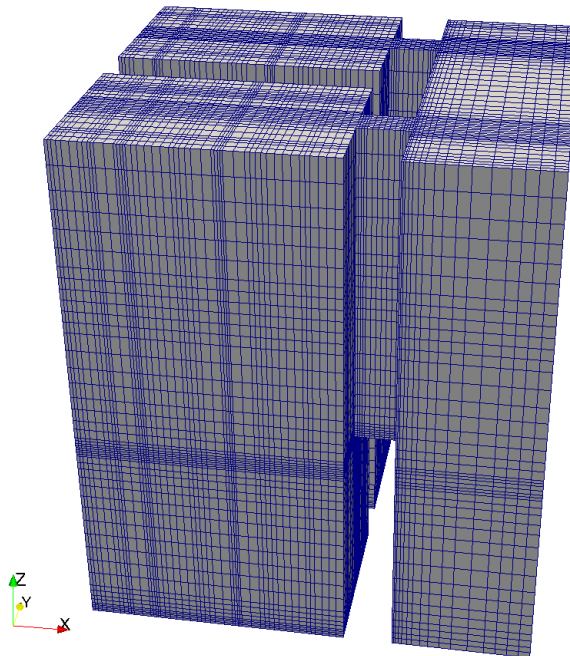


Figura 43. Nodalización de las piletas en el programa GOTHIC

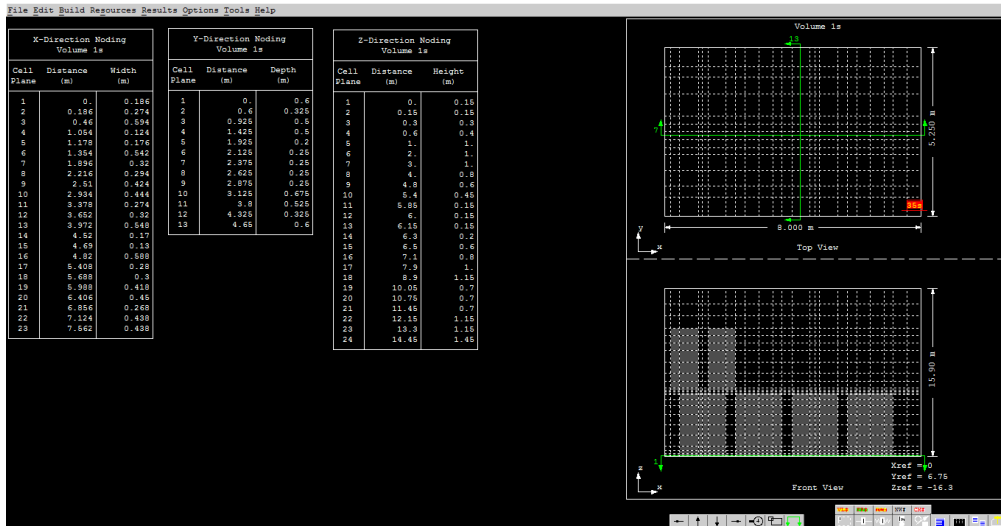


Figura 44. Grilla creada en GOTHIC correspondiente a la Pileta 1

Se subdividió además la potencia dentro de cada percha, al ser la distribución de potencia no homogénea como resultado de la historia de irradiación de los EC y el tiempo desde su retiro del reactor. En el modelo desarrollado se puede capturar la distribución de potencia y la circulación de fluido entre las perchas de elementos combustibles.

Es de esperar que en la zona de la pileta donde se colocaron los EC irradiados recientemente extraídos se comience a generar vapor antes que en el resto de la pileta.

En principio, esta situación no pondría en peligro la integridad de los combustibles que alcanzan la ebullición. El nivel de la pileta es prácticamente el de operación normal (no se ha alcanzado aún la saturación global de la pileta, no hay evaporación global) y agua más fría tenderá a circular hacia esos combustibles, ya que el “peso” de la columna de líquido que lo rodea al aparecer burbujas (muy baja densidad del vapor a 1. bar), será significativamente más liviana que la de los elementos combustibles vecinos.

En el modelo desarrollado en GOTHIC, también se representaron las paredes de hormigón de las piletas (pero no el “steel liner”). Éstas se comportan como sumideros de calor acumulando parte de la energía liberada y aumentando su temperatura. Se supone que cada pileta se comporta como un sistema adiabático, es decir no se considera transferencia de energía al exterior de la pileta.

Como consecuencia, en cada pileta la energía generada por los elementos combustibles se almacena en los propios combustibles, en las paredes y en el agua. Esto se refleja en un aumento de la temperatura de esos componentes.

4.5.2 Hipótesis de cálculo

De acuerdo a lo solicitado por la Central, la temperatura inicial del agua en las piletas y del hormigón al producirse la pérdida de refrigeración, es homogénea e igual a 40 °C, a pesar de que en la práctica el perfil de temperaturas es variable y se trabaja a menor temperatura. Tampoco se considera circulación forzada de agua hasta el momento en que se detiene la refrigeración, el agua se encuentra estanca. Esta simplificación es conservadora y según la temperatura de trabajo de cada pileta (que es de alrededor de 35 °C) supone un tiempo adicional de calentamiento considerable antes de que el agua alcance 100 °C.

Se emplearon las siguientes hipótesis al modelar en GOTHIC:

- Para el cálculo de la potencia suministrada al agua de la pileta se considera el calor de decaimiento de un combustible irradiado a potencia media, quemado de extracción medio y el tiempo de decaimiento de cada elemento combustible (Del Valle y col. (2017))
- Se considera que el calor de decaimiento es el calculado y no varía durante los transitorios simulados.
- Se supone que todo el calor de decaimiento irá a los materiales dentro de la pileta (combustible, vainas, agua y paredes de las piletas). No se considera transferencia de calor hacia el ambiente.
- No se considera evaporación del agua.
- Se toma en cuenta el volumen de agua desplazado por las compuertas (que no se hallan colocadas en su posición de cierre, pero sí dentro de las piletas) y por el volumen ocupado por los combustibles.

4.5.3 Parámetros de entrada

Específicamente, los EC se podrían representar con alguna de las siguientes geometrías para conductores: plana con un determinado espesor ("Wall"), cilindro hueco ("Tube") o una barra cilíndrica ("Rod"). En este informe se utilizó la geométrica plana, donde el espesor total es el radio de la pastilla combustible sumado al espesor de vaina.

A cada espesor se le puede asignar una potencia de decaimiento por separado. En este caso, el espesor correspondiente a la pastilla combustible (radio 0.0054 m) se le asigna el 100% de la potencia de decaimiento mientras que al espesor correspondiente a la vaina se le asigna 0% (de un espesor 0.00055 m). Un ejemplo de esto se observa en la Figura 25 (Capítulo 3) para el sector "P1-Inf-DI".

Al material que simula cada sector de EC dentro de las piletas se le asigna un área (ficticia) tal que al multiplicarla por el espesor se corresponda con el volumen real del conjunto de pastillas combustibles en el sector considerado. Esto es para que la potencia entregada por los elementos combustibles al agua sea la correcta (de acuerdo a las ecuaciones 3 y 4 de la sección 3.2.2).

Para las estructuras de calor tipo “Wall”, es válida la siguiente ecuación:

Potencia

= *Potencia Volumétrica x Área de transferencia de calor x Espesor de la zona de generación de calor*

A modo de ejemplo, el área “ficticia” ($A_{fict.}$) para el sector “P1-Inf-D7” de las Tablas 6 (cantidad de elementos combustibles del grupo) y 8 (potencia del grupo) es:

$$V_c = 37\pi r_p^2 l_{act} N_{EECC}^o = 37 \pi 0.0054^2 5.327 40 = 0.72 \text{ m}^3 \quad (\text{Ec. 5})$$

$$A_{Fict.} = \frac{V_c}{r_p} = \frac{0.72}{0.0054} = 133.748 \text{ m}^2 \quad (\text{Ec. 6})$$

Donde N_{EECC}^o es el número de EC que contiene el sector, en este caso es 40 EC irradiados.

El radio de la pastilla combustible considerada (r_p) es de 0.0054 m y la longitud activa (l_{act}) es de 5.327 m. V_c es el volumen de combustible (UO_2).

La potencia volumétrica (P_v) se calcula como:

$$P_v = \frac{P}{V_c} = \frac{316.4}{0.72} = 439.4 \text{ kW/m}^3 \quad (\text{Ec. 7})$$

Donde P es la potencia de cada sector (según la figura 41).

Como el área de intercambio no es la misma que el área real de transferencia de calor debido a que se eligió una geometría “Wall” para representar el material conductor de los elementos combustibles, se verifica que la potencia entregada al agua se corresponda con la que se encuentra en la figura 41.

A modo de ejemplo, en la figura 45 (archivo de resultados de GOTHIC) se observa que si se suman las potencias de los primeros 4 conductores “P1-Inf-D1”, “P1-Inf-D2”, “P1-Inf-D3” y “P1-Inf-DI” (de la figura 41) se obtiene 114 kW que es la potencia que entregan en conjunto esos conductores según el programa GOTHIC (figura 45 arriba). Esto es así porque se especificó que las potencias que reporta GOTHIC como resultado se devuelvan por perchas.

A la sección central de la pastilla (es decir, a una de las caras del conductor “Wall”) se le dio una condición de borde adiabática, y para la vaina en contacto con el agua refrigerante, la transferencia de calor se calcula según el paquete integrado en GOTHIC “Film” (ver sección 3.2.2).

Para representar la resistencia hidráulica de los EC dentro de las piletas, el programa GOTHIC emplea una aproximación “de medio poroso” que es capaz de simular el efecto combinado de los espacios libres entre los elementos combustibles y el ocupado por el agua.

Estos medios porosos se introducen al programa a través de la opción “Volume Variation”. Allí se especifica la porosidad y el diámetro hidráulico (D_h) de las celdas que ocupan los EC de cada sector.

Archivo Edición Formato Ver Ayuda

*** Conductor Group Temperature & Energy ***

Grp No.	Temp (C)	Energy (kJ)	Side 1		Heat Rate (kJ/s)	Side 2		Temp (C)	Heat Rate (kJ/s)	Tmax/loc (C)	Tmin/loc (C)
			Temp (C)	Heat Rate (kJ/s)		Temp (C)	Heat Rate (kJ/s)				
1	101.7	6.0081e+05	101.56	114.4	101.9/328	100.9/223	101.7	0	102.2/328	101.0/223	
2	103.8	5.4816e+05	102.96	593.8	105.0/677	101.7/570	103.9	0	107.3/677	102.1/570	
3	101.4	5.3185e+05	101.38	2.4901	101.6/966	101.2/825	101.4	0	101.6/966	101.2/825	
4	101.3	5.8181e+05	101.34	2.5438	101.4/1348	101.2/1320	101.3	0	101.4/1348	101.2/1320	
5	101.4	3.9222e+05	101.43	1.9601	101.5/1753	101.3/1599	101.4	0	101.5/1753	101.4/1599	
6	101.4	3.9222e+05	101.43	1.8689	101.5/1927	101.3/16	101.4	0	101.5/1927	101.4/16	
7	60.3	1.8967e+05	60.33	2.2841	88.9/2382	56.3/1947	60.3	0	88.9/2382	56.4/1947	
8	60.4	1.8968e+05	60.33	2.4369	89.0/2821	56.4/2388	60.3	0	89.0/2821	56.4/2388	
9	59.6	1.7551e+05	59.58	2.4495	70.8/3147	56.3/19	59.6	0	70.8/3147	56.4/19	
10	60.4	1.8241e+05	60.33	2.5188	89.0/3581	56.3/3186	60.3	0	89.0/3581	56.3/3186	
11	101.1	2.674e+05	101.09	1.1788	101.2/3736	101.0/3593	101.1	0	101.2/3736	101.0/3593	
12	101.1	2.6744e+05	101.10	1.2234	101.2/3911	101.0/3778	101.1	0	101.2/3911	101.0/3778	
13	101.1	3.9004e+05	101.10	1.8167	101.2/4102	100.9/3954	101.1	0	101.2/4102	100.9/3954	
14	101.1	3.9e+05	101.09	1.8261	101.2/4297	100.9/4145	101.1	0	101.2/4297	101.0/4145	
15	101.1	3.9009e+05	101.10	3.5002	101.2/4483	101.0/4337	101.1	0	101.2/4483	101.0/4337	
16	101.1	3.6167e+05	101.13	6.7373	101.2/4615	101.0/4622	101.1	0	101.3/4615	101.0/4506	
17	68.8	3.111e+07	101.00	-54.755	101.2/6494	100.1/6637	56.5	0	80.7/6494	51.7/5194	
18	59.5	2.1018e+07	82.09	-39.895	101.0/8540	55.8/7264	51.0	0	80.5/8540	42.3/7191	
19	65.3	3.0094e+07	92.24	-57.932	101.2/10822	73.4/9384	57.6	0	80.6/10822	43.8/9780	

File Edit Build Resources Results Options Tools Help

Cond #	Description	Vol A	Srf Opt	Vol B	Srf Opt	Cond Type	S. A. (m2)	Init. T. (C)	I/X	Grp #
1#	P1-Inf-D1	1#342-	1	1#342-	2	1	847.745	40	I	1
2#	P1-Inf-D1	1#324-	2	1#324-	2	2	133.607	40	I	1
3#	P1-Inf-D2	1#332-	1	1#332-	2	3	93.443	40	I	1
4#	P1-Inf-D3	1#340-	1	1#340-	2	4	119.741	40	I	1
5#	P1-Inf-D4	1#521-	1	1#521-	2	5	133.748	40	I	2
6#	P1-Inf-D5	1#529-	1	1#529-	2	6	93.628	40	I	2
7#	P1-Inf-D6	1#357-	1	1#357-	2	7	117.03	40	I	2
8#	P1-Inf-D7	1#519-	1	1#519-	2	8	133.748	40	I	2
9#	P1-Inf-D8	1#381-	1	1#381-	2	9	133.748	40	I	2
10#	P1-Inf-D11	1#359-	1	1#359-	2	10	139.32	40	I	3
11#	P1-Inf-D9	1#332-	1	1#332-	2	11	110.133	40	I	3
12#	P1-Inf-D10	1#355-	1	1#355-	2	12	247.258	40	I	3
13#	P1-Inf-D11	1#330-	1	1#330-	2	13	938.347	40	I	3
14#	P1-Inf-D12	1#325-	1	1#325-	2	14	976.684	40	I	4
15#	P1-Sup-D1	1#3912	1	1#3912	2	15	455.467	40	I	5
16#	P1-Sup-D2	1#3916	1	1#3916	2	16	455.467	40	I	6
17#	P2-Inf-D1	2#379-	1	2#379-	2	17	676.694	40	I	7
18#	P2-Inf-D2	2#374-	1	2#374-	2	18	676.694	40	I	8
19#	P2-Inf-D3	2#369-	1	2#369-	2	19	650.667	40	I	9
20#	P2-Inf-D4	2#363-	1	2#363-	2	20	650.667	40	I	10
21#	P2-Sup-D1	2#4094	1	2#4094	2	21	312.32	40	I	11
22#	P2-Sup-D2	2#4398	1	2#4398	2	22	312.32	40	I	12
23#	P2-Sup-D3	2#4402	1	2#4402	2	23	455.467	40	I	13
24#	P2-Sup-D4	2#4405	1	2#4405	2	24	455.467	40	I	14
25#	P2-Sup-D5	2#4408	1	2#4408	2	25	455.467	40	I	15
26#	P2-Sup-DJ1	2#4412	1	2#4412	2	26	163.39	40	I	16
27#	P2-Sup-DJ2	2#4608	1	2#4608	2	27	95.0697	40	I	16
28#	P2-Sup-DJ3	2#4604	1	2#4604	2	28	163.37	40	I	16
29#	P1-este1	1#9	1	1#9	2	29	83.475	40	I	17
30#	P1-este2	1#F	1	1#F	2	29	42.	40	I	17
31#	P1-norte	1#N	1	1#N	2	29	127.2	40	I	17
32#	P1-sur	1#S	1	1#S	2	29	127.2	40	I	17
33#	P1-este1	1#3220	1	1#3220	2	30	21.0375	40	I	17
34#	P1-este2	1#3013	1	1#3013	2	30	21.0375	40	I	17
35#	P1-este3	1#23-2	1	1#23-2	2	30	31.5	40	I	17

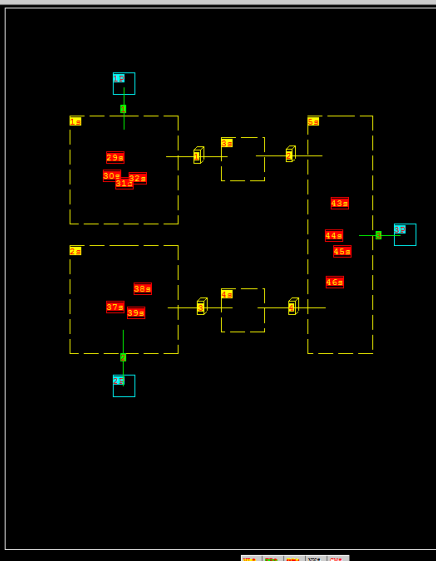


Figura 45. Arriba: archivo de salida de GOTHIC donde se muestra la temperatura y potencia entregada por cada grupo de conductor, abajo: numeración de los conductores en GOTHIC, los recuadrados en rojo corresponden a la misma percha

$$\text{Porosidad} = \frac{\text{Volumen Total} - \text{Volumen Ocupado}}{\text{Volumen Total}} \quad (\text{Ec. 8})$$

“Volumen Total” hace referencia al volumen del “volumen de control” donde se ubican los EC y el “Volumen Ocupado”, es el volumen correspondiente a los EC.

El D_h se calcula, en estos casos, de la siguiente manera:

$$Dh = \frac{4 \times \text{Volumen Total} \times \text{Porosidad}}{\text{Superficie con rozamiento}} \quad (\text{Ec. 9})$$

Para el cálculo del diámetro hidráulico de los elementos combustibles se emplea una longitud un poco mayor a la real, para tener en cuenta el área de los separadores, peines y perchas.

Por ejemplo, la superficie de rozamiento (S_{roz}) de la zona “P1-Inf-D7” se calcula:

Radio externo de la barra combustible = 0.00595m

Longitud de la zona activa más el correspondiente a otros componentes del EC = 6.0285m

Número de barras activas por elemento combustible = 36 o 37

Cantidad de EC en el sector considerado (“P1-Inf-D7”) = 40

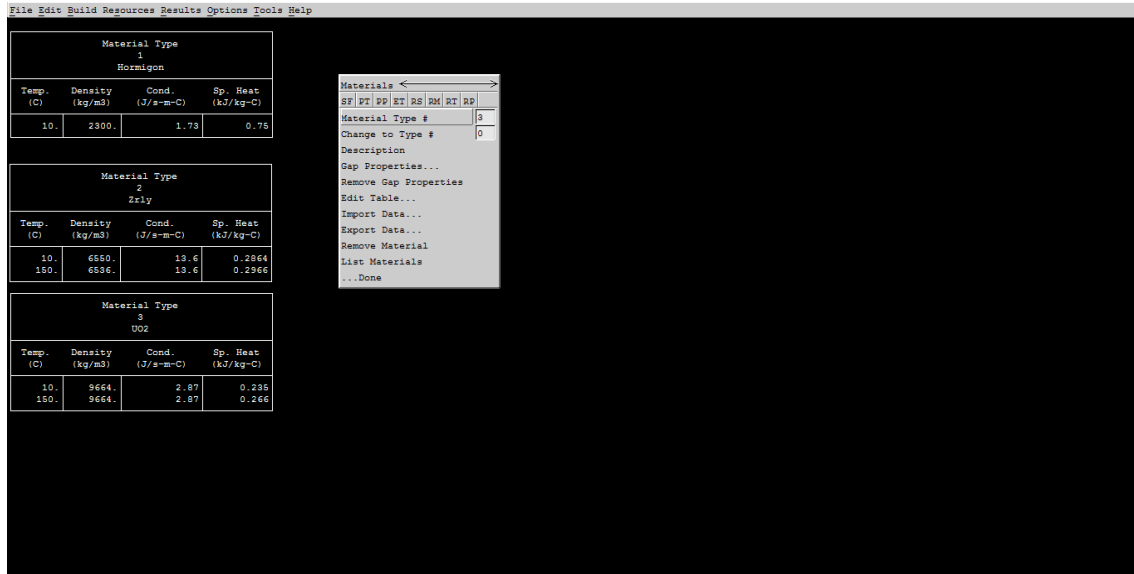
$$S_{roz} = 2\pi \times 0.00595m \times 6.0285m \times 37 \times 40 = 333.555 m^2 \quad (\text{Ec. 10})$$

El volumen ocupado por los EC se calcula en la Ec. 11, y el volumen dispuesto en el programa para este sector es 5.16 m³.

$$V_{ocp} = 37\pi r_v^2 \cdot l \cdot N_{EECC} = 37\pi 0.00595^2 \cdot 6.0285 \cdot 40 = 0.99 m^3 \quad (\text{Ec. 11})$$

Por lo tanto, la porosidad para el sector es 0.81 y el D_h es 0.05 m

La Figura 46 muestra los parámetros de los materiales usados:



Material Type 1 1 Homignon			
Temp. (C)	Density (kg/m3)	Cond. (J/s-m-C)	Sp. Heat (kJ/kg-C)
10.	2300.	1.73	0.75

Material Type 2 2 Zrly			
Temp. (C)	Density (kg/m3)	Cond. (J/s-m-C)	Sp. Heat (kJ/kg-C)
10.	6550.	13.6	0.2864
150.	6536.	13.6	0.2966

Material Type 3 3 UO2			
Temp. (C)	Density (kg/m3)	Cond. (J/s-m-C)	Sp. Heat (kJ/kg-C)
10.	9664.	2.87	0.295
150.	9664.	2.87	0.266

Figura 46. Propiedades de los materiales empleados en el modelo GOTHIC

4.5.4 Simulación del comportamiento de las piletas aisladas.

Como primer caso, se evaluó el calentamiento de las dos piletas de la Casa de Piletas 1 suponiendo que están completamente aisladas.

En las siguientes figuras se muestra la distribución de las temperaturas en las piletas en distintas etapas de calentamiento (ya que se encuentran paradas las bombas del sistema TG).

En la figura 47 se muestra en particular el perfil de temperatura que se produce debido a la no homogeneidad de la distribución de las potencias de la Pileta 1.

Una vez que el punto más caliente en la Pileta 1 alcanza los 100 °C, la temperatura en las restantes piletas es la que se muestra en la figura 48.

Esta condición se produce a los 250000. s, es decir a los 2.89 días.

En la figura 49, se presenta la variación temporal de las temperaturas medias en cada pileta, donde se observa que la Pileta 1 alcanza los 100 °C mientras que la temperatura de la Pileta 2 sólo se incrementa en 2.5 °C desde el valor inicial.

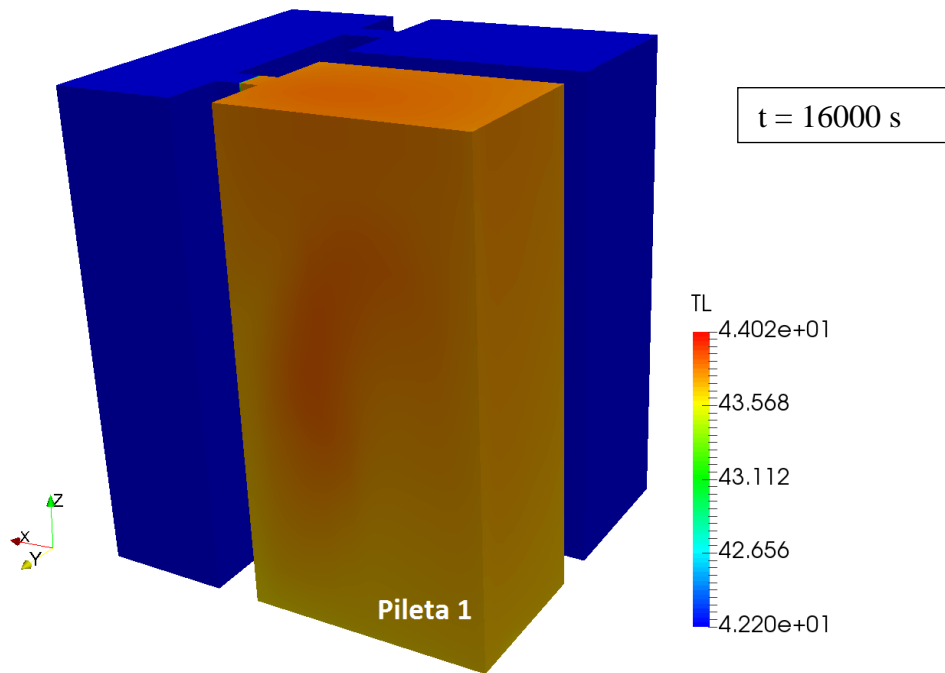


Figura 47 Distribución de temperaturas en las piletas en $t=16000$ s – (piletas aisladas)

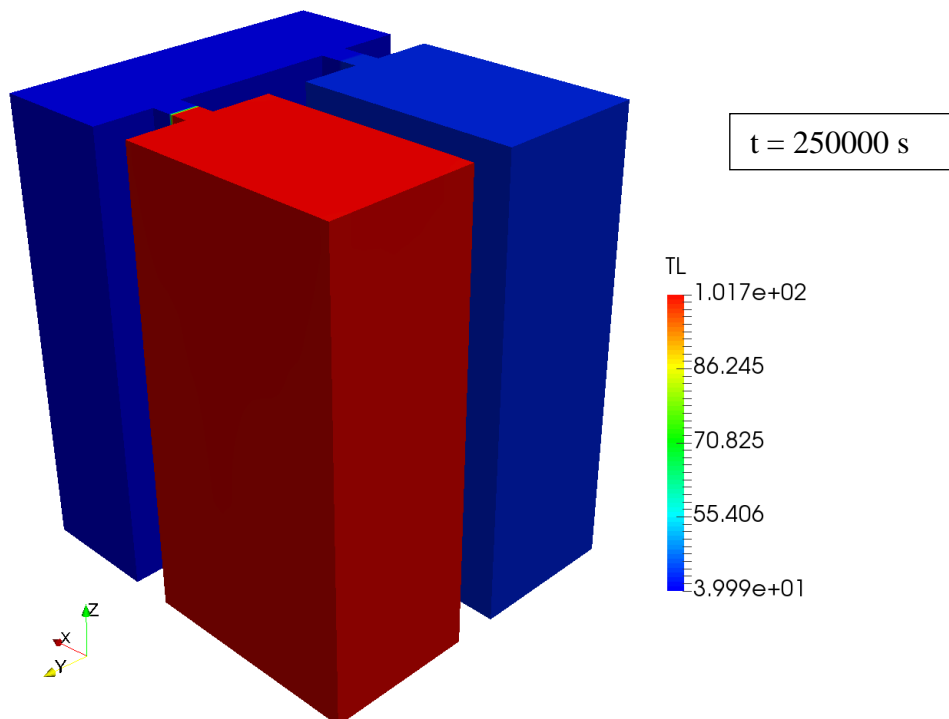


Figura 48 Distribución de temperaturas en las piletas en $t=250000$ s – (piletas aisladas)

Nota: la escala de temperaturas cambia en cada gráfica

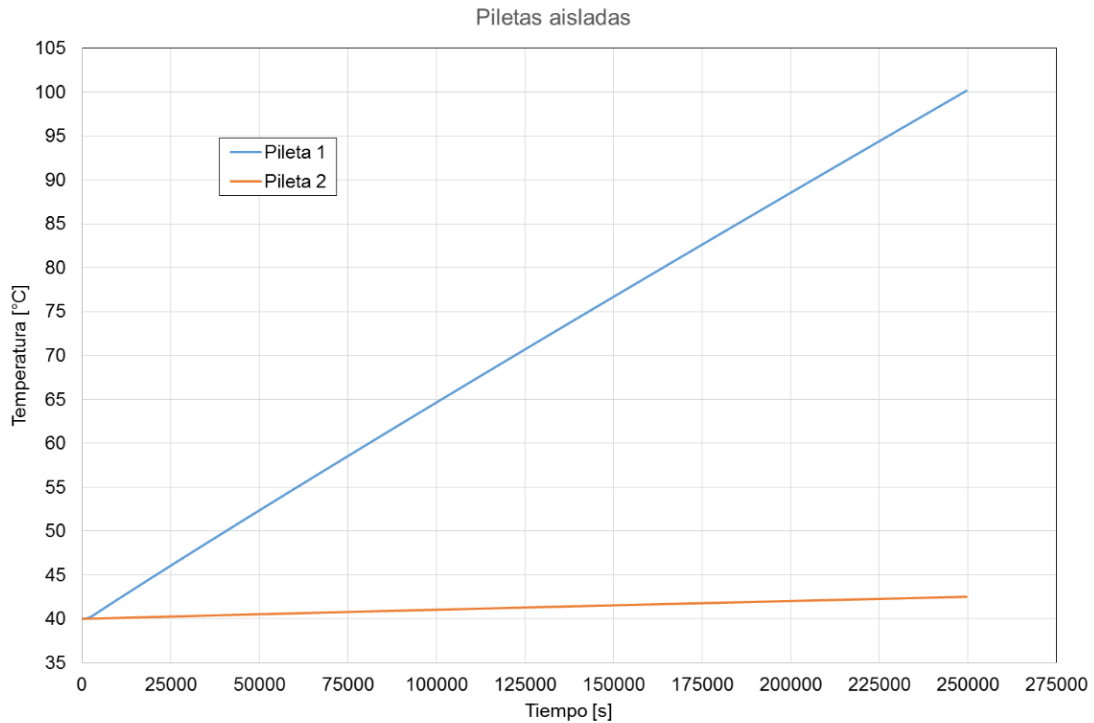


Figura 49 Variación temporal de las temperaturas medias en las piletas – caso piletas aisladas

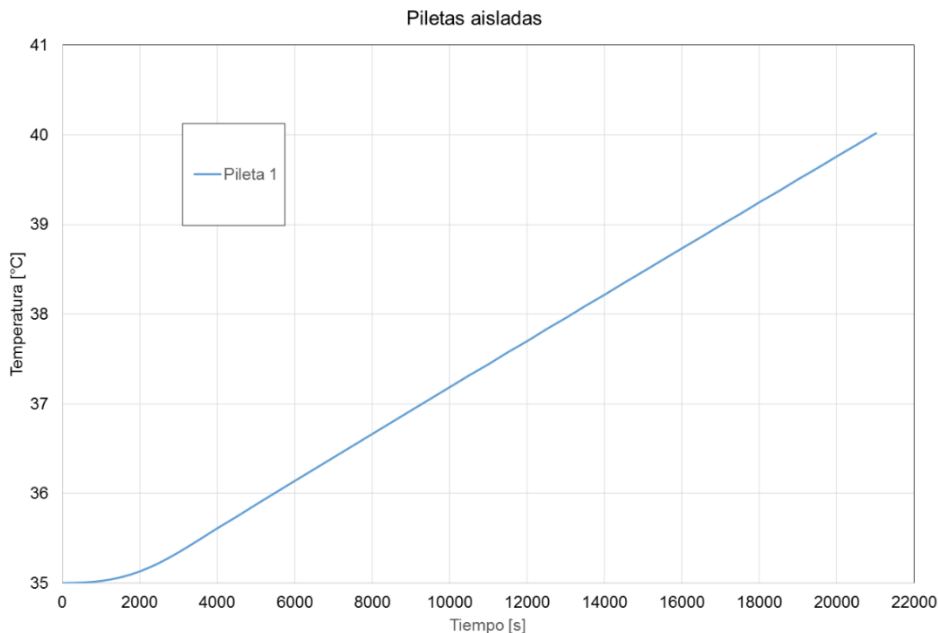


Figura 50. Temperatura vs tiempo de la Pileta 1 cuando la condición inicial de la temperatura de las piletas es de 35°C. Caso de piletas aisladas

Se realizó una simulación con una temperatura inicial del agua de 35 °C en las piletas y en las paredes de hormigón. El tiempo que tarda la Pileta 1 en alcanzar los 40 °C

desde esta condición es de 21016 segundos (figura 50). Tomando en consideración los resultados del caso con temperatura inicial de 40°C, el tiempo que tardaría en alcanzar 100°C en esta nueva condición inicial sería de 3.13 días.

4.5.5 Simulación del comportamiento de las piletas conectadas a la piletta de maniobras (todos los pasajes abiertos)

En el caso de la Casa de Piletas 1, el hecho de que todas las piletas se encuentren comunicadas permite aprovechar el volumen de agua fría de la piletta de maniobras (821.52 m³) para almacenar parte del calor de decaimiento generado en los elementos combustibles. Como consecuencia, los tiempos necesarios para alcanzar la saturación en las piletas aumentan aún más que en el caso presentado en la sección 4.5.4.

La simulación incluye 3200 s iniciales donde se realiza un pre-cálculo para alcanzar las condiciones en las piletas previas al accidente (la potencia de decaimiento en cada sector de las piletas se aumenta linealmente desde cero hasta su valor final).

Al inicio se considera en la simulación que no hay circulación forzada como una suposición conservadora (en realidad habría un patrón de flujo provocado por la operación del Sistema TG), desarrollándose directamente la circulación natural en cada piletta e intercambio de agua entre ellas debido a las diferencia de densidades.

En las siguientes figuras se muestra la distribución de las temperaturas en las piletas en distintos momentos luego de la parada de las bombas del sistema TG.

En la figura 51, se muestra el perfil de temperaturas 1300 s después del apagado de las bombas del Sistema TG (la figura corresponde a 4500 s del transitorio, que como se mencionó antes incluye 3200 s de establecimiento de las condiciones previas al accidente).

Se puede ver cómo el calor proveniente de la Piletta 1 comienza a distribuirse a través de la parte superior de las compuertas abiertas al resto de las piletas, a partir de un flujo de circulación natural que se induce por los distintos pesos de las columnas de agua en la piletta de maniobras (agua fría, más densa) y en las Piletas 1 y 2 con EC (agua caliente, menos densa).

El mezclado entre la piletta de maniobras y la Piletta 1 por el pasaje que las comunica (corte X-Z) luego de 46800 s de interrumpida la refrigeración se presenta en la figura 52. Allí se observa el calentamiento por sector de la Piletta 1.

En el centro de la parte inferior de la Piletta 1 se manifiesta una mayor temperatura ya que allí se colocarían los EC irradiados con menor tiempo de decaimiento.

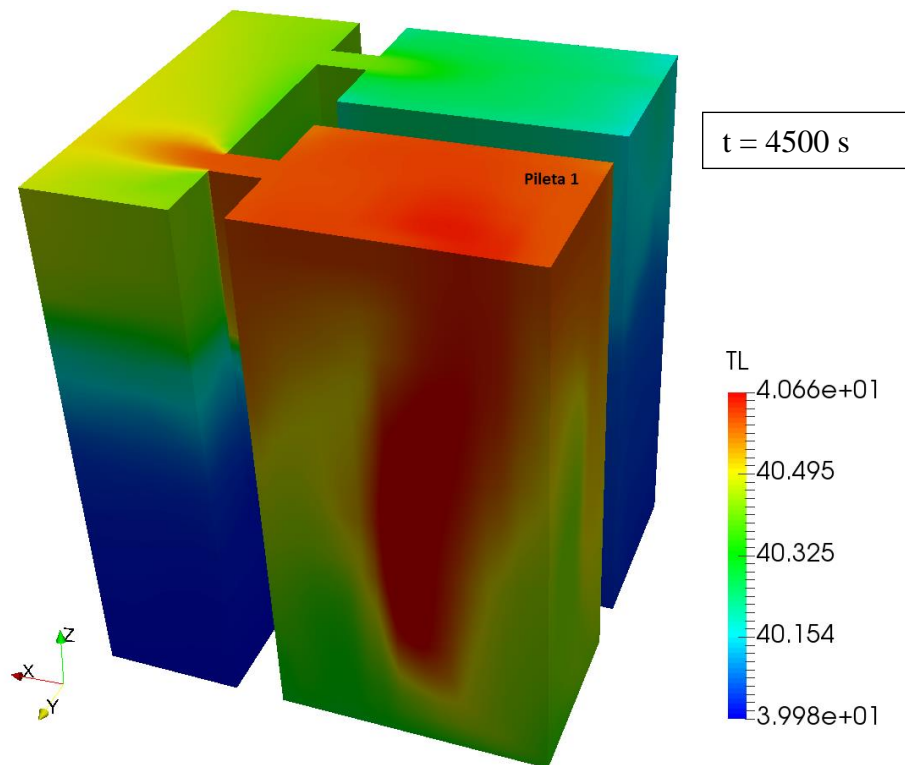


Figura 51 Distribución de temperaturas en las piletas en $t=4500 \text{ s}$ - caso piletas con todos los pasajes abiertos.

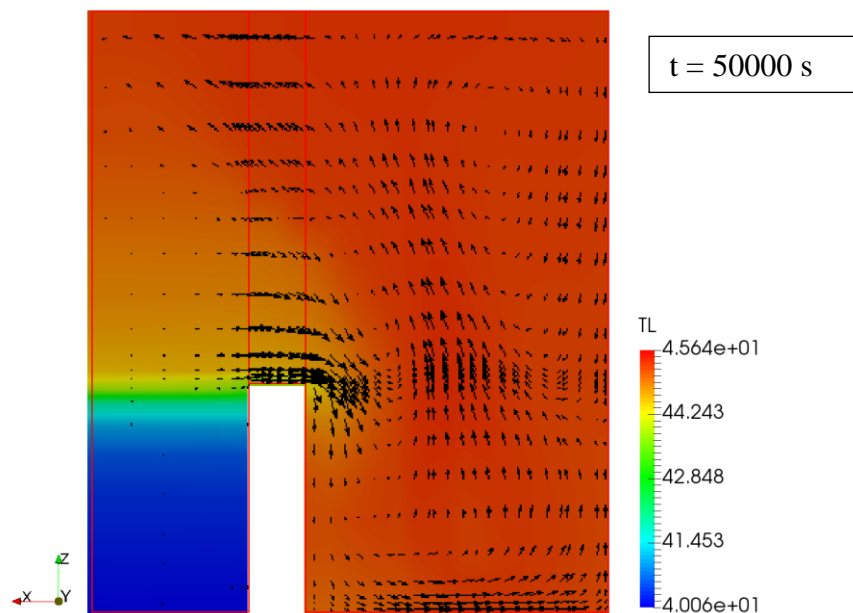


Figura 52 Distribución de temperaturas en las piletas en $t=50000 \text{ s}$. - caso piletas con todos los pasajes abiertos.

Los fenómenos descritos también se pueden observar en las figuras 53 y 54 donde se muestran algunas líneas de trayectoria en la parte inferior y superior del pasaje entre piletas.

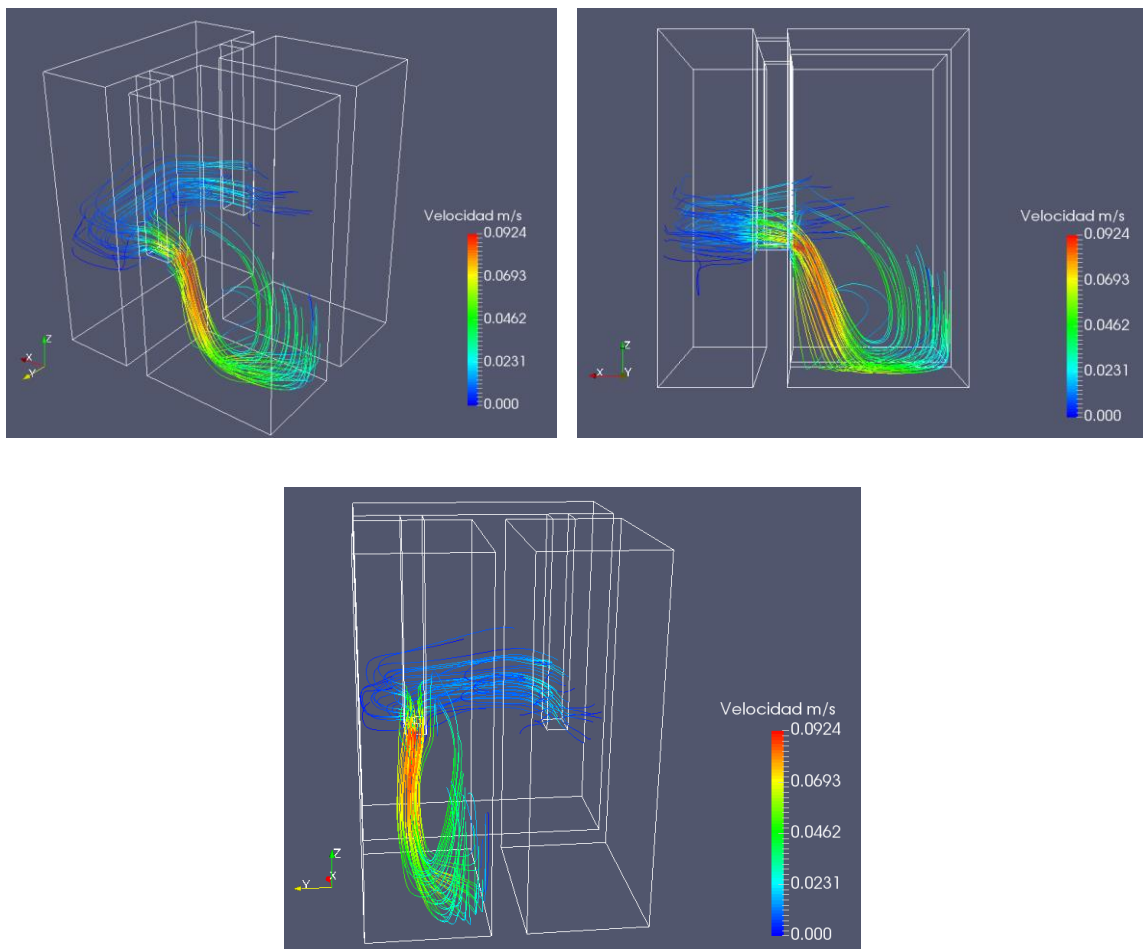


Figura 52. Líneas de corriente para la posición inferior de la compuerta que une la Pileta 1 con la de maniobras a tiempo 50000 s

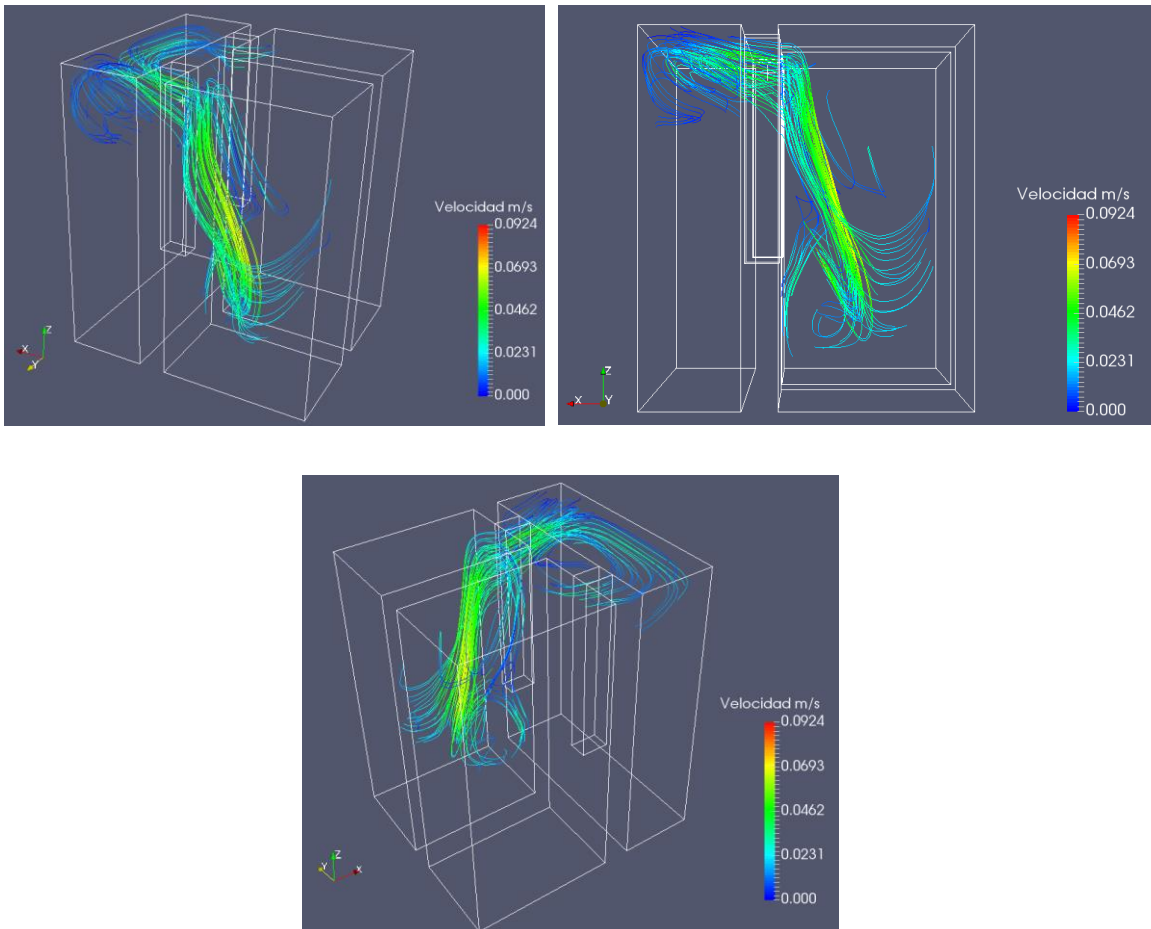


Figura 53. Líneas de trayectoria para la posición superior de la compuerta que une la Pileta 1 con la de maniobras a tiempo 50000 s

En la figura 54 se presenta el estado de las piletas cuando la Pileta 1 alcanza la saturación.

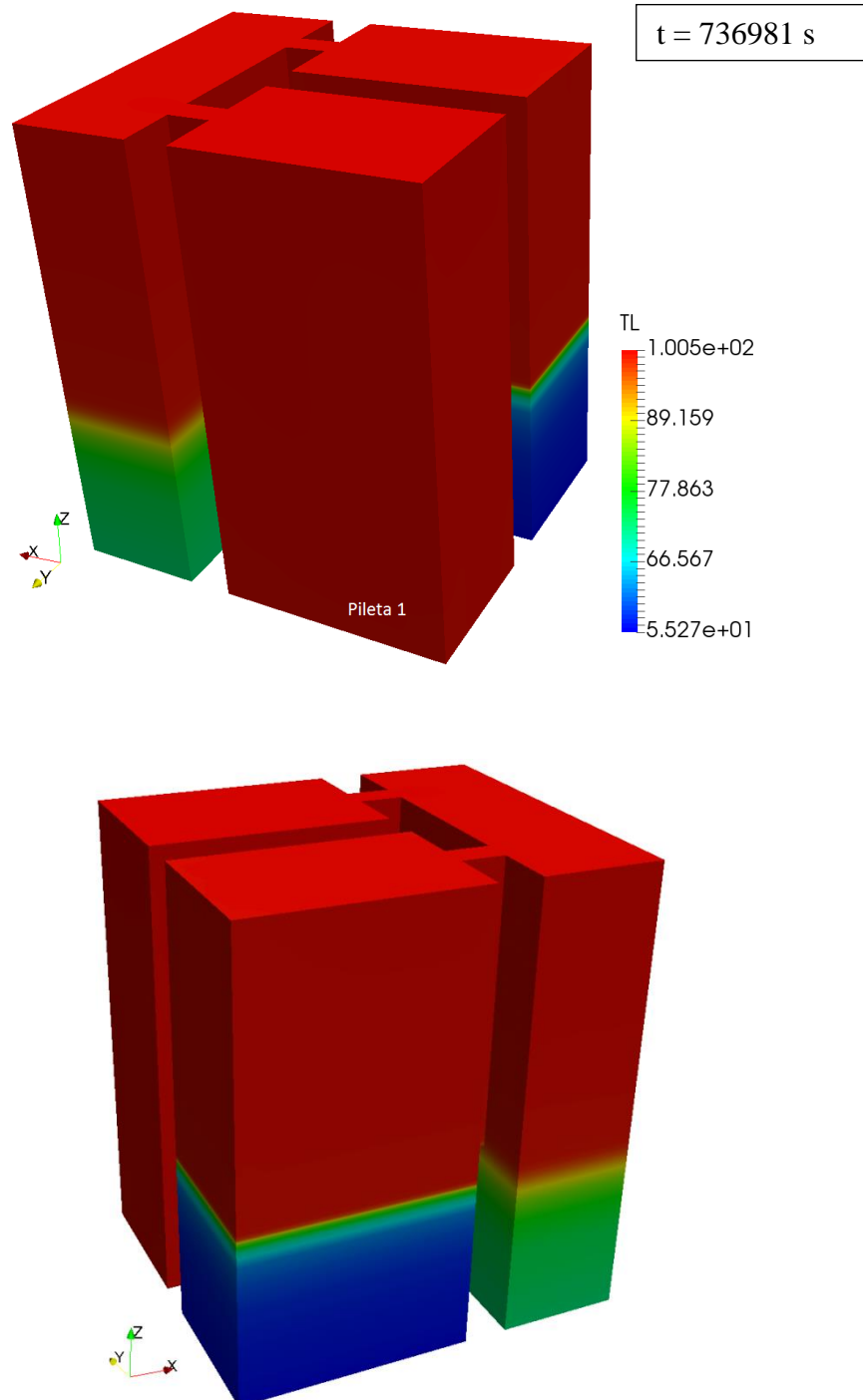


Figura 54 Distribución de temperaturas en las piletas en $t=736981$ s - caso piletas con todos los pasajes abiertos.

La temperatura media de la Pileta 1 (con mayor potencia generada) alcanza antes que las otras piletas los 100 °C, a los 8.52 días (figura 55).

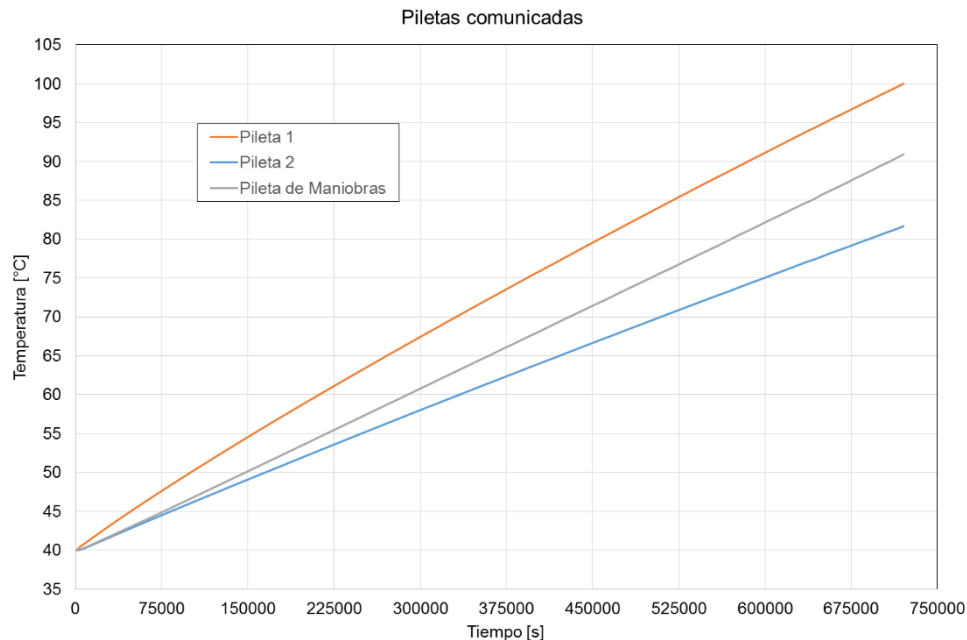


Figura 55 Variación temporal de las temperaturas medias en las piletas - caso piletas con todos los pasajes abiertos

Se puede observar como la disponibilidad de más agua para mezclar entre las piletas conduce a tiempos necesarios mayores para que el sector más caliente alcance la temperatura de 100 °C: el caso con piletas aisladas (sección 4.5.4) requiere 2.89 días, mientras que si se conectan las piletas por los pasajes de comunicación entre sí el tiempo necesario es de 8.52 días.

Si bien los fenómenos físicos de mezclado descriptos son esperables, debido al importante papel que juegan en el proceso de calentamiento de las piletas, es altamente recomendable verificar el mezclado calculado con un ensayo en la Planta.

Las paredes se simulan como estructuras de hormigón que intercambian calor con el agua dentro de cada pileta. Como consecuencia, parte de la energía generada en las piletas se almacena en las paredes.

Este sumidero de energía es muy importante debido a la gran capacidad calorífica que tiene (en particular por la enorme masa involucrada).

A modo de ejemplo, para el instante final (2.89 días) del caso de las piletas aisladas de la Casa de Piletas 1, la pérdida de calor por las paredes es de 105.17 kW (esta velocidad de calentamiento de las paredes es variable en el tiempo y depende de la energía que van almacenando). La energía total almacenada en las paredes es de 1.8×10^7 kJ.

En la figura 56 se muestra el perfil de temperatura de la pared vs su espesor a distintos tiempos del inicio del corte de la refrigeración. A 0 cm la pared se encuentra en contacto con el agua y el centro de la pared entre la Pileta 1 y la de maniobras se encuentra a los 75 cm.

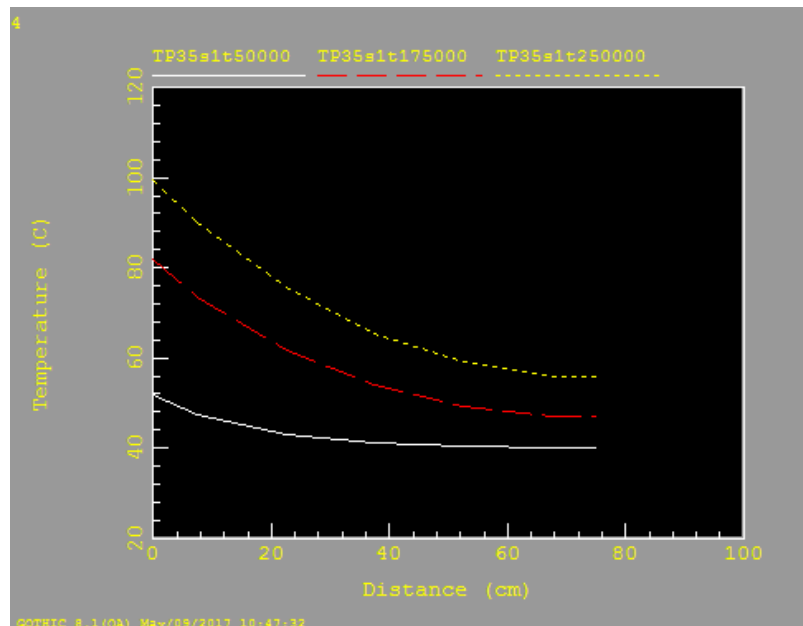


Figura 56 Variación espacial de la temperatura de la pared localizada entre la Pileta 1 y la pileta de maniobras

Se observa que la temperatura superficial sigue muy de cerca al valor de la temperatura del fluido y la interna se mantiene en unos 20 °C a 40 °C por debajo.

Debe tomarse en cuenta que el hormigón tiene limitaciones con respecto a la temperatura de trabajo. Debería verificarse si las temperaturas calculadas tienen alguna consecuencia en la integridad de las paredes.

4.5.6 Simulación de la incorporación de una bomba en la pileta de maniobras para mejorar el mezclado

En el transitorio de la simulación correspondiente al calentamiento de las piletas comunicadas (sección 4.5.5), se observa que la pileta de maniobras se mantiene relativamente fría por debajo del pasaje de compuertas, observándose una diferencia de temperatura de 25 °C aproximadamente entre el agua de la parte superior e inferior de esa pileta en el momento en que la Pileta 1 alcanza 100 °C en todo su volumen.

Este volumen de agua fría no participa del mezclado con las otras piletas ya que debido a su temperatura es más denso que el resto y queda “atrapado” en el volumen de la pileta por debajo de los cantos inferiores de los pasajes de las compuertas.

Una contramedida para disponer de más tiempo antes de que se alcancen 100 °C en la Pileta 1 durante el accidente analizado, es intentar utilizar el volumen mencionado

de agua fría “atrapado” en la pileta de maniobras, para el enfriamiento de las piletas con EC.

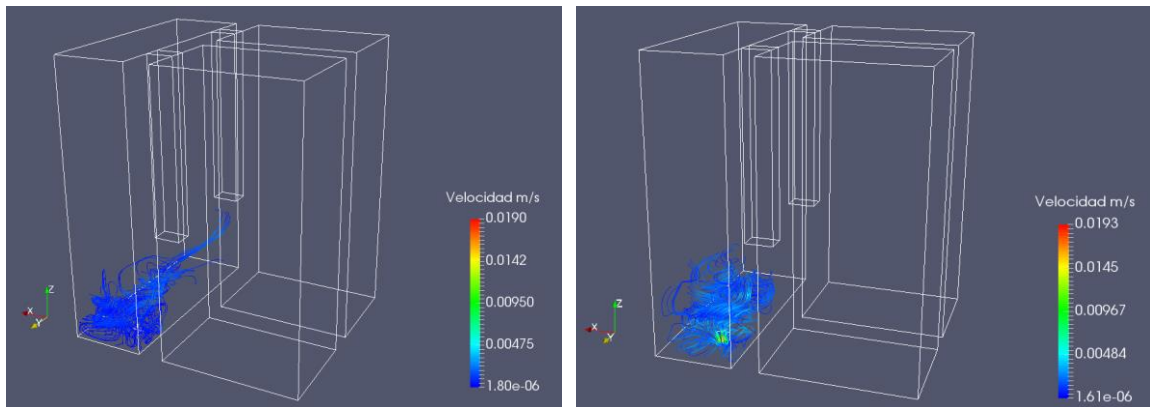
Una alternativa es emplear una bomba para forzar el mezclado del agua, succionando desde el fondo de la pileta de maniobras y descargando a un metro por debajo del nivel de agua de la pileta de mayor potencia (en este caso la Pileta 1).

La succión se coloca a 1 m del fondo de la pileta de maniobras y la descarga a 1 metro por debajo del nivel del agua de la Pileta 1, considerando un caudal de prueba de la bomba de 30 m³/h.

En el código GOTHIC se programa una señal de disparo (“trip”) que provoca que se comience a simular el funcionamiento de la bomba cuando la temperatura del agua donde descarga sea de 50°C.

A continuación, se muestran algunas figuras de líneas de trayectoria en tiempos específicos para corroborar el comienzo de funcionamiento de la bomba (figuras 57 y 58).

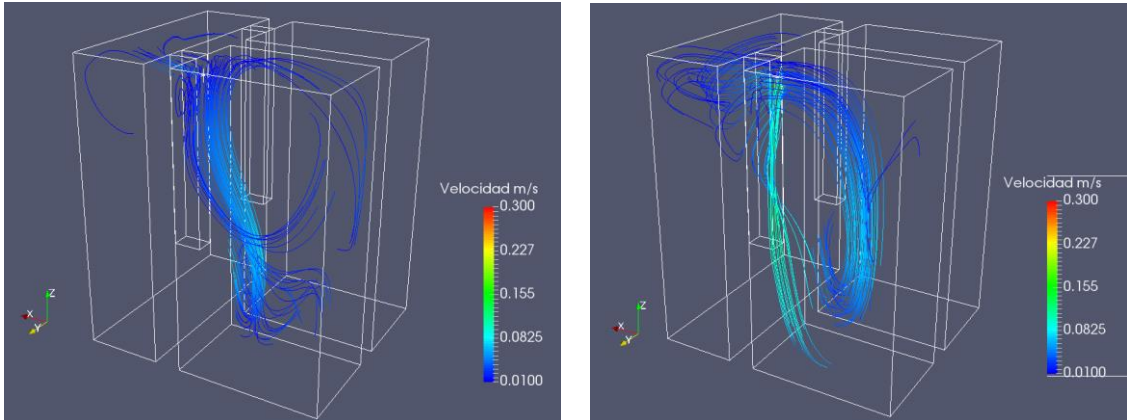
El momento en que se alcanza la temperatura de 50°C en la descarga de la bomba es alrededor de los 100000 segundos luego de iniciado el escenario accidental.



Líneas de trayectoria cercanas a la succión de la bomba a tiempo = 90000 s (antes de que se encienda la bomba)

Líneas de trayectoria cercanas a la succión de la bomba a tiempo=101000 s (luego de que se encienda la bomba)

Figura 57. Líneas de corriente con escala de velocidades que se desarrollan alrededor de la succión de la bomba en la pileta de maniobras.



Líneas de trayectoria cercanas a la descarga de la bomba a tiempo=90000 s (antes de que se encienda la bomba)

Líneas de trayectoria cercanas a la descarga de la bomba a tiempo=101000 s (luego de que se encienda la bomba)

Figura 58. Líneas de corriente con escala de velocidades que se desarrollan alrededor de la descarga de la bomba en la Pileta 1

En el caso en que se emplea la bomba para obtener una circulación forzada, el tiempo en que se retrasa la llegada de la temperatura del agua de la Pileta 1 a 100 °C es de 57149.8 segundos en comparación con el caso sin bomba, en horas corresponderían a aproximadamente 15 horas.

Esta comparación se muestra en las figuras 59, 60 y 61.

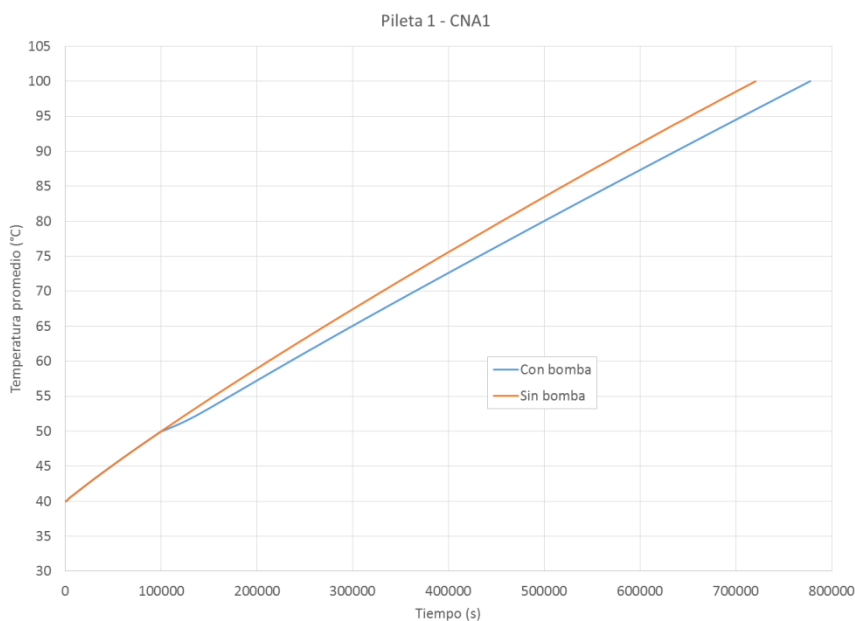
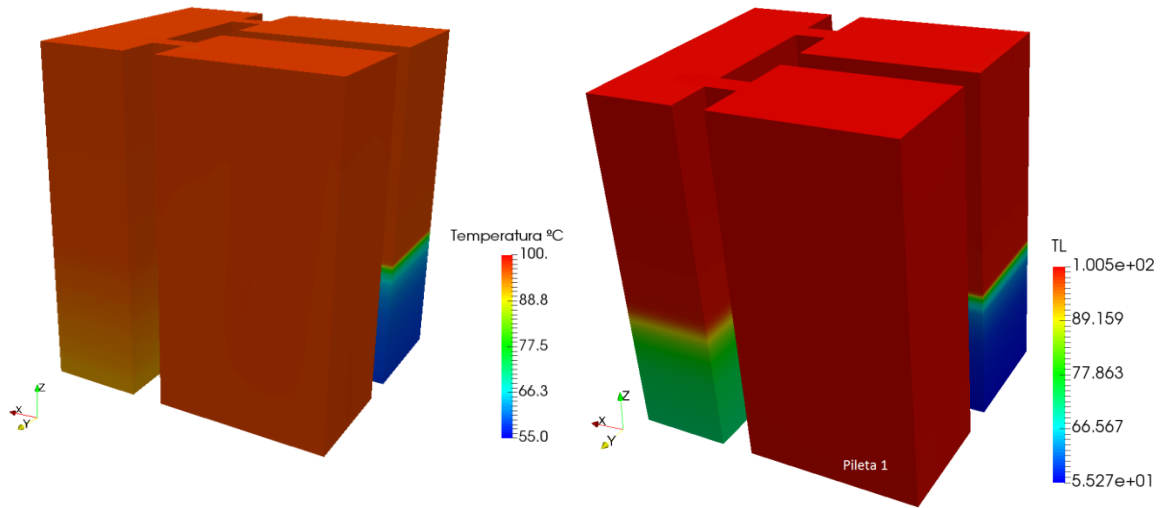


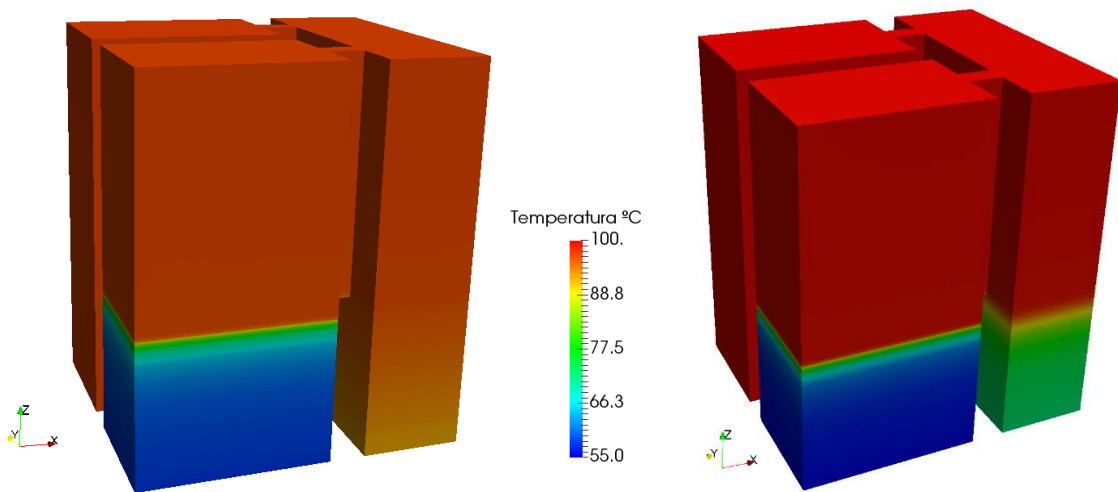
Figura 59. Comparación de temperaturas promedio en la Pileta 1 (de mayor potencia) con y sin bomba



Perfil de temperaturas - Prueba con bomba a tiempo=730000 s

Perfil de temperaturas - Prueba sin bomba a tiempo=730000 s

Figura 60. Comparación de los perfiles de temperatura entre los casos con bomba y sin bomba (vista desde la Pileta 1)



Prueba con bomba a tiempo=730000 s

Prueba sin bomba a tiempo=730000 s

Figura 61. Comparación de los perfiles de temperatura entre los casos con bomba y sin bomba (vista desde la Pileta 2)

De las figuras 60 y 61 se puede notar que la pileta de maniobras se encuentra más caliente a igual tiempo de transcurrido el accidente cuando se emplea la bomba.

En la figura 62 se muestra que la temperatura de la pileta de maniobras en el caso en que se simula la bomba se encuentra por encima de la temperatura correspondiente al caso sin bomba.

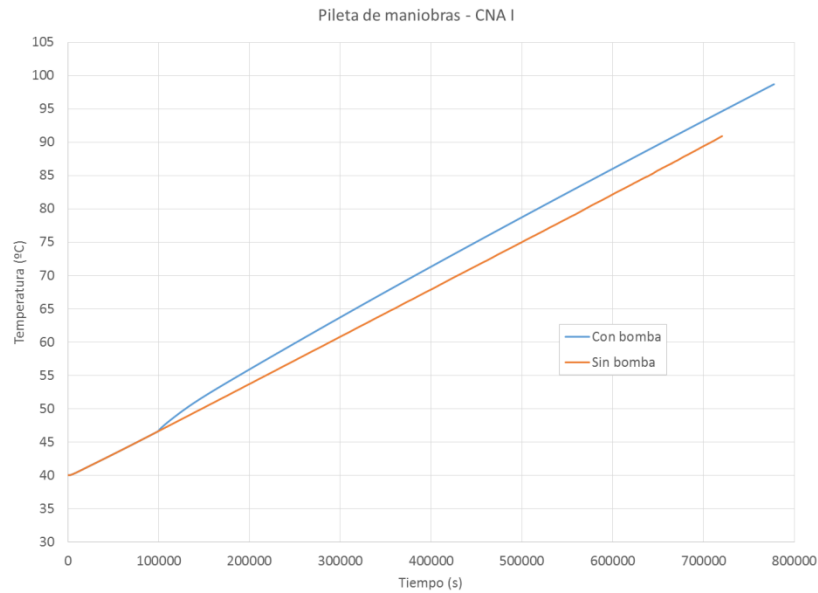


Figura 62. Comparación de temperaturas promedio en la pileta de maniobras con y sin bomba.

Por último, la Pileta 2 también se ve favorecida con el mezclado de la bomba (figura 63)

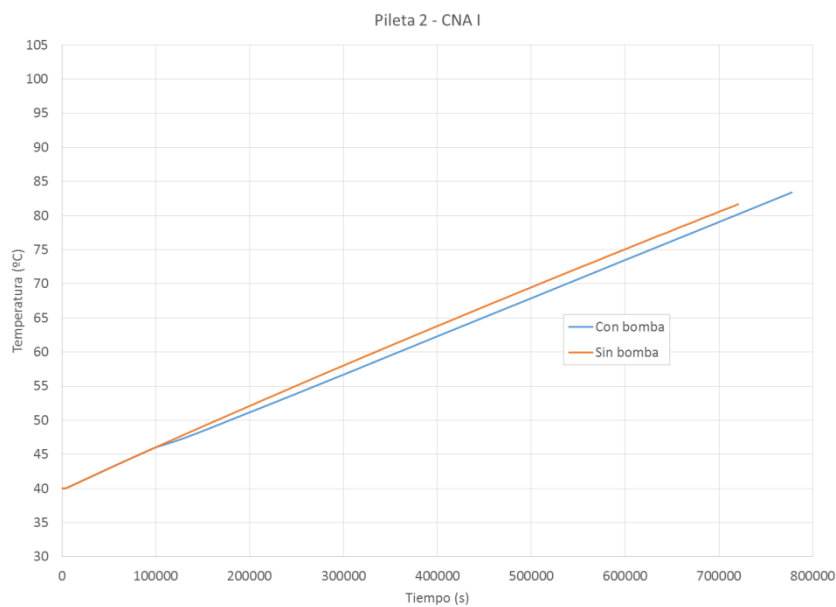


Figura 63. Comparación de temperaturas promedio en la Pileta 2 (de menor potencia) con y sin bomba.

Capítulo 5

5.1 Conclusiones

Se desarrolló un modelo 3-D de la Casa de Piletas 1 de la Central Atucha I donde se analizó el comportamiento térmico de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles irradiados, luego de fallas en la operación del sistema de enfriamiento de las piletas, Sistema TG.

Se estudió en particular la pérdida de la circulación del agua de refrigeración, por ejemplo, debido a la indisponibilidad de las bombas del Sistema TG.

Se realizaron simulaciones con el programa GOTHIC que permite una representación detallada del comportamiento en tres dimensiones del agua en las piletas.

Se simularon distintos escenarios en los que se determinó el tiempo necesario para que la piletas de mayor potencia alcance 100 °C, luego de la pérdida de la circulación del sistema TG.

Los tiempos son los siguientes:

- i. Piletas aisladas entre sí en Casa de Piletas 1– condición inicial de temperatura 40°C, tiempo requerido: 2.89 días
- ii. Piletas aisladas entre sí en Casa de Piletas 1– condición inicial de temperatura 35°C, tiempo requerido: 3.13 días
- iii. Piletas conectadas incluso con la piletas de maniobras en Casa de Piletas 1 - tiempo requerido: 8.52 días

Sobre el mismo modelo se investigó una contramedida que consiste en colocar una bomba cuya succión se encuentre a 1 metro del fondo de la piletas de maniobras y descargar en la piletas de mayor potencia (la Piletas 1) a 1 metro del nivel de agua. Esta contramedida se inicia cuando la temperatura del agua en la parte superior alcanza 50°C.

Las simulaciones muestran que con el mezclado que se produce, aprovechando el agua relativamente fría de la piletas de maniobras, extiende en 15 horas el tiempo necesario para que el agua de la Piletas 1 alcance los 100 °C.

Esto pone de manifiesto la utilidad de desarrollar un modelo 3-D. Con un modelo 0-D o 1-D no se hubiera podido observar la estratificación de temperatura de las piletas ni se hubiera podido dar una respuesta a este interrogante.

El programa GOTHIC tiene la capacidad de capturar en su simulación el comportamiento de la circulación del agua entre las piletas a través de los pasajes de comunicación entre ellas, lo que se ve reflejado en los resultados obtenidos.

Esta circulación es impulsada por las diferencia de densidades del agua en las distintas piletas.

En las piletas con menor potencia de decaimiento el agua está más fría que en las que tienen mayor potencia. El agua fría más densa (más pesada) derrama por la parte inferior del pasaje hacia la piletta vecina más caliente, con agua menos densa (menos pesada). El circuito se cierra por la zona superior del pasaje, a través de la cual agua proveniente de la piletta caliente ingresa en la piletta fría vecina.

Este proceso de mezclado tiene como consecuencia que las piletas no se comportan aisladamente. En particular las piletas con más potencia pueden distribuir la energía no solo en el agua que contienen inicialmente sino en parte del inventario de las otras piletas con menos potencia.

La consecuencia global es que, cuanto más comunicadas están las piletas, el tiempo necesario para que el calentamiento del agua alcance 100 °C (saturación) en la región más caliente es mayor.

Debido a la relevancia del papel del mezclado del agua de las diferentes piletas en el período de calentamiento de las mismas, se recomienda verificar este comportamiento a través de un ensayo en la Planta.

Las paredes de las piletas actúan como sumideros de calor, parte de la energía generada en las piletas se almacena en las paredes lo que es reflejado en el aumento de su temperatura.

Debería evaluarse si las temperaturas que alcanza el hormigón ponen en peligro la integridad de las estructuras.

Finalmente, para el caso de piletas aisladas de la Casa de Piletas 1, en un tiempo cercano a los tres días se alcanza la saturación en la Piletta 1. Este valor supera los tres días si la temperatura inicial de las piletas es de 35 °C.

Se recomienda que, en la Casa de Piletas 1, todas las piletas se encuentren comunicadas ya que se prolonga en 5.5 días el tiempo requerido para alcanzar los 100 °C.

5.2 Trabajo a futuro

Como trabajo a futuro se puede plantear el modelado del edificio de piletas completo, para contar con la pérdida de calor por evaporación y cuantificar el descenso de nivel de agua. También puede ser útil para estudiar contramedidas como la ventilación del recinto, entre otros.

Se podría hacer un trabajo de validación de los modelos actuales con alguna experiencia llevada a cabo en la Planta. Para esta última, se requeriría que las piletas se encuentren comunicadas.

Referencias

Ade, B.J. and I.C. Gauld, *Decay heat calculations for PWR and BWR assemblies fueled with uranium and plutonium mixed oxide fuel using SCALE*, 2011, Report ORNL/TM-2011/290, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, USA.

Ahmed Ramadan, Reaz Hasan, Roger Penlington. Zero-dimensional transient model of large-scale cooling ponds using well-mixed approach 2018. *Annals of Nuclear Energy* 114 (2018) 342–353.

Allen, T.R., et al., *Material performance and corrosion/waste materials*, 2012. In: *Comprehensive Nuclear Materials* (Vol. 5), R.J.M. Konings, Editor. Elsevier: Amsterdam, The Netherlands. pp.49-68.

Barto, A., et al., *Consequence study of a beyond-design-basis earthquake affecting the spent fuel pool for a U.S. Mark I boiling water reactor*, 2013, Report SECY-13-0112-Enclosure-1 (ADAMS accession no. ML13256A342), U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA.

Benjamin, A.S. and D.J. McCloskey, *Spent fuel heatup following loss of water during storage*. *Nuclear Technology*, 1980. 49: pp. 274-294

Benjamin, A.S., et al., *Spent fuel heatup following loss of water during storage*, 1979, Report NUREG/CR-0649, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA.

Bernd Jaeckel, Jonathan Birchley, Leticia Fernandez-Moguel. SPENT FUEL POOL UNDER SEVERE ACCIDENT CONDITIONS. 2014. *Proceedings of the 2014 22nd International Conference on Nuclear Engineering*

Boyd, C.F., *Predictions of spent fuel heatup after a complete loss of spent fuel pool coolant*, 2000, Report NUREG-1726, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA.

Coindreau, O., et al., *Nuclear fuel rod fragmentation under accidental conditions*. *Nuclear Engineering and Design*, 2013. 255: pp. 68-76.

Collins, T.E. and G. Hubbard, *Technical study of spent fuel pool accident risk at decommissioning nuclear power plants*, 2001, Report NUREG-1738, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA

Del Valle, A. Zamonsky G. "Determinación de la potencia térmica de los elementos combustibles almacenados en las piletas de CNAI Y CNAII". Informe NA-SA – BN-ND-37-17. 2017.

Ducros, G., et al., *Synthesis of the VERCORS experimental programme: Separate-effect experiments on fission product release in support of the PHEBUS-FP programme*. *Annals of Nuclear Energy*, 2013. 61: pp. 75-87.

Erbacher, F.J. and S. Leistikow, *A review of Zircaloy fuel cladding behavior in a loss-of-coolant accident*, 1985, Report KfK 3973, Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe, Germany.

Erbacher, F.J., et al., *Cladding deformation and emergency core cooling of a pressurized water reactor in a LOCA*, 1990, Report KfK 4781, Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe, Germany.

Gauld, I.C. Validation of ORIGEN-S decay heat predictions for LOCA analysis, 2006.

GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package, Version 8.1 (QA) EPRI, Palo Alto, CA: 2014.

Guillaume Mignot, Sidharth Paranjape, Domenico Paladino, Bernd Jaeckel, and Adolf Rydl. Large Scale Experiments Simulating Hydrogen Distribution in a Spent Fuel Pool Building During a Hypothetical Fuel Uncovery Accident Scenario, 2016. Nuclear Engineering and Technology 48 (2016) 881-892

Hanson, B.D., *The burnup dependence of light water reactor spent fuel oxidation*, 1998, Report PNNL-11929, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA, USA

Hiroyasu Mochizuki. Evaluation of spent fuel pool temperature and water level during SBO. [B] 2017.. Annals of Nuclear Energy 109 (2017) 548–556

Hung, T.-C., et al., The development of a three-dimensional transient CFD model for predicting cooling ability of spent fuel pools. Applied Thermal Engineering, 2013. 50: pp. 496-504.

Hung, T.-C., et al., *The development of a three-dimensional transient CFD model for predicting cooling ability of spent fuel pools*. Applied Thermal Engineering, 2013. 50: pp. 496-504.

Hunt, C.E.L., et al., *Fission-product release during accidents: An accident management perspective*. Nuclear Engineering and Design, 1994. 148: pp. 205-213.

Ibarra, J.G., et al., Operating experience feedback report: Assessment of spent fuel cooling, 1997, Report NUREG-1275, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA.

Iglesias, F.C., et al., *Fission product release mechanisms during reactor accident conditions*. Journal of Nuclear Materials, 1999. 270: pp. 21-38

Jones, P.M., et al., *Modelling of azimuthal effects arising from interaction between clad deformation and heat transfer under LB LOCA conditions*. Nuclear Engineering and Design, 1984. 79,: pp. 267–276.final

Kim, J.H., et al., *Effects of oxide and hydrogen on the behavior of Zircaloy-4 cladding during the loss-of-coolant accident (LOCA)*. Nuclear Engineering and Design, 2006. 236: pp. 2386-2393.

Lewis, B.J., et al., *Low volatile fission-product release and fuel volatilization during severe reactor accident conditions*. Journal of Nuclear Materials, 1998. 252(3): pp. 235-256.

Manngård, T. and A.R. Massih, *Modelling and simulation of reactor fuel cladding under loss-of coolant accident conditions*. Journal of Nuclear Science and Technology, 2011. 48: pp. 39-49.

Martin Arlit, Christine Partmann, Eckhard Schleicher, Christoph Schuster, Antonio Hurtado, Uwe Hampel. Instrumentation for experiments on a fuel element mock-up for the study of thermal hydraulics for loss of cooling or coolant scenarios in spent fuel pools 2017. Nuclear Engineering and Design (2017).

Martin Ramos, M., *Analysis of fuel related events*, 2009, Report SPNR/CLEAR/09 11 006, European Clearinghouse on NPP Operational Experience Feedback, Petten, The Netherlands.

Miroslav Kotouč. ANALYSES OF SEVERE ACCIDENT SEQUENCES IN THE SPENT FUEL POOL OF THE VVER-1000 TYPE OF REACTOR WITH MELCOR 1.8.6. 2014. Proceedings of the 2014 22nd International Conference on Nuclear Engineering

Nagase, F., et al., *Oxidation kinetics of low-Sn Zircaloy-4 at the temperature range from 773 K to 1573 K*. Journal of Nuclear Science and Technology, 2003. 40(4): pp. 213-219.

Nourbakhsh, H.P., et al., *Analysis of spent fuel heatup following loss of water in a spent fuel pool*:

NUREG/CR-6441, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA. *A user's manual for the computer code SHARP*, 2002,

Oguma, M., *Cracking and relocation behaviour of nuclear fuel pellet during rise to power*. Nuclear Engineering and Design, 1983. 76: pp. 35–45.

PHYSOR-2006, ANS Topical Meeting on Reactor Physics, September 10-14, 2006, Vancouver, BC, Canada.

Raynaud, P.A.C., *Fuel fragmentation, relocation, and dispersal during the loss-of-coolant accident*, 2012, Report NUREG-2121, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA.

Report IAEA-TECDOC- 996. *Waterside corrosion of zirconium alloys in nuclear power plants*, 1998, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.

Report NEA/CSNI/R(2007)5, OECD Nuclear Energy Agency, Committee on the Safety of Nuclear Installations, Paris, France. Best practice guidelines for the use of CFD in nuclear reactor safety applications, 2007.

Report NEA/CSNI/R(2014)7, OECD Nuclear Energy Agency, Paris, France. *OECD/NEA/CSNI status report on filtered containment venting*, 2014,

Steinbrück, M. and M. Grosse. *Deviations from the parabolic kinetics during oxidation of zirconium alloys*, 2013. In: Seventeenth International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, February 3-7, 2013, Hyderabad, India.

Tobias, A., *Decay heat*. Progress in Nuclear Energy, 1980. 5: pp. 1-93.

Wagner, K.C. and R.O. Gauntt, Mitigation of spent fuel pool loss-of-coolant inventory accidents and extension of reference plant analyses to other spent fuel pools, 2006, Sandia Letter Report, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM, USA.

Wagner, K.C. and R.O. Gauntt, *Mitigation of spent fuel pool loss-of-coolant inventory accidents and extension of reference plant analyses to other spent fuel pools*, 2006, Sandia Letter Report, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM, USA.

Wang, D., et al., Study of Fukushima Daiichi nuclear power station unit 4 spent-fuel pool. Nuclear Technology, 2012. 180: pp. 205-215.

WANO SOER 2011-3. "Fukushima Daiichi Nuclear Station Spent Fuel Pool/Pond Loss of Cooling and Make-up" (August 2011).

Weech, M.E. and Y.J. Lee, Heat transfer in spent fuel storage. Nuclear Engineering and Design, 1981. 67: pp. 379-389.

Xiaoli Wu, Yapei Zhang, Wenxi Tian, Guanghui Su, Suizheng Qiu. ANALYSIS OF A LOSS OF HEAT REMOVAL ACCIDENT IN A PWR SPENT FUEL POOL. 2014. Proceedings of the 2014 22nd International Conference on Nuclear Engineering

Yen-Shu Chen, Yng-Ruey Yuann. Accident mitigation for spent fuel storage in the upper pool of a Mark III containment, 2016. Annals of Nuclear Energy 91 (2016) 156–164.

Yen-Shu Chen, Yng-Ruey Yuann. Evaluation of cooling capacity with more fuel stored in the spent fuel pool of the Kuosheng plant. 2017. Annals of Nuclear Energy 109 (2017) 120–134

Zamonsky G. "Estimación del calor de decaimiento en la piletta de almacenamiento de elementos combustibles irradiados de la CNA-2". Informe NA-SA - IT - FN - 06 – 002. 2006.