

MODELO DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE CON RELAP5: ACCIDENTE DE PÉRDIDA DE REFRIGERANTE EN LA TUBERÍA DE ASPIRACIÓN DE UNA DE SUS BOMBAS

Santiago F. Corzo^b, Alejandro I. Lazarte^a y Maria V. Guala^a

^aAutoridad Regulatoria Nuclear (ARN), alazarte@arn.gov.ar, Av. Del Libertador 8250, CABA
C1429PNB

^bCentro de Investigación de Métodos Computacionales (CIMEC-CONICET) Predio CONICET
Santa Fe "Dr. Alberto Cassano", scorzo@cimec.santafe-conicet.gov.ar, Colectora Ruta Nac
Nro 168, Km 0, Paraje El Pozo, 3000 Santa Fe.

Palabras Clave: Central Nuclear Embalse, LOCA, RELAP5.

Resumen. En el marco de la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse, la Autoridad Regulatoria Nuclear con soporte externo del Centro de Investigación de Métodos Computacionales (CIMEC) ha desarrollado un modelo termo-hidráulico de la planta en RELAP5 mod. 3.3 patch4 que incluye la cinética puntual, con el fin de simular accidentes dentro de la base de diseño. Este modelo independiente es utilizado para la revisión del análisis de seguridad de la Central Nuclear Embalse. El presente trabajo tiene por objetivo la simulación de un accidente de pérdida de refrigerante primario (LOCA), debido a la rotura de la cañería de aspiración de una de las bombas principales, con pérdida del suministro eléctrico normal. En el caso de este tipo de reactores, la rotura conduce a una rápida descarga de refrigerante provocando el incremento de la fracción de vacío en el núcleo y una rápida inserción de reactividad que causa un aumento de la potencia que es controlado por los mecanismos de extinción para el apagado del reactor. El aumento de la presión en el edificio de la contención, produce el inicio del sistema de rociado para mitigar ese aumento de presión. Como la presión del circuito primario se reduce considerablemente (debido a la pérdida de inventario) y aumenta la presión en la contención, se dispara la señal de LOCA que habilita al sistema de inyección de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS). El presente análisis consiste en la verificación de la secuencia del accionamiento de los sistemas de seguridad, los tiempos de disparo del correspondiente mapa de cobertura de los sistemas de extinción y la acción del ECCS para reinundar el núcleo con refrigerante líquido. Se verifica el cumplimiento de las funciones de los sistemas de seguridad y que los tiempos de disparo se producen de acuerdo con lo esperado por diseño, demostrándose que el modelo independiente es una herramienta útil con la capacidad para realizar estudios de licenciamiento.

1. INTRODUCCIÓN

La Central Nuclear Embalse (CNE), del tipo CANDU6, se encuentra en proceso de extensión de vida. Para continuar con la operación, se requiere el reemplazo de componentes y la implementación de cambios de diseño. Como parte de los estudios a realizar durante el proceso, se encuentran la actualización y las verificaciones del análisis de seguridad.

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) para encarar este proceso, decidió, con la colaboración y asesoramiento de una organización externa realizar el análisis y la simulación de un determinado conjunto de accidentes mediante un modelo de planta completamente independiente. Para el desarrollo del modelo de la CNE se utilizó el código de sistemas RELAP5 mod3.3 patch 4, distribuido por la Comisión Regulatoria Nuclear de los Estados Unidos (US-NRC) y de una interfaz gráfica denominada SNAP2.4.3 (también distribuida por la US-NRC).

El código de cálculo RELAP5 es utilizado muy ampliamente en la industria nuclear, tanto por reguladores como por diseñadores, por lo que existe una gran experiencia de uso y de validación del mismo como puede encontrarse en ([Fletcher et al. 2010](#)). Adicionalmente, los usuarios del código han hecho diversas validaciones de modelos y verificaciones del código para reactores tipo CANDU6 ([Fletcher et al. 2010](#); [Naundorf et al. 2011](#)). El desarrollo del modelo tiene como principal objetivo generar conocimiento sobre el comportamiento de la CNE frente a accidentes base de diseño y proveer una herramienta para realizar cálculos independientes a los realizados por el diseñador y operador de la CNE.

En este marco, el presente trabajo analiza una pérdida de refrigerante primario (LOCA) debido una rotura del 60% de dos veces el área transversal de la cañería en la aspiración de la bomba principal 3312-PM4 (área de rotura de 0.185 m²), con pérdida de suministro eléctrico normal (clase IV) coincidente con el corte del reactor. La rotura descarga el refrigerante dentro de la contención y por lo tanto se incrementa la presión dentro del recinto. El evento se caracteriza por una rápida despresurización del sistema primario de transporte de calor (SPTC) y la formación de vapor dentro del mismo. El sistema de inyección de agua de emergencia (ECCS) interviene en el evento para rellenar el SPTC y garantizar la remoción del calor residual de decaimiento. El edificio de la contención experimenta un aumento en la presión hasta el momento del disparo del sistema de rociado (Dousing). Este sistema de seguridad mantiene controlada la presión del edificio de contención.

El presente trabajo verifica la efectividad de los sistemas de extinción (SP1 y SP2), como también la acción del ECCS y los sistemas de seguridad de la contención. Los resultados presentados muestran un comportamiento de acuerdo con lo esperado, mientras que la acción de los sistemas de contención y ECCS actúan de forma adecuada a los efectos de mantener todas las funciones de seguridad.

2. MODELO DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE EN RELAP5

La CNE, tendrá luego de la extensión de vida una potencia térmica en el núcleo de 2064 MW en condiciones nominales y a una presión de 100 bar. El núcleo consiste en 380 canales de combustible dispuestos horizontalmente. El SPTC tiene dos circuitos cerrados de refrigeración en forma de “8”. Estos circuitos, si bien son independientes, se encuentran interconectados en varias ubicaciones. Una descripción extensa del funcionamiento y de los componentes de un CANDU6 puede encontrarse en (<https://canteach.candu.org>) y, por razones de brevedad, no serán reescritas en este trabajo.

El SPTC contiene las cañerías de transporte del refrigerante, cuatro generadores de

vapor verticales (GVs), cuatro bombas principales, cuatro colectores de entrada y cuatro colectores de salida. Entre las ramas calientes de cada circuito se encuentran dos líneas de interconexión o de “by-pass”, que son destinadas a mantener la estabilidad en el SPTC. Un esquema del SPTC se muestra en la Figura 1. La temperatura de entrada al núcleo oscila entre 260°C y 267 °C dependiendo del envejecimiento de planta y egresa a aproximadamente 309°C como una mezcla bifásica con un contenido bajo de vapor. El caudal de circulación por lazo es ligeramente superior a 2100 kg/s.

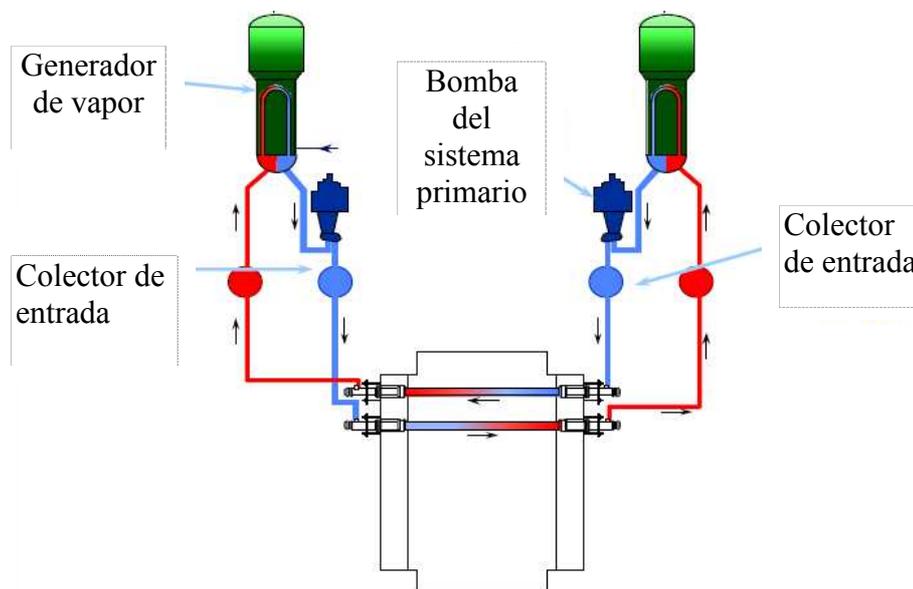


Figura 1 Esquema un circuito de refrigeración del SPTC de un CANDU6.

En cada uno de los canales de combustible, el refrigerante entra y sale por tubos de alimentación (denominados “feeder”) que llevan o toman el refrigerante desde o hacia un colector. Adicionalmente, en el SPTC existen conexiones con el sistema de control de presión, el sistema de purificación, el sistema de control de inventario (F&B), el sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo (ECCS) y el sistema de refrigeración de parada (SEP).

A continuación, se describe resumidamente la implementación de cada uno de estos sistemas, los detalles del modelo pueden ser encontrados en ([Lazarte et al. 2015](#)).

2.1. Sistema primario de transporte de calor

La Figura 2 muestra un esquema del modelo en RELAP5 del SPTC. Las cuatro bombas principales fueron modeladas usando bombas tipo “Bingham”. El sistema de control de presión consiste en el tanque presurizador con los calefactores y el tanque desgasificador con las válvulas de alivio de vapor.

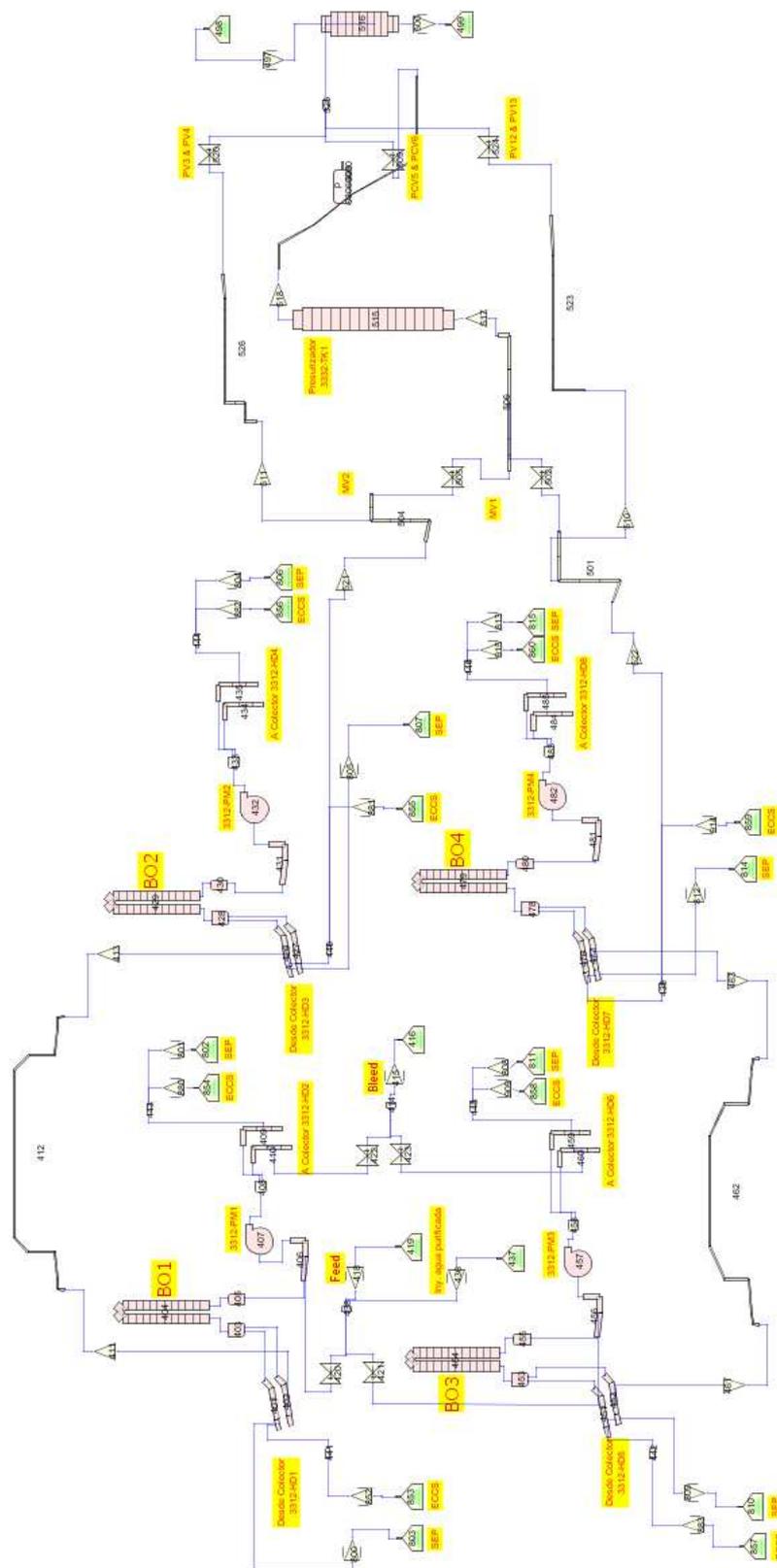


Figura 2 Esquema de la nodalización del SPTC del modelo de la CNE.

El núcleo de la CNE se modeló en 5 zonas hidráulicas por circuito y cada zona corresponde a dos canales promedios, dando un total de 20 canales (Ver [Lazarte et al. 2015](#)).

2.2. Sistema secundario

El modelo contiene gran parte del sistema secundario de planta, aunque se ha realizado un conjunto de simplificaciones en algunos componentes. Este modelo consiste en: las líneas de agua de alimentación (incluyendo bombas de alimentación principal y auxiliar), GV's, líneas de vapor vivo, válvulas reguladoras de nivel de los GV's, válvulas de admisión al condensador (CSDV) y válvulas de admisión a turbina (TGV). También se cuenta con válvulas de seguridad (MSSV) y las válvulas de alivio a la atmósfera (ASDV). La turbina y el condensador son asumidas como condiciones de contorno.

El ingreso del agua de alimentación a los GV's se produce mediante un conjunto de válvulas reguladoras por cada línea de alimentación. Un esquema de una de las cuatro líneas del sistema de agua de alimentación y vapor incluidos en el modelo de planta se muestra en la Figura 3

La lógica de control de nivel de los GV's se realizó siguiendo los pasos que se ejecutan en la computadora de procesos para establecer cuál debe ser la posición del vástago de la válvula de regulación.

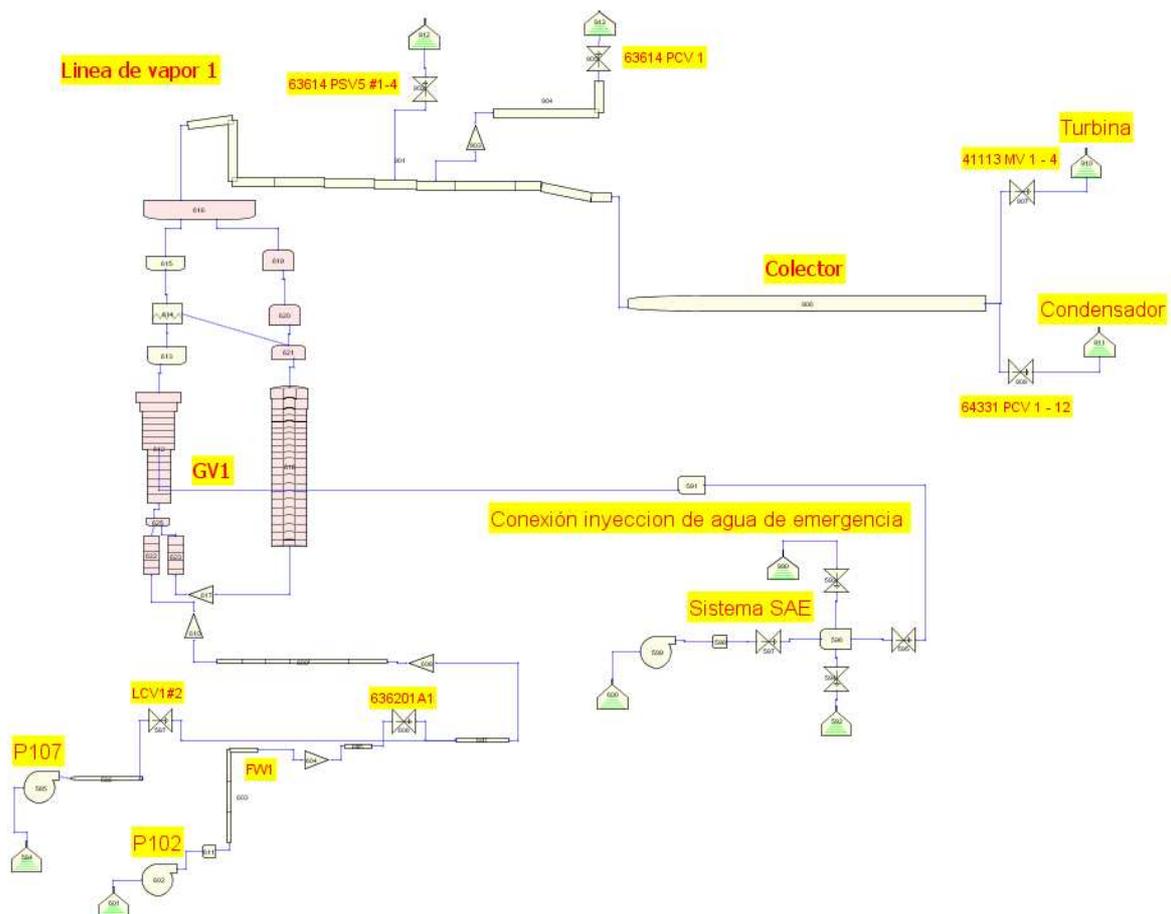


Figura 3 Circuito secundario: una línea de agua de alimentación, GV's, y la correspondiente de vapor.

2.3. Sistemas de seguridad

- Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS)
En el modelo de planta se tuvieron en cuenta las tres etapas de inyección de agua de alta, media y baja presión.
- Sistemas de parada del reactor
El modelo contiene toda la lógica de disparo de los SP N° 1 (barras de seguridad) y N° 2 (inyección de gadolinio). La lógica de control incluye el uso de diversos componentes de RELAP5 para generar retrasos temporales, los cuales son los esperados de acuerdo con el diseño de planta.
- Sistema de contención y rociado

Se desarrolló un modelo simple que tiene en cuenta el aumento de presión en la contención y la intervención de los rociadores. El modelo asume un dominio único con el volumen total del edificio, sin tener en cuenta los distintos recintos. Se considera que el aire en contención es seco y la condensación “flashing” del líquido rociado ocurre con un cierto factor de eficiencia. No se incluye la acción de los sistemas de refrigeración de aire y los re-combinadores de hidrógeno.

3. SIMULACIÓN DE LA ROTURA

Se asume una rotura del 60% de dos veces el área transversal de la cañería en la aspiración de la bomba 3312-PM4 (área de la rotura de 0.185 m²). La Figura 4 muestra esquemáticamente la posición de la rotura. Se utilizó el modelo de flujo crítico de descarga de Henry-Fauske. La rotura se ubica a la salida del GV y se asume que la misma ocurre en 10 ms (instantánea).

Las válvulas 846 y 848 simulan esta rotura y descargan el refrigerante a un componente cuya presión corresponde a la presión de la contención. El modelo de contención considera el caudal a través de ambas válvulas (vapor y líquido) y su entalpía para estimar la presión en la contención. El área de ambas válvulas (0.0924 m²) corresponde al 60% de la sección trasversal de una cañería (0.154 m²). La válvula 992 representa el 40% de la sección que sigue conectando el GV4 con la bomba principal.

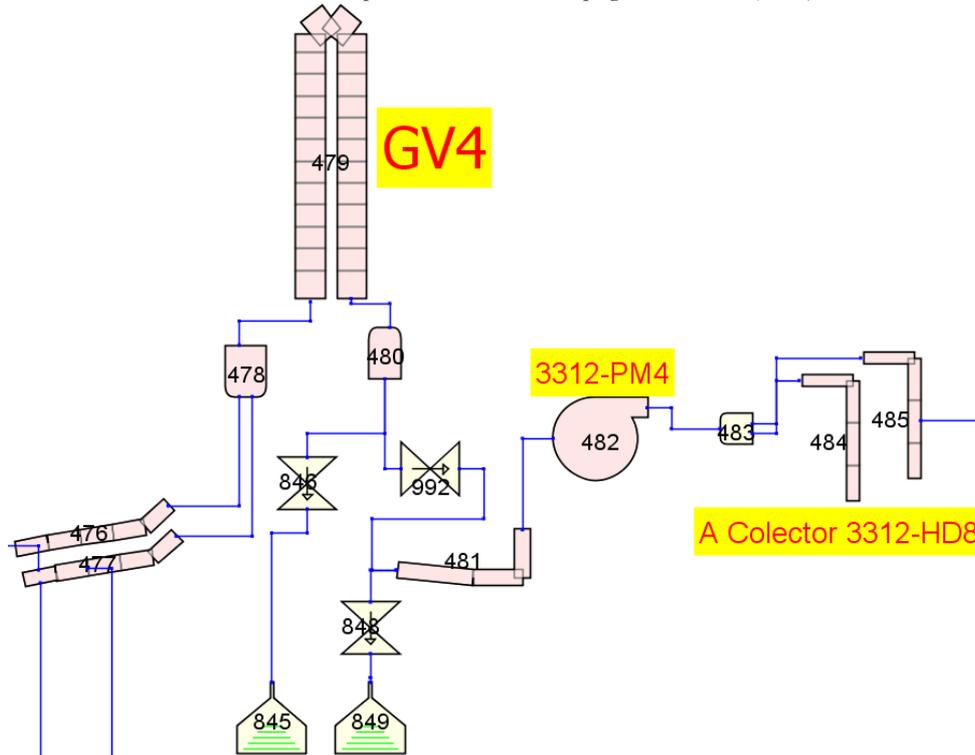


Figura 4: Esquema de la rotura del 60% en la succión de la bomba 3312-PM4.

Entre las hipótesis generales del modelo, se asume la pérdida del suministro eléctrico normal (pérdida de clase IV) luego del apagado del reactor. Se considera un reactor con núcleo envejecido (4015 DPP) y no se da crédito al sistema de regulación del reactor (RRS). Esta última consideración se fundamenta en que el RRS no es un sistema de seguridad y que su acción no podría mitigar el incremento de la reactividad en una rotura grande con pérdida de refrigerante primario. El ECCS se habilita con señal de alta presión en contención y baja presión en 3/3 colectores instrumentados (5.9 MPa) y se acciona luego de la rotura de sus discos de rotura.

Se listan a continuación las condiciones iniciales y de contorno implementadas en el modelo para este evento:

- La potencia inicial del transitorio es 103% PP.
- El encendido de la bomba de alimentación auxiliar ocurre luego de 3 min de perder el suministro eléctrico.
- Se considera que el apagado del reactor ocurre con la segunda señal de disparo del SP2. De todos modos, se utiliza la curva de inserción de reactividad del SP1 debido a que es menor que la del SP2.
- Coeficientes de reactividad denominados LOE.
- No se le da crédito a la apertura de las válvulas de alivio (ASDV) y de las válvulas de descarga al condensador (CSDV).
- De abrirse las válvulas MSSV, fallan al ser demandadas 8 de las 16.
- La señal de LOCA ocurre por baja presión (5.9 MPa) en 3/3 de los colectores instrumentados y alta presión en la contención.
- En el modelo, el sistema de aislación de circuitos tiene un valor de “set-point” de 5.62 MPa en 2/3 colectores. El tiempo de cierre de las válvulas de aislación es de 20 s.

- El sistema de media presión del ECCS se habilita luego de 90 s desde la señal de LOCA.
- El sistema de baja presión del ECCS inicia cuando se alcanza la señal de bajo nivel en el Dousing.
- La temperatura de inyección del ECCS se asume, de forma conservativa, en un valor de inyección único de 49°C para todos los sistemas.
- El sistema de “Crash-cooldown” se acciona 30 s después de la señal de LOCA. El tiempo de apertura de las MSSV para el “Crash-cooldown” es de 2 s.
- No se le da crédito al “stepback” ni al “setback”.
- Sólo se le da crédito a 4 de las 6 válvulas de rociado del Dousing.
- El modelo de contención considera equilibrio térmico entre no condensables y vapor de agua.
- El “setpoint” de la presión de contención se obtiene del estado estacionario (106 kPa).

Antes de simular el evento transitorio, se verifican algunas de las condiciones iniciales con una simulación del estado estacionario del modelo. En la Tabla 1 se muestran los valores obtenidos del estacionario. El evento analizado se simula a partir de este resultado estacionario.

Variable		Valor	Variable		Valor
Temperatura en colectores de entrada (°C)	HDR2	263.74	Caudal bombas del primario (kg/s)	PMP1	2108.9
	HDR4	263.94		PMP2	2102.2
	HDR6	263.84		PMP3	2113.7
	HDR8	264.14		PMP4	2103.6
Presión en colectores de entrada (Pa)	HDR2	1.127×10^7	Caudal de agua de alimentación (kg/s)	GV1	264.68
	HDR4	1.128×10^7		GV2	263.98
	HDR6	1.127×10^7		GV3	265.56
	HDR8	1.128×10^7		GV4	264.59
Temperatura en colectores de salida (°C)	HDR1	310.24	Potencia transferida al sistema secundario (MW)	GV1	531.7
	HDR3	310.54		GV2	529.7
	HDR5	310.64		GV3	531.7
	HDR7	310.24		GV4	531.7
Presión en colectores de salida (Pa)	HDR1	1.003×10^7	Niveles en los GVs (m)	GV1	0.95
	HDR3	1.003×10^7		GV2	0.97
	HDR5	1.004×10^7		GV3	0.95
	HDR7	1.003×10^7		GV4	0.96
Nivel en el presurizador (m)		10.58	Apertura de las TGVs (-)		0.54

Tabla 1 Variables del estado estacionario de CNE.

3.1. Evolución del transitorio

Aquí se describe la evolución del evento y los fenómenos más relevantes de un

accidente de pérdida de refrigerante. Los aspectos más destacados del estudio son el análisis de la despresurización (“blowdown”) y, dada la inyección de los sistemas de emergencia el rellenado (“refilling”) del núcleo. También se analiza la refrigeración a corto y largo plazo (1000 segundos).

Luego de una rotura de gran tamaño, la pérdida de inventario es elevada y por lo tanto se despresuriza el SPTC. Esto último favorece la evaporación del refrigerante disponible. La Tabla 2 resume las características principales del evento.

	Característica
SPTC	Caída de presión, formación de grandes cantidades de vapor.
Secundario	Fuerte despresurización debido a la acción del sistema de “Crash-cooldown”.
Combustible (corto plazo)	Sobrecalentamiento y posible descubrimiento de las vainas, estratificación del flujo y vaciado del canal.
Combustible (corto a largo plazo)	Luego de la acción del ECCS se garantiza la refrigeración del SPTC.
Tubo de presión (largo plazo)	Posible deformación del mismo.
Contención (corto plazo)	Rápido aumento de presión.
ECCS	Actúa para rellenar el núcleo y garantizar la refrigeración (Señal de LOCA)

Tabla 2: Características principales del evento sobre los distintos sistemas.

En la etapa de “blowdown” al generarse fracción de vacío en el refrigerante primario y una rápida despresurización, se produce un incremento de potencia debido a la realimentación positiva de reactividad por vacío de refrigerante. Debido al pulso inicial de potencia, los elementos combustibles experimentan un aumento en su temperatura que luego disminuye al apagarse el reactor.

En términos generales, una rotura grande en el SPTC presenta la secuencia detallada en la Figura 5. Los eventos más importantes se resumen en esa figura junto con los resultados obtenidos por NA-SA en su modelo de CATHENA. Cabe destacar que los resultados son consistentes entre sí en los tiempos en los que ocurren.

El primer análisis que se puede realizar es el denominado “cobertura de disparos” para detectar qué variables de proceso disparan los sistemas de extinción y en qué instante. De este análisis se identificó que la segunda señal del segundo sistema de extinción fue la alta potencia neutrónica y ésta fue la señal elegida para el apagado del reactor. Por lo tanto, dando crédito sólo a este disparo, el apagado del reactor ocurre a los 0.46 s. Luego comenzaría a inyectarse el veneno neutrónico, mientras la potencia continua incrementándose hasta alcanzarse un máximo para luego disminuir.

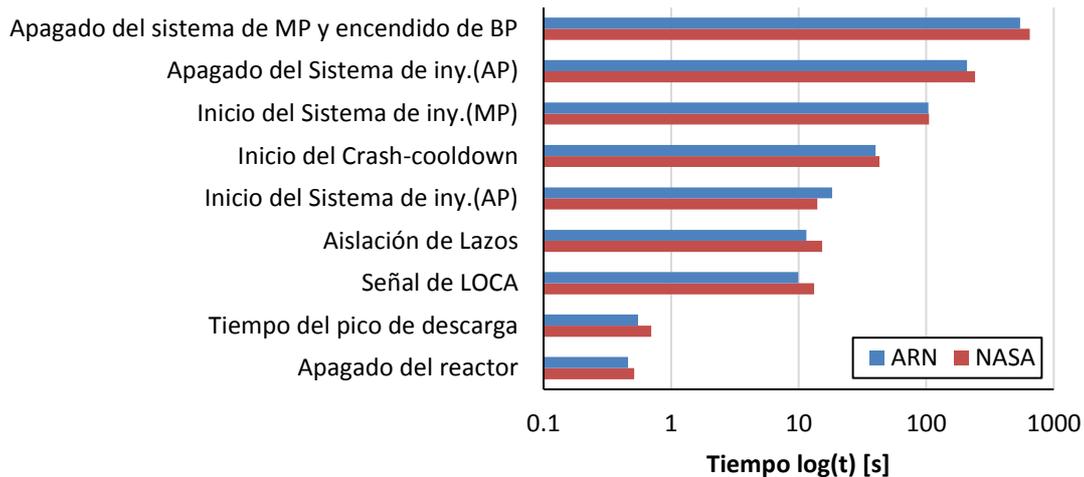


Figura 5: Secuencia del evento.

La baja presión en los colectores sumada a la alta presión en contención provoca la señal de LOCA (9.95 s) que habilita la inyección del ECCS. Cuando se llega a una diferencia de presión entre el ECCS y el SPTC de 0.48 MPa, los discos de ruptura se rompen y el sistema de inyección de emergencia de alta presión comienza a inyectar agua liviana al SPTC. La baja presión en colectores también acciona el sistema de aislación de circuitos del SPTC, cerrando las válvulas al presurizador 3332MV1/2 y las de interconexión a través del sistema de "Feed&Bleed" y purificación (3331MV13/22, 3335MV3/4).

Luego de la señal de LOCA se acciona 30 segundos más tarde la apertura de las válvulas de seguridad MSSV ("Crash-cooldown"). La acción de este sistema aumenta la evaporación dentro de los GVs por decrecimiento de la presión, favoreciendo la refrigeración del SPTC.

En la Figura 6-a se observa el caudal total de descarga a través de la rotura. El valor máximo de caudal es 8400 kg/s y ocurre principalmente debido a la rotura del lado primario conectado a los tubos en U del GV4. Posterior a este caudal máximo inicial, el mismo cae rápidamente (en aprox. 1 s) y se mantiene sobre 5000 kg/s durante los siguientes 6 s. La descarga a través de la bomba aumenta durante los primeros segundos en alrededor de los 2000 kg/s y luego disminuye. A partir de este momento, el caudal en ambos extremos de la rotura cae rápidamente hasta alcanzar valores muy pequeños. Los resultados de NA-SA presentan un comportamiento similar. Durante el máximo inicial, el caudal reportado por NASA es superior al obtenido por ARN, pero luego los caudales de descarga son similares entre sí. Por lo tanto, es de esperar que la masa residual en el SPTC resulte muy próxima. De este modo, es de esperar que el pulso de potencia sea también muy próximo entre ambos modelos.

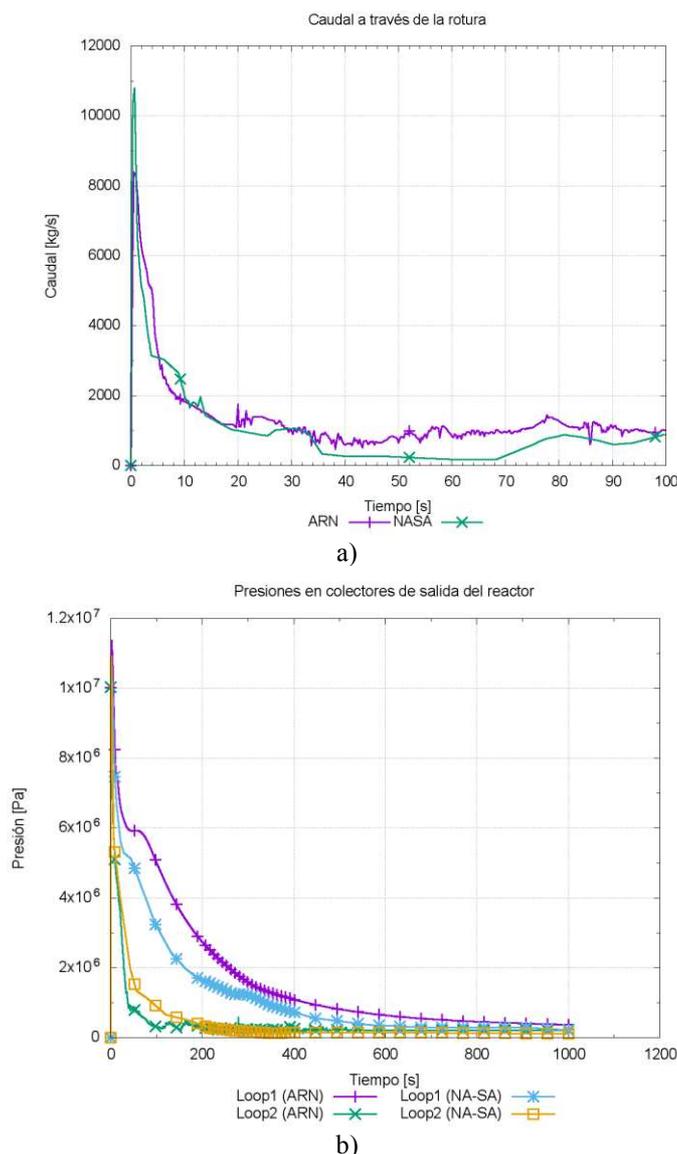


Figura 6: a. Caudal de rotura (lado GV), b. Presiones en colectores de salida del reactor.

La Figura 6-b muestra la presión en colectores de salida del núcleo. La presión en los colectores del circuito dañado (HDR5-7 y HDR6-8) alcanza valores de presión considerablemente menores al circuito intacto. El apagado del reactor y la pérdida de convección forzada aumentan la caída de presión. Durante los primeros segundos (1 a 3 s), se observa una leve sobrepresión en el circuito sano. La misma se debe al incremento de potencia. El valor de presión alcanzado fue suficiente para permitir la apertura de las válvulas de alivio líquido (LRV) por 8 s.

La acción de los sistemas de seguridad se observa claramente en la distribución de presión en los colectores (Ver Figura 6-b). Luego de la aislación de los circuitos, la presión en el circuito sano detiene su caída y se mantiene constante por algunos segundos, luego continúa disminuyendo, pero con una tasa menor. El sistema de aislación de circuitos evita que el circuito sano pierda inventario a través de la rotura. Si hubiera suministro eléctrico, la despresurización alcanzada habría accionado el sistema de protección de las bombas ("Auto-pump trip") luego de los 2 minutos, que si bien no es una acción de seguridad, evitaría la cavitación innecesaria de las bombas principales y la generación de vibraciones que pueden inducir fallas consecuentes.

La Figura 7 muestra el caudal en las cuatro bombas del circuito primario. Como es

de esperar, los canales más comprometidos son los correspondientes al circuito dañado. Los canales agrupados entre los colectores HDR6 y 7 (aguas arriba de la rotura) experimentan una rápida disminución en su caudal, pero el refrigerante continúa circulando en la dirección normal. Por otro lado, los canales agrupados entre los colectores HDR 8 y 5 (aguas abajo de la rotura) muestran una fuerte disminución del caudal hasta que luego de 14 s se invierte el flujo y se descarga mayor cantidad de refrigerante a través del colector 8. Como se analiza al final de esta sección, el efecto de las bombas (alimentadas por el suministro clase IV) sobre la pérdida de refrigerante es despreciable respecto a la fuerte despresurización; de esta manera, la pérdida de clase IV no influye sobre la pérdida de refrigerante. El caudal en los canales del circuito sano no se invierte y su valor disminuye con una tasa considerablemente menor hasta alcanzar un valor estacionario.

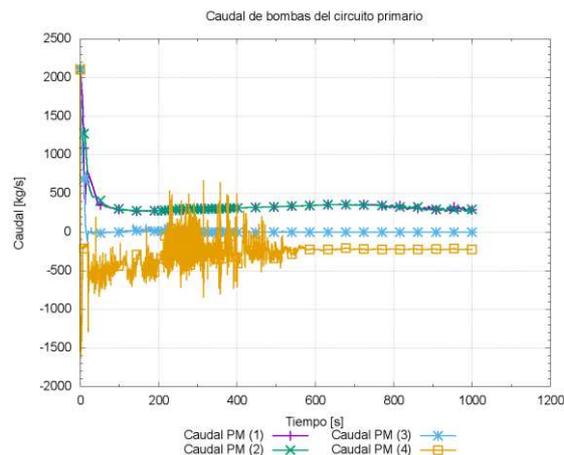


Figura 7: Caudal en zonas hidráulicas del núcleo.

El caudal en las bombas del SPTC muestra un comportamiento de acuerdo con lo mencionado anteriormente (Ver Figura 7). En las bombas 3312-PM3 y 4 (circuito dañado), el caudal disminuye abruptamente. La bomba PM4, donde ocurre la rotura, invierte su caudal. El carácter pulsante se debe a la acción del ECCS de media presión durante la inyección en el núcleo. Estas fluctuaciones desaparecen luego de 500 s. En el circuito correspondiente a la bomba PM3 deja de circular refrigerante debido a la inversión en el flujo. El circuito sano (bombas 3312-PM1 y 2), muestra una disminución inicial del caudal debido al apagado de las bombas. Luego de 100 s, el termosifonado establece un caudal estacionario (300 kg/s).

Para verificar el rellenado del núcleo se comienza por analizar la acción del ECCS. La Figura 8 muestra el caudal inyectado por el ECCS en el SPTC. Durante los primeros 200 s, la distribución de presiones en el SPTC favoreció la inyección en los colectores HDR7 y 8. Estos son los colectores más próximos a la rotura y por lo tanto, parte del caudal se pierde a través de la misma. Luego de 200 s comienza a inyectarse caudal en los colectores HDR5 y 6 del circuito dañado. El circuito sano no reporta ingreso de agua de inyección a lo largo del transitorio debido a que, luego de aislarse los circuitos, no sufre pérdida de inventario. Como se mencionó anteriormente, el carácter pulsante se debe al proceso de rellenado del núcleo mediante el ECCS. Como era de esperar, el ECCS de AP y MP coexisten durante un período de tiempo. Como puede observarse de la Figura 5, la acción del sistema ECCS es similar para ambos modelos. Debido a que el comienzo y fin de cada sistema depende fuertemente del inventario inyectado, se puede inferir que los caudales también son comparables.

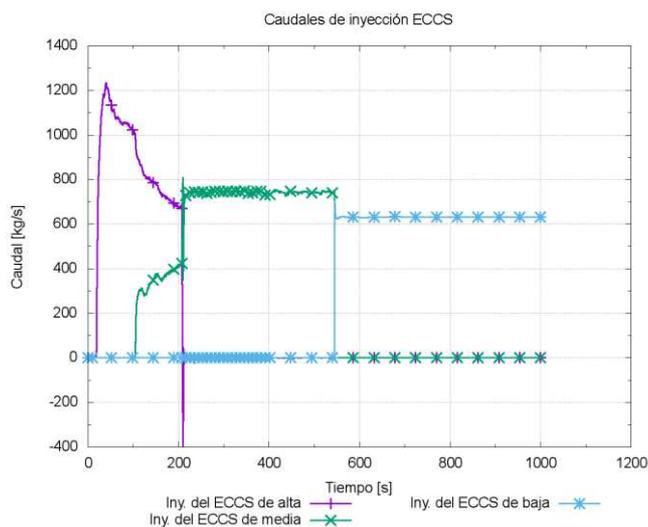


Figura 8: Sistema de inyección del ECCS: Caudales del sistema de alta, media y baja presión.

La Figura 9 muestra la cantidad de vapor promediada en los canales del circuito dañado. Como puede observarse durante los primeros instantes, los canales mostrados que se encuentran aguas abajo de la rotura pierden completamente su inventario líquido. Como se mencionó anteriormente, durante los primeros 200 s, el ECCS-AP inyecta refrigerante en los colectores inmediatos a la rotura. Este caudal se pierde a través de la rotura. Luego de 200 s, la reducida presión del SPTC favorece el ingreso de refrigerante en los canales del circuito dañado a través de los cuatro colectores. De esta manera, los canales del paso¹ 4 condensan prácticamente todo el vapor durante el período de tiempo entre los 200 y 300 s. La permanencia del vapor en los canales que se encuentran aguas abajo de la rotura es mayor. Entre 150 y 500 s el refrigerante ingresa de forma intermitente. En esta etapa compiten dos efectos, la inyección del ECCS y la salida del vapor desde el interior de los canales. Luego de 500 s, se observa que la fracción de vacío en los canales es prácticamente nula por lo que se espera que el combustible se encuentre mayormente sumergido en refrigerante.

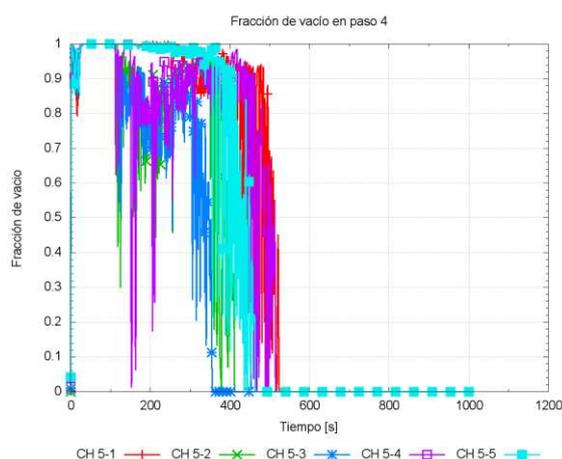


Figura 9: Fracción de vacío en: Paso 4.

¹ Se denomina paso a las regiones del núcleo en las que se dividió para el modelado termohidráulico y neutrónico. Mayores referencias se encuentran en ([Lazarte et al. 2015](#)).

En la Figura 10 se observa la caída de presión en los GVs por el “Crash-cooldown”. Durante los primeros 10 s la presión experimenta un ligero incremento debido al corte de la turbina. Luego de 40 s el “Crash-cooldown” abre completamente las válvulas MSSV y la presión cae con una tasa mayor hasta valores cercanos a la presión atmosférica al final del transitorio.

La despresurización de los GVs favorece la evaporación del fluido del sistema secundario y por lo tanto el inventario disminuye considerablemente. Debido a la menor transferencia de energía en el circuito dañado, los GVs 3 y 4 no muestran una disminución excesiva del inventario. Por otro lado, los GVs del circuito sano muestran una mayor disminución en el inventario. El encendido de la bomba de alimentación auxiliar permite la recuperación de agua en los GVs 3 y 4. En los GVs 1 y 2 el inventario disminuye, pero luego de 800 s alcanza un valor estacionario de 12300 kg. Los GVs 3 y 4 tienen un inventario superior a 25000 kg al final del transitorio.

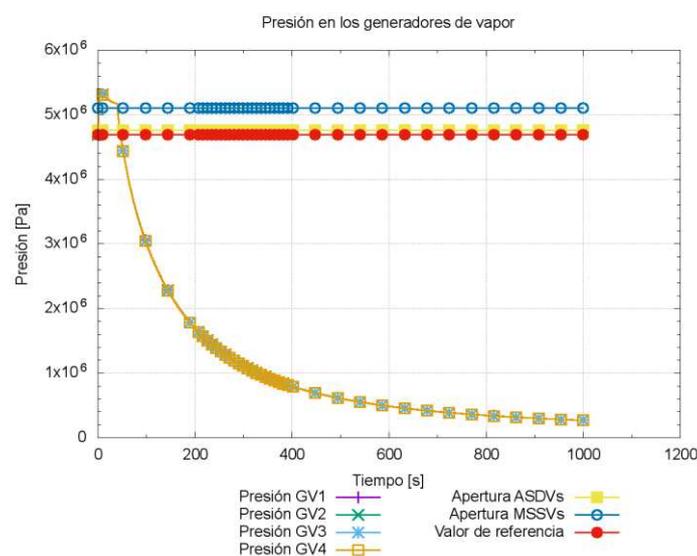


Figura 10: a. Presión en GVs.

La presión en la contención aumenta rápidamente durante los primeros segundos (Ver Figura 11-a), esto se debe a la descarga de refrigerante desde la rotura. En 1.9 s se alcanza la señal de inicio de los rociadores, mientras que el pico máximo de presión ocurre a 8.3 s. Luego del pico de sobrepresión, la misma desciende rápidamente por la acción de los rociadores. El resto del transitorio muestra un comportamiento cíclico en la presión, entre los valores de apertura y cierre de las válvulas de rociadores. La Figura 11-b muestra el inventario total en el Dousing y el límite destinado para los rociadores. Como puede observarse, luego de 1000 s de simulación, el Dousing aún dispone de inventario para mantener la presión dentro del rango definido.

Se debe mencionar que el comportamiento real de la presión puede diferir debido a las limitaciones del modelo, ya que contiene un solo volumen que representa la contención. Para verificar las condiciones más realistas debe utilizarse una herramienta específica para tal fin.

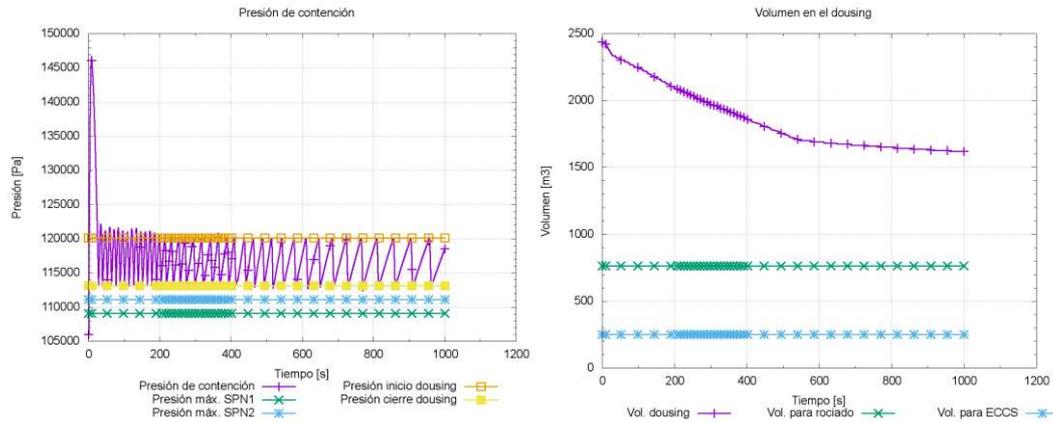
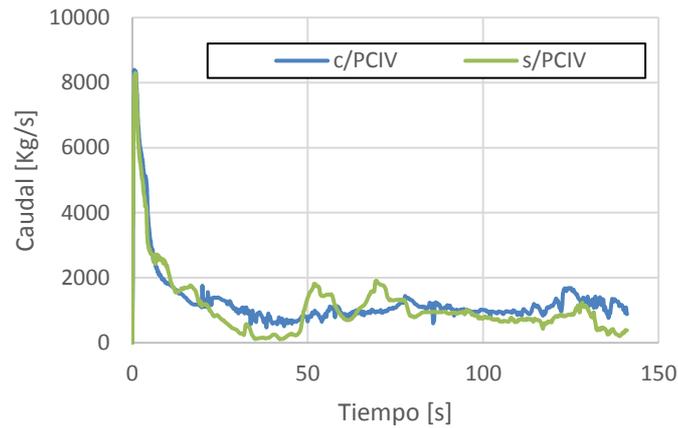


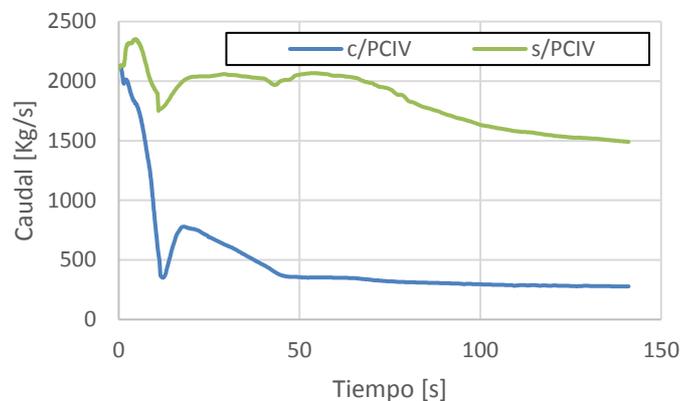
Figura 11: a. Presión de contención, b. Volumen en el Dousing

Para concluir, se analiza la influencia del suministro eléctrico principal sobre el evento postulado, sobre todo en términos de la pérdida de refrigerante a través de la rotura. Para esto se simuló el mismo escenario asumiendo la disponibilidad del suministro eléctrico. En este caso, luego de 141 s las condiciones de presión del SPTC apagan las bombas principales por medio del “Auto-pump trip”. La Figura 12-a muestra el caudal descargado (hasta el inicio del “Auto-pump trip”) a través de la rotura para ambos casos. Como puede observarse en términos de la pérdida de refrigerante, la acción de las bombas no muestra diferencias respecto al caso donde las mismas se detienen al inicio. Esto se debe al tamaño de la rotura; para LOCAs de menor tamaño la disponibilidad del suministro eléctrico puede retener la descarga de inventario a través de la bomba.

Respecto al circuito sano, la disponibilidad del suministro eléctrico aumenta la transferencia de energía hacia el circuito secundario debido a la mayor convección forzada. La Figura 12-b muestra los caudales de la bomba 3312-PM1 correspondiente al circuito sano. En la misma se puede observar la diferencia entre el flujo impuesto por las bombas.



a)



b)

Figura 12: Efecto del suministro CIV: a. Pérdida de refrigerante, b. Caudal en bomba 3312-PM1

4. CONCLUSIONES

Se presentó el resultado de una rotura con pérdida del refrigerante de gran tamaño (LOCA) en la tubería de aspiración de la bomba 3312-PM4 con pérdida del suministro eléctrico principal. El modelo utilizado fue desarrollado en RELAP5 patch 4. Se realizó una comparación con resultados de CATHENA, mostrándose que las tendencias y los tiempos de ocurrencia de los disparos de sistemas de seguridad y acciones que se realizan durante este evento son similares entre sí.

Los resultados obtenidos se encuentran dentro del comportamiento esperado para un accidente de estas características y los sistemas de seguridad muestran su capacidad de mantener el núcleo refrigerado durante el tiempo de análisis. El sistema de apagado del reactor (SP1 y 2) permite mitigar el pulso inicial de potencia.

La inyección de emergencia produce que luego de los 500 segundos, el núcleo se encuentre en estado líquido, asegurando que de esa manera el combustible se encuentre refrigerado. En el circuito sano, luego de la aislación de circuitos, se refrigera mediante termosifonado observándose un aumento de caudal de circulación.

Si bien el modelo de contención es muy sencillo, fue suficiente para mostrar que el incremento de presión debido al vapor en contención y a los gases no condensables puede ser fácilmente controlable con 4 de los 6 dosificadores del Dousing.

AGRADECIMIENTOS

Se agradece la participación del CIMEC (Centro de Investigación de Mecánica Computacional) en el desarrollo del modelo utilizado para este trabajo. También a la colaboración brindada por personal de NA-SA para proveer información adicional requerida.

REFERENCIAS

- Fletcher, C.D., Schultz, E., United States Nuclear Regulatory Commission, RELAP5/MOD3.3 Code manual, 1-8, by Information Services Laboratory Inc., Nuclear Safety Analysis Division, 2010.
- Naundorf, D., Yin, J., Petruzzi, A., Kovtonyuk, A., NUREG/IA-0247 International Agreement Report RELAP5 Simulation of Darlington Nuclear Generating Station Loss of Flow Event, 2011.
- Lazarte A.I., Schiliuk N., Guala M.V., Modelo de la Central Nuclear Embalse con relap5: aplicación para un disparo de turbina. Conferencia AATN 2015.