

ACCIDENTE DE PÉRDIDA DE REFRIGERANTE POR ROTURA DE COLECTOR DE ENTRADA CON INDISPONIBILIDAD DEL SISTEMA DE INYECCION DE EMERGENCIA DEL NUCLEO EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

LOSS OF COOLANT ACCIDENT AT INLET HEADER WITH EMERGENCY CORE COOLING SYSTEM IMPAIRMENTS IN EMBALSE NUCLEAR POWER PLANT

Ricardo Ugarte, Alejandro I. Lazarte^a y Santiago F. Corzo^b

^a*Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), alazarte@arn.gob.ar, Av. Del Libertador 8250, CABA
C1429PNB*

^b*Centro 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. El presente trabajo tiene por objetivo la simulación de un accidente de pérdida de refrigerante primario (LOCA), debido a la rotura de un colector de entrada con indisponibilidad del sistema de inyección de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS). 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 el aumento de potencia que es controlado por los mecanismos de extinción. 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 ECCS. El presente análisis consiste en la verificación de la secuencia del accionamiento de los sistemas de seguridad y los tiempos de disparo de los sistemas de extinción, corroborando el cumplimiento de sus funciones de acuerdo con lo esperado por diseño.

Keywords: Embalse nuclear power plant, LOCA, RELAP5.

Abstract. The objective of the present paper is the simulation of a Loss of Coolant Accident (LOCA) due to an inlet header break with impairments in the Emergency Core Cooling System (ECCS) injection. For this type of reactors, the break leads to a quick coolant discharge causing an increasement of the void fraction and the power which is controlled by the shut-down system. The pressure increasement in the build containment starts the spray system to mitigate this condition. Due to the low primary system pressure (by the loss of coolant) and the high pressure of the build containment, the LOCA trip is reached enabling the ECCS actions. The aim of this analysis is the verification of the safety system actions to guarantee the fulfillment of their functions according to the design.

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 SNAP2.5.8 (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 autores han hecho diversas validaciones de modelos y verificaciones del código para reactores tipo CANDU6 (Lazarte et al. 2015) (Corzo et al., 2016) (Corzo et al., 2017a). 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 35% de dos veces el área transversal del colector de entrada (área de rotura de 0.07455 m²). La rotura produce la descarga del 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. Un escenario de similares características fue analizado por los autores en (Corzo et al., 2017b), donde se estudió un accidente LOCA 60% en la aspiración de una de sus bombas.

Los sistemas de seguridad tienen importancia para evitar las consecuencias del accidente. 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 sistema de “Crash-Cooldown” permite refrigerar el SPTC mediante la apertura de las válvulas de seguridad del sistema secundario y la aislación de circuitos evita la pérdida de inventario desde el circuito que no fue dañado.

Para este estudio se consideró la indisponibilidad del sistema de inyección de emergencia. El objetivo de este trabajo es verificar la efectividad de los sistemas de extinción (SP1 y SP2), como también las funciones secundarias del ECCS y los sistemas de la contención. Los resultados presentados muestran un comportamiento de acuerdo con lo esperado.

2. MODELO DE LA CENTRAL NUCLEAR

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 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” cuyo objetivo es 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.

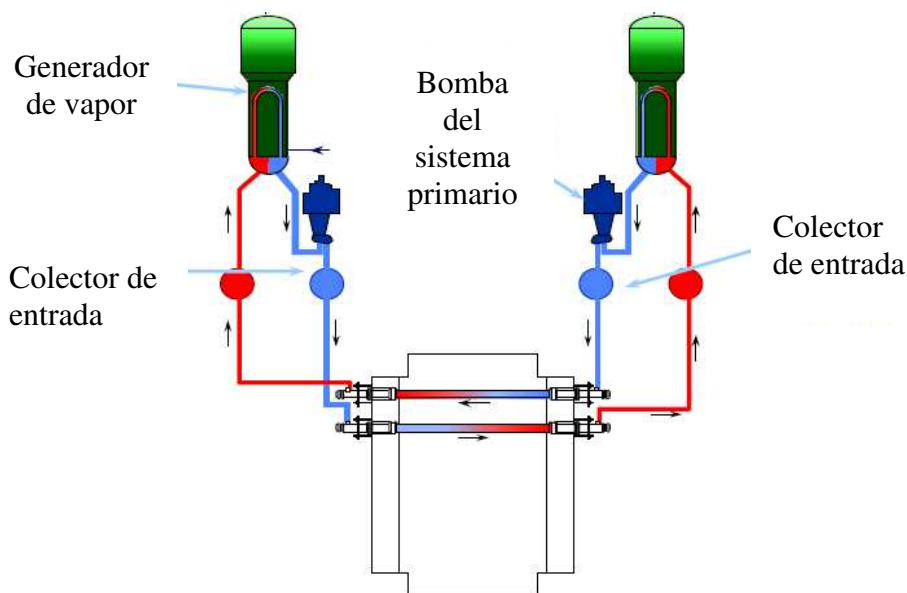


Figura 1: Esquema un circuito de refrigeración del SPTC de un CANDU6.

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.

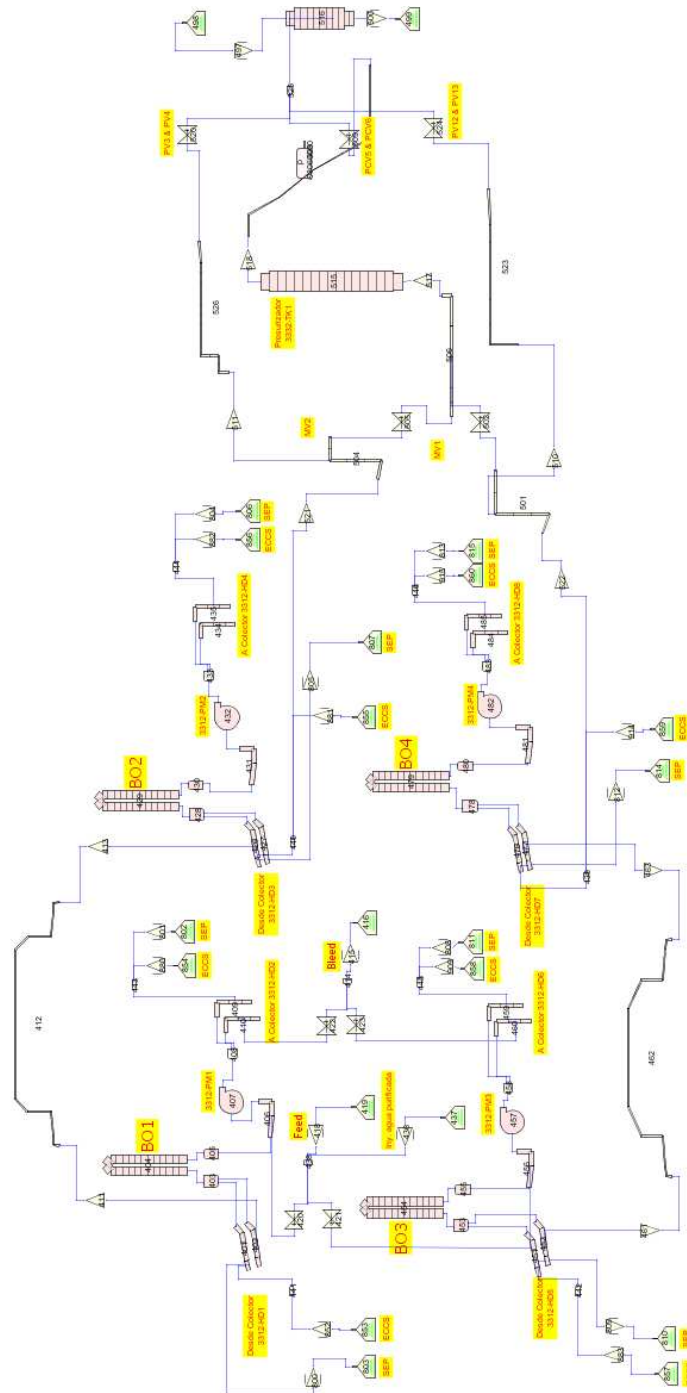


Figura 2: Esquema de la nodalización del SPTC del modelo de la CNE.

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), GVs, líneas de vapor vivo, válvulas reguladoras de nivel de los GVs, 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 GVs 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 GVs 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.

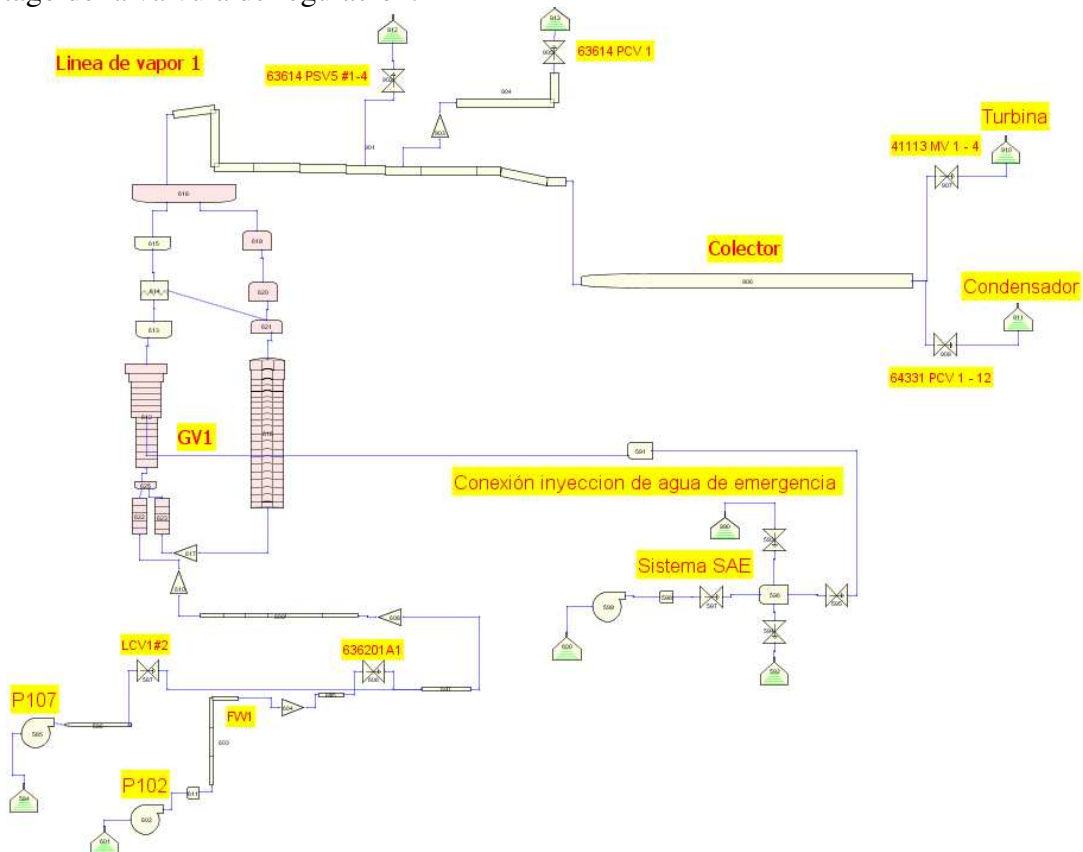


Figura 3: Circuito secundario: una línea de agua de alimentación, GVs, y la correspondiente de vapor.

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 35% (Dos veces el área transversal) en el colector de entrada “8”, (HDR8). La Figura 4 muestra esquemáticamente la posición de la rotura. Se utilizó el modelo de flujo crítico de descarga de Henry-Fauske y se asume que la misma ocurre en 10 ms (instantánea).

La válvula 846 simula esta rotura y descarga el refrigerante a un componente cuya presión corresponde a la presión de la contención (Ver Figura 4). El modelo de contención considera el caudal a través de esta válvula (vapor y líquido) y su entalpía para estimar la presión en la contención. El área de la válvula (0.07455 m^2) corresponde al 35% de la sección transversal de una cañería.

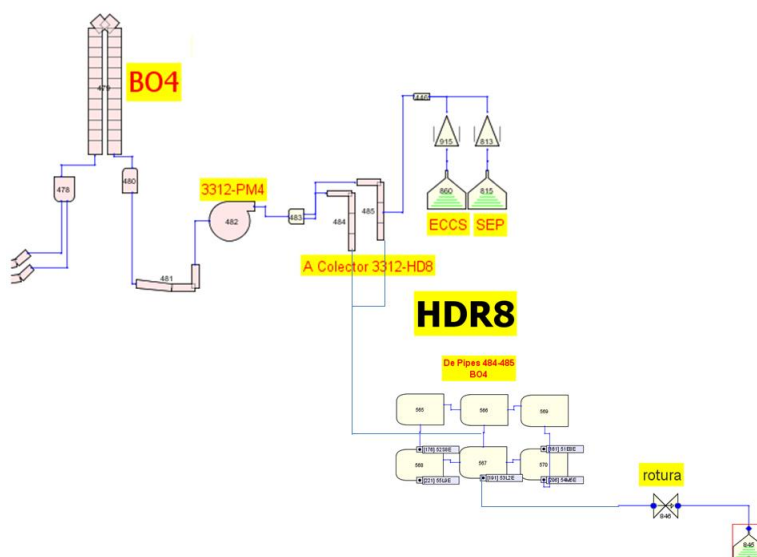


Figura 4: Esquema de la rotura del 35% en el HDR8.

Entre las hipótesis generales del modelo, se asume la pérdida del ECCS 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 causada por una rotura grande con pérdida de refrigerante primario. El inicio del ECCS se acciona con la señal de alta presión en contención y baja presión en 3/3 colectores instrumentados (5.9 MPa). Como se mencionó anteriormente, en este caso no se considera la acción del sistema de inyección aunque se mantienen sus funciones secundarias (“Crash cooldown” y aislación de circuitos).

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

- No se considera envejecimiento (cambio de sección) en los tubos de presión.
- Se considera que el operador no tomará ninguna acción hasta los 2000 segundos.
- Se considera la inercia térmica de las cañerías y componentes más importantes del Sistema primario y del sistema secundario.
- No se considera el control de reactividad en ninguna condición (RRS frozen).
- Se considera disponible el sistema de contención
- Se considera indisponible la inyección del ECCS, aunque se mantienen sus funciones secundarias.
- Disponibilidad de suministro de Clase IV
- Coeficientes de reactividad denominados LOE.
- La potencia inicial del transitorio es 103% PP.
- Se considera que el apagado del reactor ocurre con la segunda señal de disparo del SP2 utilizando la curva de inserción de reactividad del SP1.
- 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 “setpoint” de 5.62 MPa en 3/3 colectores.
- El tiempo de cierre de las válvulas de aislación 3332MV1 y 3332MV2, es de 20 s.
- 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.

4. EVOLUCIÓN DEL TRANSITORIO

Aquí se describe la evolución del evento y los fenómenos más relevantes de un accidente de pérdida de refrigerante. El aspecto más destacado del análisis es la despresurización (“blowdown”) del SPTC. Para analizar este fenómeno, se estudió la evolución de la presión, la fracción de vacío y la potencia del núcleo del reactor.

Luego de una rotura de gran tamaño, la pérdida de inventario es considerable 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. |
| Contención (corto plazo) | Rápido aumento de presión. |
| ECCS | Debe rellenar el núcleo y refrigerar los combustibles. Indisponible en este caso. |

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

En términos generales, una rotura grande en el SPTC presenta la secuencia detallada en la Tabla 3. Allí se resumen los eventos más importantes y se los compara con los resultados obtenidos por NA-SA. Cabe destacar que los resultados son consistentes entre sí respecto a los tiempos en los que ocurren.

| Tamaño rotura 35% | NA-SA | ARN |
|----------------------------------|-------|------|
| Flujo de descarga [Kg/s] | 5700 | 5740 |
| Disparo del reactor [seg] | 0.454 | 0.49 |
| Señal de LOCA [seg] | 16 | 16.7 |
| Aislación de circuitos [seg] | 18.4 | 20.5 |
| Enfriamiento rápido [seg] | 46 | 47 |
| Disparo de bombas del SPTC [seg] | 164 | 157 |

Tabla 3: Secuencia del evento.

En la etapa de "blowdown" al incrementarse la fracción de vacío en el refrigerante primario, se provoca un incremento de potencia debido a la realimentación positiva de reactividad por vacío de refrigerante. En este pulso inicial de potencia, los elementos combustibles experimentan un aumento en su temperatura que luego disminuye al apagarse el reactor.

La caída de presión en el SPTC continua hasta alcanzar el valor de "set-point" de LOCA en los colectores instrumentados sumado a la señal de alta presión en contención (16.7 s). Esta señal iniciaría el sistema de inyección de alta presión que no fue tenido en cuenta para este estudio. El sistema de aislación de circuitos también se inicia luego de alcanzar baja presión en 3/3 colectores instrumentados, cerrando las válvulas al presurizador 3332MV1/2 y las de interconexión a través del sistema de "Feed&Bleed" y purificación (3331MV13/22, 3335MV3/4). El sistema de "Crash-Cooldown" se inicia 30 s desde la señal de LOCA, la acción de este sistema aumenta la evaporación dentro de los GVs por la caída de la presión, favoreciendo la transferencia de calor del SPTC hacia los GVs.

En la Figura 5 se observa el caudal total de descarga a través de la rotura. El resultado obtenido en el presente estudio se compara con los obtenidos por NA-SA. El valor máximo de caudal es 5740 kg/s. La gran diferencia de presiones favorece esta

descarga inicial. Posteriormente a este pico máximo, el caudal cae rápidamente (en aprox. 20 s) debido a la despresurización del SPTC. Luego de 100 s el caudal es insignificante debido a que la presión en el colector dañado se reduce a valores próximos a la presión de contención.

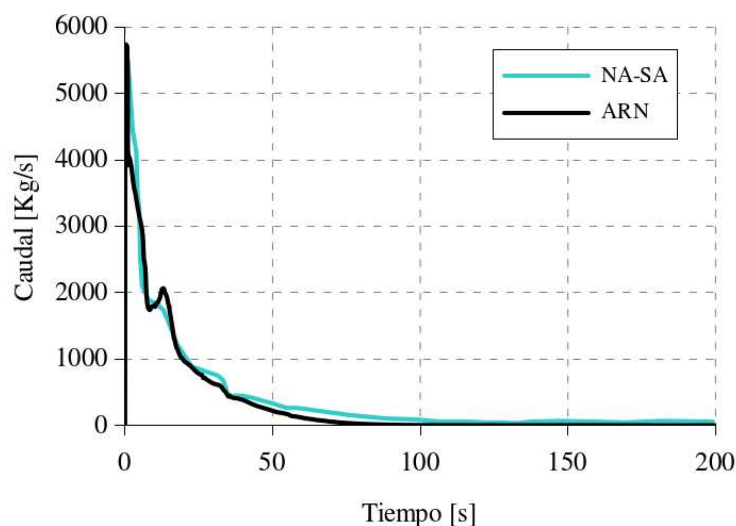


Figura 5: Caudal de descarga en la rotura.

La despresurización en los colectores de entrada y salida correspondientes al circuito dañado se muestra en la Figura 6-a y Figura 6-b. La presión en los colectores del circuito dañado (HDR8-7) alcanza valores de presión considerablemente menores al circuito intacto.

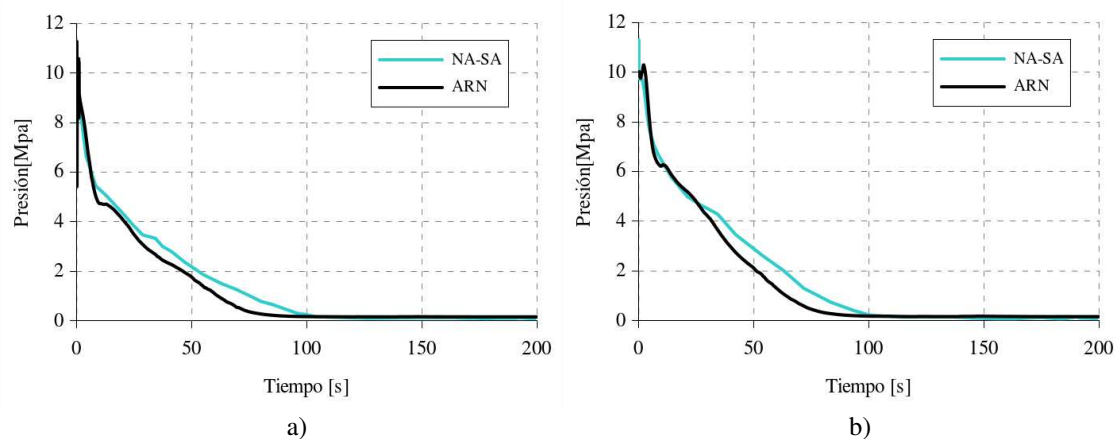


Figura 6: Presión en colectores del SPTC: a) Colector de entrada HDR8, b) Colector de salida HDR7.

La acción de los sistemas de seguridad se observa claramente en la distribución de presión en los colectores (Ver Figura 6). 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. La despresurización alcanzada acciona el sistema de protección de las bombas (“Auto-pump trip”) luego de 2 minutos, que si bien no es una acción de seguridad, evita 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 pasos 3 y 4 (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.

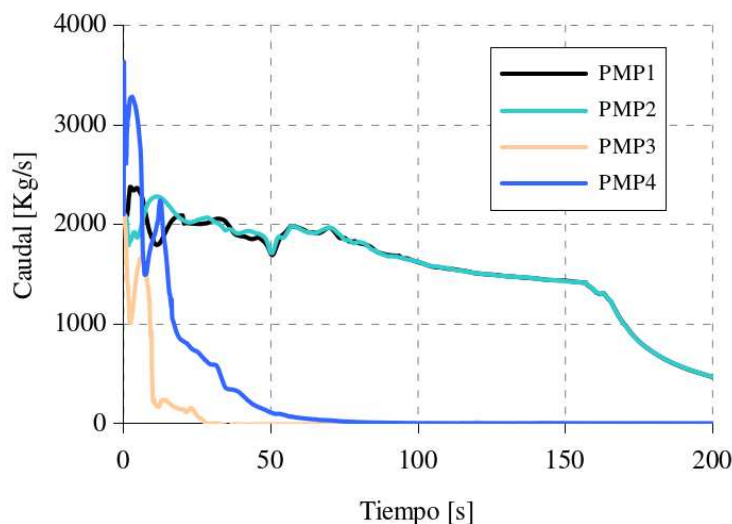


Figura 7: Caudal de las bombas principales del SPTC

El efecto de las bombas principales del SPTC sobre la pérdida de refrigerante es despreciable respecto a la fuerte despresurización. Luego del apagado de las bombas (157 s), el caudal en el circuito sano disminuye su valor hasta alcanzar el valor estacionario establecido por el termosifonado (300kg/s). Este caudal de refrigeración por termosifonado, sumado a la aislación de circuitos garantiza la refrigeración del circuito sano a través de los GVs.

Durante los primeros segundos (1 a 8 s), se produce una leve sobre-presión 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 (Ver Figura 8).

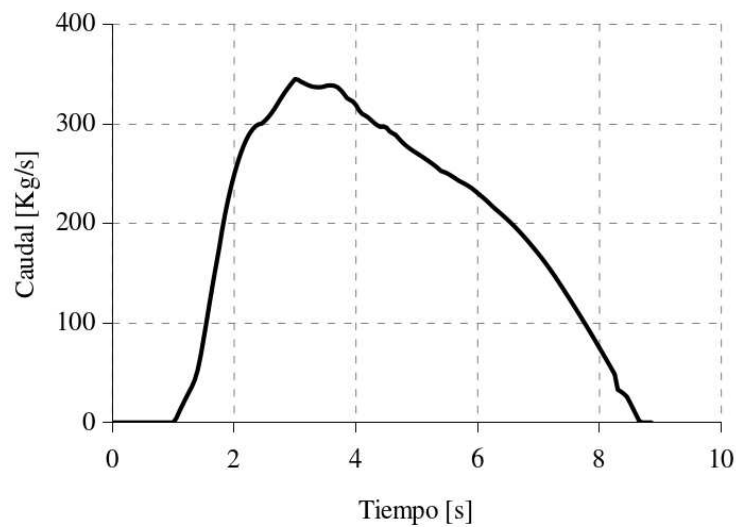


Figura 8: Caudal de alivio del SPTC.

La pérdida de refrigerante desde los canales del núcleo y el pico de sobre-potencia aumentan la temperatura del refrigerante durante los primeros 20 s (Ver Figura 9). Luego, la evaporación del refrigerante y la acción del sistema de “Crash-Cooldown” reducen la temperatura del SPTC. Al perderse la capacidad de refrigeración hacia el secundario la temperatura comienza a incrementarse luego de 50 s.

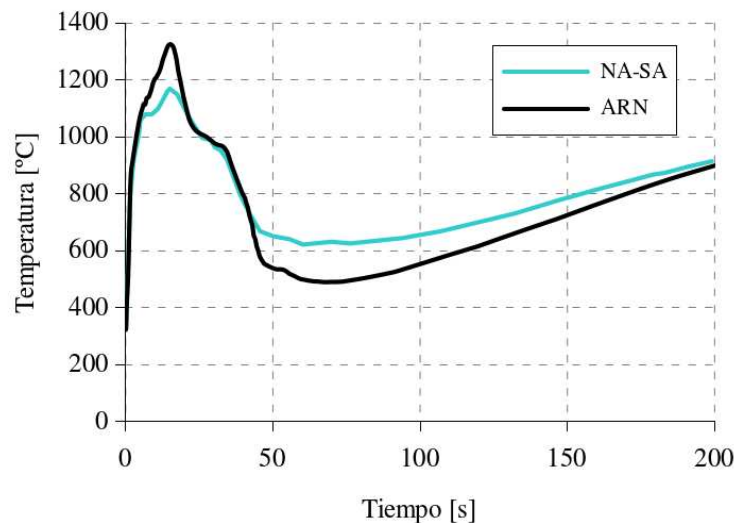


Figura 9: Temperatura máxima en el paso 4

La presión en la contención aumenta rápidamente durante los primeros segundos (Ver Figura 10-a), esto se debe a la descarga de refrigerante desde la rotura. En 2.5 s se alcanza la señal de inicio de los rociadores, mientras que el pico máximo de presión ocurre a 7.5 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 10-b muestra el inventario total en el “Dousing”. Como puede observarse, el “Dousing” aún dispone de inventario para mantener la presión dentro del rango definido.

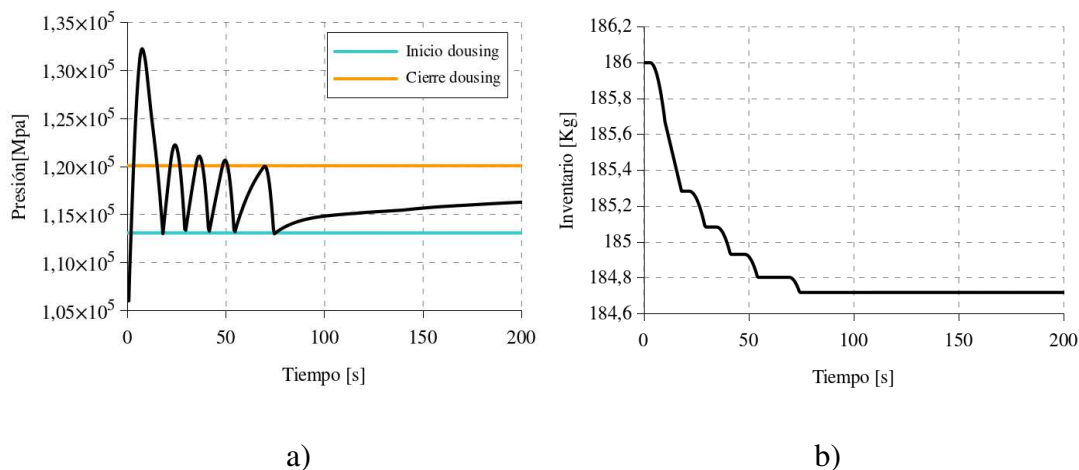


Figura 10: a) Presión en la contención, b) Nivel del "Dousing"

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.

La Figura 11 muestra el inventario líquido en los GVs. Debido a la pérdida de refrigerante del circuito dañado y por lo tanto la menor transferencia de energía, los GVs 3 y 4 muestran un aumento del inventario mayor a los GVs correspondientes al circuito sano. El apagado del reactor y sumado a la disponibilidad del Sistema de agua de alimentación, luego de 20s el inventario comienza a aumentar en todos los GVs. La disponibilidad de inventario en los GVs garantiza la refrigeración del circuito sano.

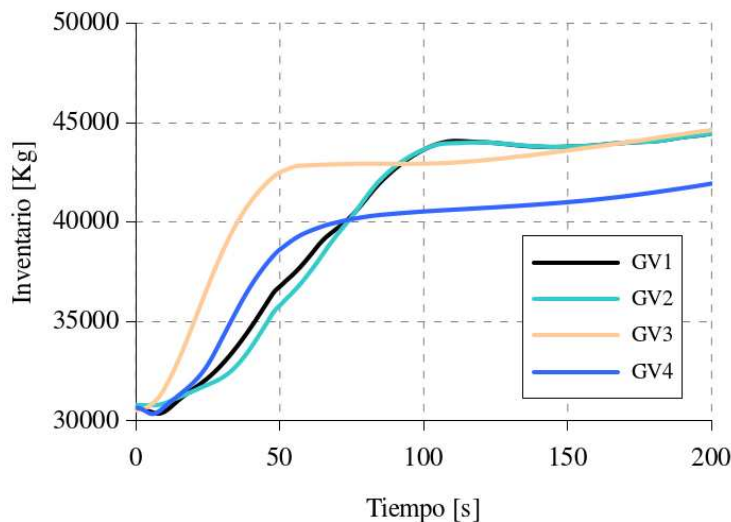


Figura 11: Inventario de los Generadores de vapor

4. CONCLUSIONES

Se presentó el desarrollo, estudio y resultados de un evento de rotura con pérdida del refrigerante (LOCA) del 35% en un colector de entrada de la CNE. Sumado a este evento iniciante se asume la indisponibilidad del sistema de inyección de emergencia del ECCS. El modelo utilizado fue desarrollado en RELAP5 patch 4. Se realizó una verificación con resultados de CATHENA, mostrándose que las tendencias y los tiempos de ocurrencia de los disparos de los 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) evita la excursión de potencia. El sistema de aislación permite que el circuito sano no pierda refrigerante hacia el circuito dañado y el sistema de “Crash-Cooldown” permite refrigerar ambos circuitos durante la primera etapa del análisis. Por un lado el circuito sano muestra una correcta refrigeración por medio del termosifonado. El circuito dañado refrigera el núcleo durante los primeros instantes y al perder refrigerante o evaporarse, la refrigeración del núcleo se degrada. Al no disponer del sistema de inyección, se espera que el núcleo se sobrecaliente hasta provocarse la rotura del tubo de presión más solicitado. Luego de esto, el moderador puede proveer un nuevo sumidero de calor para la refrigeración. Este estudio no fue incluido en el presente trabajo.

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 controlado con 4 de los 6 dosificadores del “Dousing”. Por lo tanto, en el tiempo simulado, no se esperan fallas en la contención.

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., Petrucci, 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.
- Corzo S.F., Guala M.V., Lazarte A.I., Modelo de la central nuclear Embalse con RELAP5: Accidente de pérdida de refrigerante en la tubería de aspiración de una de sus bombas. XXIII Congreso de Métodos Numéricos y sus Aplicaciones (ENIEF), La Plata, 2017.
- Corzo S.F., Guala M.V., Lazarte A.I., Estudio Termo-hidráulico de la pérdida del

suministro eléctrico externo en la Central Nuclear Embalse utilizando RELAP5. Asociación Argentina De Tecnología Nuclear (AATN), Buenos Aires, 2017.

Corzo S.F., Schiliuk N., Lazarte A.I., Modelo de la Central Nuclear Embalse con RELAP5: Rotura de línea de vapor dentro de la contención. Asociación Argentina De Tecnología Nuclear (AATN), Buenos Aires, 2016.