

**Shock térmico presurizado.**  
**Condiciones termohidráulicas en el recipiente**  
**de presión de la CNA-I**

Ventura, M.A. y Rosso, R.D.

**AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR**

Av. del Libertador 8250  
(1429) Ciudad de Buenos Aires, ARGENTINA  
Telefax (011) 4704-1171/1188  
<http://www.arn.gov.ar>

# SHOCK TÉRMICO PRESURIZADO

## CONDICIONES TERMOHIDRÁULICAS EN EL RECIPIENTE DE PRESIÓN DE LA CNA-I

Ventura, M.A. y Rosso, R. D.

Autoridad Regulatoria Nuclear  
Argentina

### RESUMEN

Se analizan varios trabajos vinculados al estudio de los fenómenos que pueden tener lugar en el recipiente de presión (RPV) de la central Atucha I (CNA-I) presentado por Núcleo Eléctrica Argentina SA. Este análisis se considera de utilidad para sacar conclusiones y fijar criterios para asegurar la integridad en el mismo. En particular se analiza el efecto que se produce en el downcomer durante la inyección de agua fría por parte de los sistemas de emergencia (fenómeno de shock térmico presurizado: PTS)

Se efectúa la revisión del informe de Ref.[1]. En este informe se obtuvieron resultados para diferentes casos postulados de roturas en cañerías del primario, apertura inadvertida de la válvula de seguridad del presurizador, rotura doble guillotina de la línea de vapor vivo dentro de la contención y actuación inadvertida de los calefactores del presurizador en condiciones frías.

Los modelos de cálculo se ajustaron a las experiencias realizadas en la facilidad experimental UPTF. Se postula que los fenómenos que ocurren en la facilidad UPTF son representativos de los que sucederían en la realidad de la CNA-I. Esta asunción, sin un adecuado estudio de escala (system scaling), en principio, invalidaría dichos resultados o al menos pondría en duda su veracidad.

De las evoluciones temporales de las temperaturas en la superficie interior del RPV de la CNA-I, correspondientes a los casos anteriormente enumerados, se puede concluir que dichas temperaturas están en el entorno de los 40°C.

Se analizaron los trabajos Ref. [2-12], que reflejan los resultados obtenidos a partir de simulaciones termo hidráulicas que permitieron una mejor aproximación al análisis de PTS para el reactor de CNA-I. Se puso especial interés en estudiar los sistemas de emergencia que se usan para el enfriamiento del núcleo, en especial el TJ de baja presión y su influencia en la temperatura de la pared en el recipiente de presión. Se usaron una serie de hipótesis conservativas que analizamos en este informe.

### ABSTRACT

In this paper we analyze several reports issued by the Utility (Nucleo Eléctrica S.A.) and related to Reactor Pressure Vessel (RPV) phenomena in the CNA-I Nuclear Power Plant. These analyses are aimed at obtaining conclusions and establishing criteria ensuring the RPV integrity. Special attention was given to the effects of ECCS cold-water injection at the RPV downcomer leading to pressurized thermal shock scenarios.

The results of Ref. [1] are reviewed firstly. The results deal with hypothetical primary system pipe breaks of different sizes, the inadvertent opening of the pressurizer safety valve, the double guillotine break of a live steam line in the containment and the inadvertent actuation of pressurizer heaters.

Modeling conditions were setup to represent experiments performed at the UPTF, under the hypothesis that they are representative of those that, hypothetically, may occur at the CNA-I. No system scaling analysis was performed, so this assertion and the inferred conclusions are not fully justified, at least in principle.

The above mentioned studies, as shown in Ref. [1], indicate that the RPV internal wall surface temperature will be nearly 40°C.

References [2-12] have been reviewed. It was concluded that they allowed a better approximation of PTS phenomena in the RPV of the CNA-I. Special emphasis was made on the influence of the ECCS systems on the attained RPV wall temperature, particularly the low-pressure TJ water injection system. Some conservative hypothesis made, are discussed in this report.

## 1. INTRODUCCIÓN

Se analizan los fenómenos que pueden tener lugar en el RPV de la CNA-I, en particular en el downcomer durante la inyección de agua fría por parte del sistema de seguridad de emergencia (ECC). Esta inyección se efectúa en el "loop seal", Figura 1.1, del sistema primario.

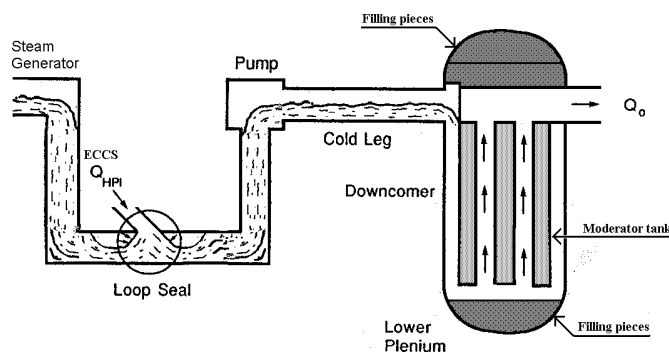


Figura 1.1

El análisis para cada transitorio relevante en el estudio del shock térmico presurizado (PTS), está dividido en una parte termohidráulica y una parte fractomecánica. Nos ocupamos, en este caso únicamente de la parte termohidráulica. Ésta a su vez comprende dos niveles:

- 1) Son calculados los parámetros globales (presión absoluta del sistema primario, circulación natural, caudales, inyección de sistemas de seguridad) con un código de sistemas físicos. El código es RELAP5/Mod3.2.
- 2) En otro nivel son determinadas con el código KWU-MIX, la distribución de la temperatura del fluido y la distribución del coeficiente de transferencia de calor de la pared del downcomer al fluido en el RPV. Estas distribuciones junto a los valores tomados desde el código de sistemas son necesarias como datos de entrada para el subsiguiente análisis fracto-mecánico. El código KWU-MIX contiene modelos de ingeniería que están principalmente basados en resultados de los experimentos UPTF (Upper Plenum Test Facility), Figura 1.2, Ref. [13] y en algunos resultados obtenidos en las experiencias CREARE, Figura 1.3, Ref. [14-21].

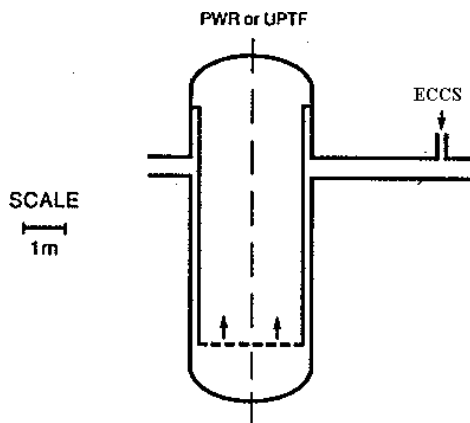


Figura 1.2

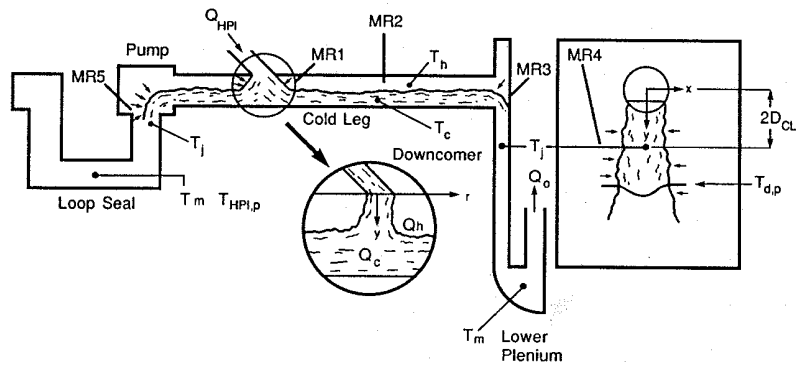


Figura 1.3

Además se efectúa un estudio del comportamiento de los sistemas de seguridad, en particular del TJ de baja presión con respecto a los fenómenos de enfriamiento de la pared del RPV. Se obtuvieron conclusiones con respecto a los tiempos de ocurrencia de los diferentes procesos involucrados. Se propusieron una serie de medidas de carácter ingenieril a fin de mitigar los efectos de estos procesos y reducir de esta manera las incertezas involucradas.

## 2. CÓDIGO KWU-MIX

Se describen los modelos sobre los que se basa el código KWU-MIX. Estos modelos describen el comportamiento de chorros flotantes verticales (vertical buoyant jets), junto con un análisis de las condiciones globales de borde.

Se postula que en caso de flujo estancado, se produce el mezclado térmico y una pluma que enfriará la pared del RPV cuando el downcomer y la rama fría están totalmente llenos de agua. Una corriente fría causada, tanto en el caso de la inyección de agua por parte del ECC o por incremento de la remoción de calor desde el primario al lado secundario en el loop afectado, fluye desde la rama fría hacia el RPV y se derrama por el downcomer, formando un chorro flotante casi planar o pluma (a quasi-planar buoyant jet or plume).

Una considerable parte del punto 2 del informe se dedica a demostrar que los modelos incorporados al código KWU-MIX reproducen con una buena aproximación los resultados experimentales obtenidos en los ensayos realizados en la facilidad UPTF (Upper Plenum Test Facility).

La temperatura del agua a la entrada del núcleo se calcula aplicando el balance de masa y energía al volumen constante de mezcla con la siguientes condiciones de borde:

- 1) Los caudales de entra y salida del volumen de mezcla son iguales.
- 2) La entalpía específica del agua que sale del volumen de mezcla es igual a la entalpía específica media del agua en el volumen de mezcla. Esto únicamente sucede en caso de que la rotura sea en la rama caliente, es decir que no hay flujo desde el núcleo hacia el downcomer.
- 3) Basada en resultados experimentales la temperatura del agua caliente contenida en el downcomer y en el lower plenum, por fuera del chorro, se establece igual a la temperatura a la entrada del núcleo.

- 4) El cálculo de la temperatura global de la mezcla comienza cuando se establece el flujo estacionario, en el lado primario. Entre 0s (rotura) y hasta que se establece el estacionario, se supone mezcla ideal en el sistema primario debido al detenimiento de las bombas.
- 5) Se adhiere al modelo de Chen desarrollado en base a datos de pluma plana y ajustado con los datos experimentales del UPTF-TRAM C1, Ref. [22] y Ref. [23].
- 6) La correlación de Dittus-Bolter representa en forma adecuada la transferencia de calor que tiene lugar desde las paredes del RPV al chorro flotante.

De acuerdo a la hipótesis formulada en el punto 5), el modelo de Chen es sólo aplicable a geometrías muy semejantes a la de UPTF. En la UPTF el ancho del gap del downcomer es 0,25 m en la región del simulador del núcleo, mientras que en CNA-I el correspondiente ancho del gap es 0,09 m. Esto puede tener efectos considerables en la temperatura del agua y en la velocidad a lo largo de la línea central de la pluma. Además en la CNA-I, el ancho del gap varía desde 0,1595 m, cerca de la elevación de la rama fría hasta 0,09 m en la región del núcleo. En la UPTF la variación es desde 0,21 m a 0,25 m.

Esta distorsión en la escala geométrica definida por las dimensiones de la facilidad experimental UPTF y las dimensiones correspondientes de la CNA-I, conduce a su vez a una distorsión en la escala cinemática definida por los regímenes de fricción que tienen lugar en el downcomer.

A fin de tener en cuenta estas distorsiones, se descarta el modelo de Chen y se reformula el modelo de Fox para chorros flotantes en un ambiente estratificado Ref. [24]. La reformulación del modelo de Fox se efectúa en base a los resultados experimentales del UPTF, postulando la no-estratificación térmica por fuera de los chorros.

En las Figuras UPTF\_1 a UPTF\_31 se comparan resultados de cálculos obtenidos con los modelos de Chen y Fox contra los experimentales obtenidos de UPTF (advertir que no se comparan con valores de CNA-I).

En función de estas comparaciones, se extiende la validez de este modelo de Fox modificado a los de los fenómenos que pueden ocurrir en el downcomer del RPV de la CNA-I.

## **2.1. Condiciones iniciales y de borde para los cálculos con KWU-Mix**

Las condiciones iniciales y globales de borde, quedan definidas por los análisis del comportamiento de la CNA-I frente a diferentes transitorios accidentales y no operacionales, realizados por los Ings. Mazzantini y Serrano de la NASA a través de la utilización del código Relap5/mod.3.

Se obtuvieron resultados para diferentes casos postulados de roturas en cañerías del primario, apertura inadvertida de la válvula de seguridad del presurizador, rotura doble guillotina de la línea de vapor vivo dentro de la contención y actuación inadvertida de los calefactores del presurizador en condiciones frías.

## **3. CASOS ANALIZADOS**

Los diferentes casos que se tomaron en consideración en el informe de la Ref. [1] fueron:

- a) Rotura de 10 cm<sup>2</sup> en la rama caliente.
- b) Rotura de 20 cm<sup>2</sup> en la rama caliente.

- c) Rotura de 50 cm<sup>2</sup> en la rama caliente.
- d) Rotura de 100 cm<sup>2</sup> en la rama caliente.
- e) Rotura de 200 cm<sup>2</sup> en la rama caliente.
- f) Rotura doble guillotina en una la rama caliente.
- g) Rotura en el loop seal: 500 cm<sup>2</sup>.
- h) Apertura inadvertida de la válvula de seguridad del presurizador.
- i) Rotura 2ª en la línea principal de vapor vivo dentro de la contención.

En la Figura 3.1 se muestran las evoluciones temporales de las temperaturas en la superficie interior del RPV de la CNA, obtenidas del informe de referencia, correspondientes a los casos anteriormente enumerados. En todos los caso la temperatura final cae en un entorno de alrededor de los 40°C.

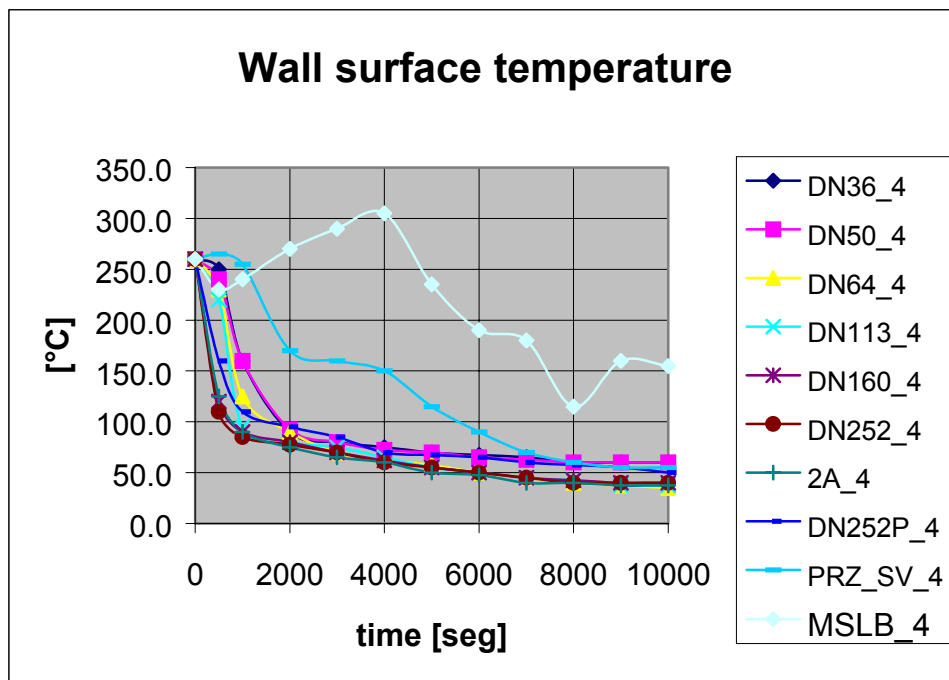


Figura 3.1

#### 4. OBSERVACIONES

En la Ref. [25], se efectúa un análisis comparativo entre diferentes facilidades experimentales con la finalidad de obtener criterios y datos experimentales concluyentes con respecto al fenómeno descrito como shock térmico en recipientes de presión originado por transitorios de sobre enfriamiento. En dicha referencia, se estudia un transitorio de este tipo en la facilidad experimental UPTF. Al cabo del cual se concluye que el fenómeno de estratificación que tiene lugar en la rama fría frente a un transitorio de este tipo, es en si misma una característica propia de esta facilidad y no representa por tanto, ningún tipo de fenómeno real que tenga lugar en una planta núcleo-eléctrica real.

## 5. ANÁLISIS DE LA RELEVANCIA DE LOS SISTEMAS DE EMERGENCIA EN EL ENFRIAMIENTO DE LA PARED DEL RPV

En el estudio de las simulaciones termohidráulicas Ref. [26], que permitieron una mejor aproximación al análisis del PTS para el reactor de CNA-I, se usaron una serie de hipótesis conservativas, Ref. [2-12]. Se considera instructivo analizar las más relevantes

### 5.1. Hipótesis conservativas

- *Las bombas QP se desconectan con la señal de corriente de emergencia:*

Estas bombas impulsan el agua proveniente del tanque del moderador que está a 190°C aproximadamente. Al desconectarlas se evita el calentamiento parcial del agua inyectada por el sistema de refrigeración de emergencia, lo que implica que de no desconectarlas la temperatura sería más alta.

- *Los acumuladores inyectan con las señales NZ53 o NZ52.*
- *Los tanques de inundación descargan con las señales NZ53 o NZ52.*

O sea que los tanques de inundación actúan a la misma señal que la inyección de los acumuladores. La temperatura del agua en los acumuladores es 27°C.

- *Temperatura del río 11°C (sistema UK).*
- *Condiciones de los intercambiadores QK: las nominales.*
- *Temperatura del sistema del moderador: 177°C*

### 5.2. Activación de Sistemas de emergencia (TJ) para enfriamiento del núcleo

Para que se activen o desactiven los distintos sistemas de emergencia, deben producirse distintas señales.

Para que los acumuladores QH01(TJ51-52) o QH02(TJ61-62) comiencen a inyectar, debe cumplirse que:

**Para rotura pequeña**, se dispara la señal NZ52

- Nivel en el presurizador < 0,8m (NZ22)
  - P (rama caliente) < 104 at (NZ24)
  - Presión en Loop Seal < 40 at
  - Inventario de agua en acumuladores > 2m<sup>3</sup>
- } NZ52

**Para rotura grande**, se dispara la señal NZ53

- Gradiente de presión (dp/dt) < 1 (NZ26)
  - P (rama caliente) < 104 at (NZ24)
  - Presión en la rama caliente < 40 at
  - Inventario de agua en acumuladores > 2m<sup>3</sup>
- } NZ53



Para que terminen de inyectar los acumuladores, debe cumplirse que:

**Para rotura pequeña,**

- Inventario de agua en acumuladores  $< 2\text{m}^3$ , y/o
- Rellenado y represurización del sistema

**Para rotura grande,**

- Inventario de agua en acumuladores  $< 2\text{m}^3$

Para que comiencen a actuar las bombas de inyección de baja presión TJ11 o TJ12, debe cumplirse que:

**Para rotura pequeña,** se dispara la señal NZ52

- Presión en el intercambiador de calor del moderador QK01  $< 25 \text{ at}$

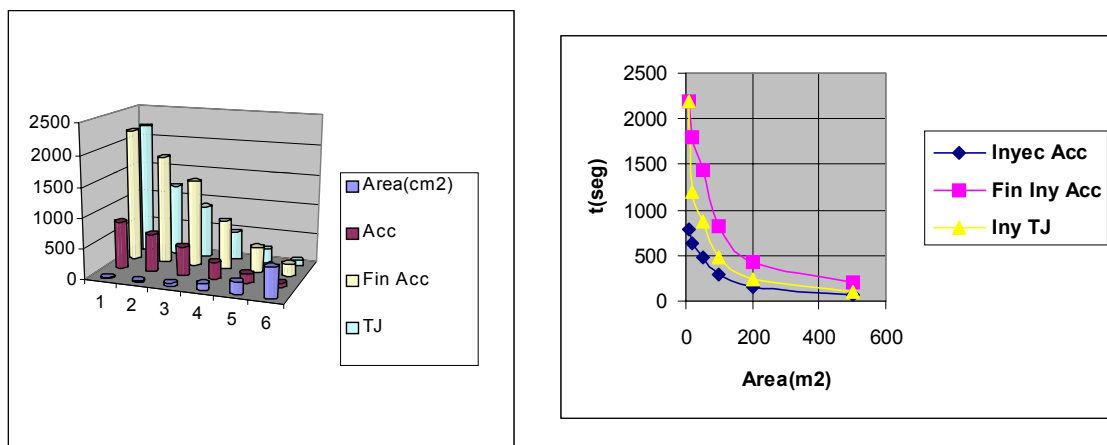
**Para rotura grande,** se dispara la señal NZ53

- Presión del intercambiador de calor del moderador QK01  $< 25 \text{ at}$

## 6. ROL DE LOS DISTINTOS SISTEMAS DE EMERGENCIA EN EL ENFRIAMIENTO

La influencia de los sistemas de refrigeración de emergencia en el proceso de enfriamiento de la pared varía según el tamaño de la rotura.

Es de interés considerar el tiempo en que comienza la inyección de los acumuladores, el de fin de la misma y el de inicio de la inyección de agua desde el sumidero por las bombas TJ, Figuras. 6.1.

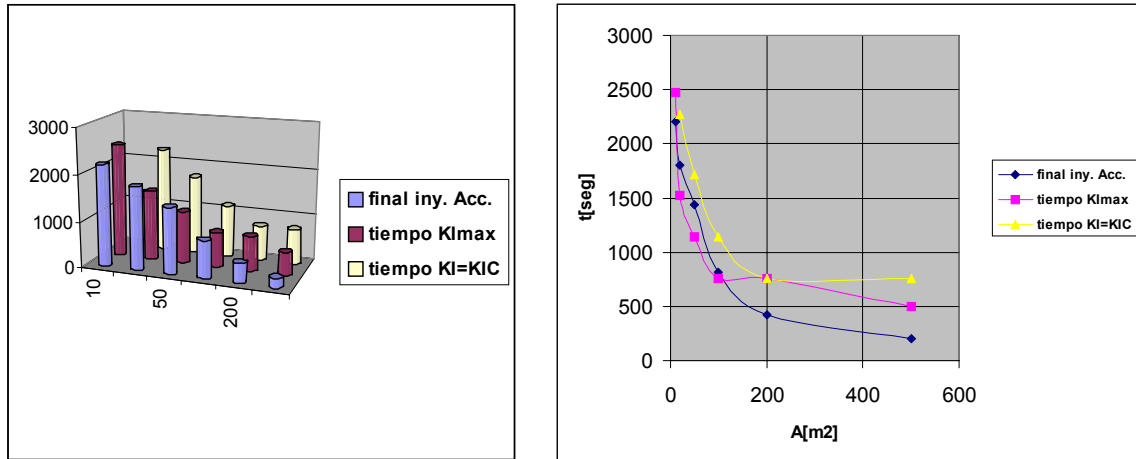


**Figuras 6.1.** Tiempo en que terminan de inyectar los acumuladores y en que comienzan a actuar las bombas TJ de baja presión, según el área de la rotura

Cuando más grande es el área de la rotura, antes comienzan y terminan de actuar los acumuladores y comienzan a inyectar las bombas TJ.

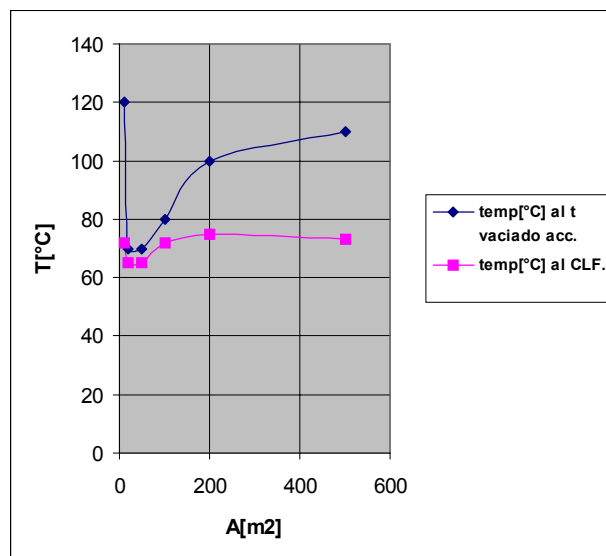
### 6.1. Análisis para rotura de 200 cm<sup>2</sup> o más:

Los acumuladores finalizan su inyección (por vaciado), antes de alcanzarse el  $K_i$  (máxima tensión que se produce cuando se establece el máximo gradiente radial de temperatura en la pared del RPV). Esto indica que su influencia no es muy importante en el desarrollo del gradiente máximo de la pared. Transcurre más tiempo hasta la CLF (condición limitante desde el punto de vista fractomecánico, contacto curvas  $K_i$  y  $K_{ic}$ ), Figuras 6.1.1.



**Figuras 6.1.1.** Tiempo en que finaliza la inyección de los acumuladores, en que  $K_i$  es máximo y en que  $K_i = K_{ic}$

Si bien los acumuladores participan en el enfriamiento inicial de la pared del recipiente de presión, su influencia es limitada a un intervalo de tiempo corto y alcanza a desarrollar sólo un gradiente parcial en el interior de la pared. Las temperaturas en que se alcanza el CLF en el momento del vaciado de los acumuladores, son bastante mayores que las correspondientes al tiempo en que  $K_i$  iguala a  $K_{ic}$ , Figuras 6.1.2, lo que también induce a afirmar que los acumuladores juegan un papel secundario en el enfriamiento de la pared.



**Figura 6.1.2.** Temperatura a la que se vacían los acumuladores y a la que se alcanza CLF

La CLF será entonces alcanzada por el enfriamiento posterior del agua proveniente del sumidero de la esfera de contención impulsada por las bombas TJ e inyectada en el sistema luego de su enfriamiento en los intercambiadores del moderador. La temperatura del agua en el sumidero de la contención y a la salida de los intercambiadores QK, en el momento en que se alcanza la CLF, es la temperatura del agua que es inyectada por las bombas TJ en el sistema primario en ese tiempo.

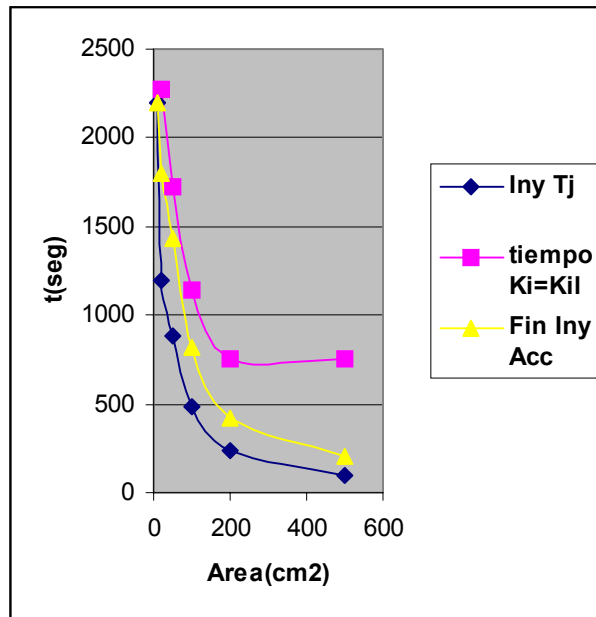
### 6.2. Análisis para roturas entre 20 cm<sup>2</sup> y 200 cm<sup>2</sup>:

Los acumuladores se vacían en este caso, antes que  $K_i$ , sea igual a  $K_{ic}$  y después de llegar al gradiente máximo de temperatura en la pared, Figuras 6.1.1.

Al reducirse el tamaño de la rotura los caudales provenientes de los acumuladores son cada vez menores. Hay momentos en que actúan a la vez la inyección de los acumuladores y el agua de las bombas TJ y se mezclan en el loop seal. En esos lapsos hay veces que la inyección de los acumuladores es muy baja o nula.

### 6.3. Análisis para roturas menores a 20 cm<sup>2</sup>:

Los acumuladores dejan de inyectar mucho antes que se llegue al CLF y, en este caso, antes también que se llegue al gradiente máximo, Figuras 6.1.1. Como en el caso anterior ocurre que algunas veces actúen las bombas del TJ y que consecuentemente dejen de inyectar los acumuladores sin haberse vaciado totalmente. Como en el caso 6.1 las temperaturas al tiempo del CLF son menores que las alcanzadas al momento del vaciado de los acumuladores, Figura 6.1.2.



**Figura 6.3.1.** Tiempos en que comienza la inyección de las bombas TJ, en que se alcanza la CLF y en que finaliza la inyección de los acumuladores

## 7. CONCLUSIONES

Los modelos de cálculo en que se basa el código KWU\_MIX se ajustaron a las experiencias realizadas en la facilidad experimental UPTF. En consecuencia, se postula que los fenómenos que ocurren en la facilidad UPTF son representativos de los que sucederían en la realidad de la CNA-I.

El hecho de extrapolar que los fenómenos termohidráulicos de las experiencias realizadas con la facilidad UPTF, son representativos de los que tendrían lugar en la realidad del RPV de la CNA-I sin un adecuado estudio de escala (system scaling), en principio invalidarían dichos resultados o al menos pondría en duda su veracidad.

La evaluación de las importancias relativas de las distorsiones de escala, son necesarias para asegurar que los fenómenos de transporte tienen lugar a los mismos regímenes de transferencia de calor y flujo, tanto en las facilidades como en la escala real de la planta bajo análisis. Sin estas evaluaciones no es posible utilizar datos de ensayos incorporados o no, como relaciones de cierre de los modelos incluidos en un código de cómputo, para aplicaciones en una planta a escala real.

Desde el punto de vista del enfriamiento de la pared del recipiente de presión, se concluye que lo más significativo de la acción de los acumuladores es para roturas entre 20 y 50 cm<sup>2</sup> aunque su importancia se relativiza debido a su mezclado con el caudal inyectado por las bombas TJ en los loop seals ya que siguen actuando después que comience a inyectar las bombas TJ, Figura 6.1. Con las roturas grandes o pequeñas se vio que su influencia en el enfriamiento es mínima.

En cuanto a la acción de las bombas del TJ en el enfriamiento del recipiente de presión, se ve en las figuras que las bombas comienzan su inyección antes de llegar al CLF y antes de alcanzarse el máximo gradiente de temperatura y teniendo en cuenta el tiempo de finalización de los acumuladores, Figura 6.3.1, se concluye que son las bombas TJ principalmente, las que llevan el enfriamiento de la pared a la condición en que  $K_i = K_{ic}$ . A mayor tiempo entre la finalización de la inyección de los acumuladores y el establecimiento de la condición CLF, mayor es la influencia de las bombas TJ y menor la de los acumuladores.

Se concluye que la inyección de las bombas TJ tiene un papel fundamental en el enfriamiento de la pared del recipiente de presión. El calentamiento del agua de los acumuladores no aportaría significativamente a las condiciones de PTS. Se debe tener en cuenta que para modificar las condiciones de los sistemas de refrigeración de emergencia habría que verificar que éstos no cambien su comportamiento en la función fundamental de enfriamiento del núcleo.

## 8. REFERENCIAS

- 1) Hertlin, R.J. Pressurized thermal shock: Thermal-hydraulic conditions for RPV wall. KWU NDS1/00/E2088. Siemens. 2000.
- 2) Mazzantini, O. y Serrano, P. CNA-I Pressurized thermal shock analysis. Behavior of the plant in case of a 10 cm<sup>2</sup> breaks in a hot leg. TN576. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II. 1999.
- 3) Mazzantini, O. y Serrano, P. CNA-I Pressurized thermal shock analysis. Behavior of the plant in case of a 20 cm<sup>2</sup> breaks in a hot leg. TN578. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II. 1999.
- 4) Mazzantini, O. y Serrano, P. CNA-I Pressurized thermal shock analysis. Behavior of the plant in case of a 50 cm<sup>2</sup> breaks in a hot leg. TN581. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II. 1999.

- 5) Mazzantini, O. y Serrano, P. CNA-I Pressurized thermal shock analysis. Behavior of the plant in case of a 100 cm<sup>2</sup> breaks in a hot leg. TN587. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II. 1999.
- 6) Mazzantini, O. y Serrano, P. CNA-I Pressurized thermal shock analysis. Behavior of the plant in case of a 200 cm<sup>2</sup> breaks in a hot leg. TN588. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II. 1999.
- 7) Mazzantini, O. y Serrano, P. CNA-I Pressurized thermal shock analysis. Behavior of the plant in case of a 500 cm<sup>2</sup> breaks in a hot leg. TN589. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II. 1999.
- 8) Mazzantini, O. y Serrano, P. CNA-I Pressurized thermal shock analysis. Behavior of the plant in case of 2A breaks in a hot leg. TN594. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II. 1999.
- 9) Mazzantini, O. y Serrano, P. CNA-I Pressurized thermal shock analysis. Behavior of the plant in case of 500 cm<sup>2</sup> breaks in a loop seal. TN593. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II. 1999.
- 10) Schivo, M. CNA-I Pressurized thermal shock analysis. Behavior of the plant in case of 2A main steam line break inside the containment. TN590. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II. 1999.
- 11) Schivo, M. CNA-I Pressurized thermal shock analysis. Inadvertent actuation of pressurizer heaters at cold conditions. TN591. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II. 1999.
- 12) Mazzantini, O. y Serrano, P. CNA-I Pressurized thermal shock analysis. Behavior of the plant in case of inadvertent opening of a pressurizer safety valve. TN596. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II. 2000.
- 13) Rivard, W.C. and Torrey, M.D. K-FIX: A computer program for transient, two-dimensional, two-fluid flow. Threed: An extension of the K-FIX code for three-dimensional calculations. Los Alamos Scientific Laboratory. NUREG-6623. Suppl. II. 1979.
- 14) Theofanous, T.G. and Nourbakhsh, H.P. PWR downcomer fluid temperature transients due to high pressure injection at stagnated loop flow. School of Nuclear Engineering, Purdue University, NUREG/CP-0043. 1982.
- 15) Theofanous, T.G.; Nourbakhsh, H.P.; Gherson, P. and Iyer, K. Decay of buoyancy driven stratified layers with applications to pressurized thermal shock (PTS). School of Nuclear Engineering. Purdue University. Division of Accident Evaluation Office of Nuclear Regulatory Research. U.S. Nuclear Regulatory Commission. NRC FIN G1047. Under Grant No NRC-G- 04-83-003. 1984.
- 16) Ching-Lu Lin, Kim, Jong H. and Bill, K.H. Sun. Numerical simulation of thermal and fluid mixing in the cold leg and downcomer of a model geometry during a PWR primary side overcooling. Electric Power Research Institute. Palo Alto. CA. 1985.
- 17) Dolan, FX. and Valenzuela, J.A. Thermal and fluid mixing in a ½ Scale Test Facility. Volume 1; Facility and Test Design Report. Prepared by CREARE Inc. Principal investigator P. H. Rothe. NP-3802. Volume 1. Research Project 2122-5. Final Report July 1985.
- 18) Theofanous, T.G.; Iyer, K.; Nourbakhsh, H.P. and Gherson, P.; Buoyancy effects in overcooling transients calculated for the NRC Pressurized thermal shock study. School of Nuclear Engineering. Purdue University. Prepared for Division of Accident Evaluation Office of Nuclear Regulatory Research. U.S. Nuclear Regulatory Commission. NRC FIN G1047. 1986.
- 19) Iskander, S.K.; Sauter, A.W. and Föhl, J. Reactor pressure vessel structural implications of embrittlement to the pressurized thermal shock scenario. Radiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels: An international Review (Second Volume). ASTM STP 909. L. E. Steele. Ed. American Society for Testing and Materials. Philadelphia. 1986. pp. 163-176.

- 20) Theofanous, T.G. and Iyer, K. Mixing phenomena of interest to SBLOCAs Nuclear Engineering and Design 102 (1987) 91-103.
- 21) Weiss, P.A. and Hertlein, R.J. UPTF test facility: first three separate effect tests. Nuclear Engineering and Design 108 (1988) 249-263.
- 22) Chen, C.J. and Chen, C.H. On prediction and unified correlation for decay of vertical buoyant jets. Transaction of the ASME. Vol.101. August 1979.
- 23) Chen, C.J. and Rodi, W. Vertical turbulent buoyant jet. A review of experimental data. HMT The Science & Applications of Heat and Mass Transfer. Reports, Reviews & Computer Programs. Volume 4. Editor in Chief D. Brian Spalding. Imperial College of Science and Technology. London. England. Pergamon Press. 1980.
- 24) Fox, D.G. Forced plume in stratified fluid. Journal of Geophysical Research, Vol.75, N°33, 1970.
- 25) Theofanous, T.G. and Yan, H. A unified interpretation of one-fifth to full scale thermal mixing experiments related to pressurized thermal shock study. Department of Chemical and Nuclear Engineering. Center for Risk Studies and Safety. University of California. Prepared for Division of Systems Research Office of Nuclear Regulatory Research. U.S. Nuclear Regulatory Commission. NRC FIN D1634 1991. NUREG/CR-5677 R4.
- 26) Mazzantini, O. y Serrano, P.; Comunicación personal. NASA, Gcia. Proyecto CNEA II, 2001.