

# AVALIAÇÃO E DESENVOLVIMENTO DE FERRAMENTAS PARA A ANÁLISE DE ACIDENTES DE PERDA DE REFRIGERANTE EM REATORES DE PESQUISA.

Eduardo Maprelian, Eduardo L. L. Cabral e Antonio T. e Silva

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP  
Departamento de Reatores  
Caixa Postal 11049 - Pinheiros  
05422-970, São Paulo, Brasil

## RESUMO

Os Acidentes de Perda de Refrigerante (APR) em reatores de pesquisa do tipo piscina são considerados, muitas vezes, limitantes no processo de segurança e licenciamento da instalação. Neste processo, é fundamental a definição de ferramentas de cálculo confiáveis para a determinação dos principais parâmetros de análise dos acidentes. Uma avaliação do código 3D-AIRLOCA do Argonne National Laboratory (ANL) apontou para a necessidade do desenvolvimento de duas novas ferramentas, os programas LOSS, que calcula o tempo de esvaziamento da piscina para os diversos eventos postulados de perda de refrigerante, e TEMPLOCA, que calcula a temperatura máxima atingida pelo combustível ao longo dos acidentes. Estes programas substituem o 3D-AIRLOCA na análise dos APR em reatores de pesquisa do tipo piscina.

**Palavras-Chave:** Acidentes de Perda de Refrigerante, Análise de Segurança, Programas Computacionais

## I. INTRODUÇÃO

Os Acidentes de Perda de Refrigerante (APR) em reatores de pesquisa consistem na perda total ou parcial do refrigerante do reator, tendo como uma de suas principais conseqüências a possibilidade de fusão do combustível devido à degradação do resfriamento das placas, com a conseqüente liberação de produtos de fissão. O calor gerado pelo decaimento de radionúclídeos e produtos de fissão, após o desligamento do reator, é o grande responsável pela elevação da temperatura das placas de combustível do núcleo durante os APR.

Os parâmetros mais importantes a serem determinados na análise de APR em reatores de pesquisa são o tempo de esvaziamento da piscina e a temperatura máxima atingida pelas placas de combustível do núcleo. O tempo de esvaziamento ou, mais especificamente, o tempo de descobrimento do núcleo indica o final da condição de resfriamento do núcleo pela água da piscina. Quanto maior o tempo de descobrimento menor a potência residual ou de decaimento a ser retirada do núcleo sem água. A temperatura máxima das placas é o principal indicativo da integridade das mesmas, quando comparada com os seus limites térmicos de fusão e empolamento.

De posse destes parâmetros, pode-se avaliar a profundidade das conseqüências do acidente, bem como dimensionar as medidas preventivas para sua mitigação ou redução.

A definição de ferramentas de cálculo confiáveis para a definição destes dois parâmetros é de vital importância no processo de análise dos acidentes de perda de refrigerante de reatores de pesquisa.

Neste trabalho, é verificada a adequabilidade da utilização do código 3D-AIRLOCA do Argonne National Laboratory (ANL) /1/ para a análise dos APR de reatores de pesquisa e são desenvolvidos dois novos programas, o LOSS, que calcula o tempo de esvaziamento da piscina, e o TEMPLOCA, que calcula a temperatura máxima atingida pelo combustível durante o acidente.

## II. AVALIAÇÃO DO CÓDIGO 3D-AIRLOCA

O 3D-AIRLOCA é um programa computacional desenvolvido pelo ANL para modelar o aquecimento do núcleo seguido de um acidente postulado de perda total de refrigerante em reatores nucleares de pesquisa.

O programa calcula as temperaturas do combustível, do ar, da placa matriz (ou grades), dos elementos refletores e dos componentes estruturais ao longo do transiente.

Também são calculadas as taxas de transferências de calor por convecção, condução e radiação nas posições e instantes selecionados.

No início do transiente, é assumido que o núcleo esteja completamente seco, com um perfil de temperaturas iniciais fornecido como dado de entrada.

A geração de calor de decaimento tridimensional no núcleo é modelada a partir de uma curva ou tabela selecionada ou fornecida pelo usuário e dos fatores de potência axial e radial dos elementos combustíveis.

Verificação do Código 3D-AIRLOCA. Vários trabalhos foram publicados visando demonstrar a adequabilidade do código 3D-AIRLOCA para a análise de acidentes de perda de refrigerante em reatores de pesquisa.

Duas das principais avaliações do código são analisadas neste estudo: os testes experimentais de perda de refrigerante no reator **ASTR** /2/ e uma análise do reator genérico da **Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA)** /3/, /4/. Neste estudo, além da comparação dos resultados de temperatura do combustível obtidos pelo código (conforme apresentados nas próprias referências) com os resultados experimentais, procurou-se reproduzir e comparar os resultados com uma versão do 3D-AIRLOCA disponível no ipen-cn/en/sp.

Reator ASTR. Uma série de treze testes experimentais para simulação de acidentes de perda de refrigerante foram conduzidos no reator ASTR (“Aerospace Systems Test Reactor”) da General Dynamics, Fort Worth, Texas. Os testes abrangiam uma grande faixa de potência de operação, de 0.39 a 8.87 MW. Na tabela 1, são fornecidos os principais dados de um caso experimental, utilizados nos cálculos com o 3D-AIRLOCA. O arquivo de entrada deste caso é fornecido, inclusive, como caso exemplo da versão do código disponível no ipen-cn/en/sp. A taxa de calor de decaimento, fornecida na referência /2/, foi calculada através do código ORIGEN-79 /5/.

TABELA 1 - Dados do Teste do Reator ASTR.

|   |      |
|---|------|
| Potência de Operação (MW)               | 8,87 |
| Tempo de Esvaziamento (s)               | 20   |
| Temperatura Inicial do Ar (°C)          | 36,6 |
| Temperatura Inicial do Combustível (°C) | 57.1 |
| Tempo de irradiação (s)                 | 300  |

A Fig. 1 apresenta a comparação dos resultados experimentais de temperatura do combustível ao longo do transiente com os valores calculados com o 3D-AIRLOCA, de onde se pode verificar uma boa concordância dos resultados. Destaca-se a perfeita reprodução dos resultados do 3D-AIRLOCA apresentados na literatura /2/ com a versão disponível no ipen-cn/en/sp, que aponta para uma versão confiável do programa.

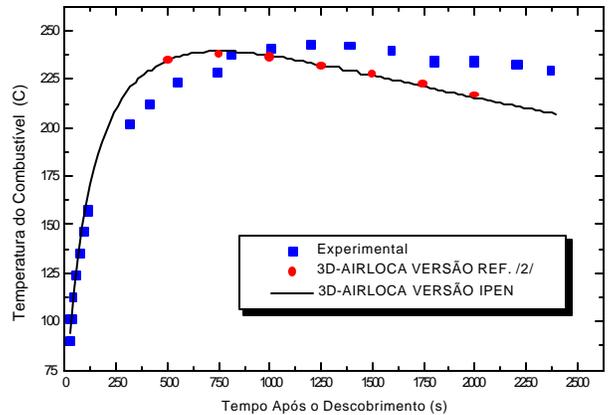


Figura 1. Comparação do 3D-AIRLOCA com resultados experimentais do ASTR.

Reator Genérico da AIEA. Neste item é apresentada uma análise comportamental e um estudo comparativo da utilização do código 3D-AIRLOCA para a análise de um acidente postulado de perda de refrigerante no reator genérico proposto pela AIEA. Os principais dados do reator utilizados na análise são fornecidos na tabela 2.

Tabela 2. Dados Principais do Reator Genérico da AIEA.

|   |          |
|---|----------|
| Potência de operação (MW)                 | 2,0      |
| Número de elementos combustíveis/controle | 19/4     |
| Tempo de esvaziamento (s)                 | 1800     |
| Temperatura inicial do ar (°C)            | 36,6     |
| Temperatura inicial do combustível (°C)   | 100,0    |
| Tempo de operação                         | Infinito |

A taxa de geração de calor de decaimento tem como base as tabelas da norma ANS 5.1 para um tempo de irradiação infinito e sem a consideração das perdas de energia no núcleo devidas à radiação gama.

A análise com a versão ipen-cn/en/sp considerou três tipos de modelagem, na tentativa de reproduzir os resultados apresentados na referência /4/. Na primeira, considerou-se o núcleo com refletores e elementos estruturais. Na segunda, sem refletores e com elementos estruturais. Na terceira, sem refletores e elementos estruturais. Os resultados, que podem ser visualizados na Fig. 2, conduzem às seguintes conclusões:

- foi conseguida uma boa aproximação dos resultados da referência /4/ com a versão do ipen-cn/en/sp, apontando para uma modelagem confiável do problema;
- a modelagem sem a consideração dos refletores e elementos estruturais, apresentou resultados de temperatura do combustível maiores do que os obtidos nas outras modelagens mais detalhadas que possuem mais elementos para dissipação de calor
- notou-se uma dificuldade de estabilização e redução da temperatura do combustível durante o transiente,

principalmente para a modelagem que considera os elementos estruturais e os refletores;

- o código 3D-AIRLOCA (nas duas versões analisadas) apresentou valores elevados de temperatura máxima do combustível, acima de 800 °C, ultrapassando a temperatura de fusão do alumínio (660 °C).

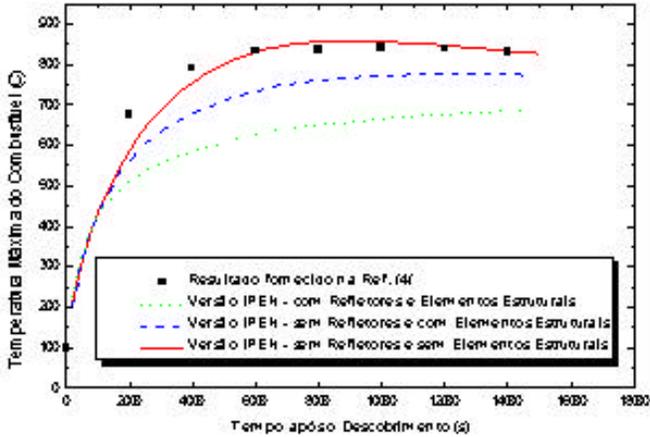


Figura 2. Comparação do 3D-AIRLOCA com o reator genérico da AIEA.

Com base nestes resultados conclui-se que tanto a tendência comportamental de estabilização da temperatura do combustível em patamares elevados, quanto os valores elevados de temperatura máxima apresentados pelo 3D-AIRLOCA inviabilizam a sua utilização na análise de acidentes de perda de refrigerante de reatores de pesquisa, bem como nos cálculos para o projeto de sistemas de resfriamento de emergência por aspersão de água.

A partir desta conclusão, partiu-se para o desenvolvimento de duas novas ferramentas para o cálculo e análise dos APR: o programa **LOSS** que calcula o tempo de esvaziamento da piscina (ou tempo de descobrimento do núcleo) para os diversos eventos postulados de perda total de refrigerante do reator analisado e o programa **TEMPLOCA** que calcula a máxima temperatura do combustível em função do tempo, após uma perda completa de refrigerante no núcleo /6/.

### III. PROGRAMAS LOSS E TEMPLOCA

**Programa LOSS.** O LOSS resolve a equação da energia para um volume de controle compreendido entre a piscina e a ruptura na tubulação, como esquematizado na Fig. 3 e apresentado na Eq. 1.

$$\left( \frac{p_1}{\rho} + \frac{a_1 V_1^2}{2} + gz_1 \right) = \left( \frac{p_2}{\rho} + \frac{a_2 V_2^2}{2} + gz_2 \right) + (u_2 - u_1) - \frac{dQ}{dm} \quad (1)$$

onde  $p$  é a pressão estática em Pa,  $\rho$  é a densidade em  $\text{Kg/m}^3$ ,  $V$  é a velocidade média em m/s,  $\alpha$  é o coeficiente de fluxo de energia cinética ( $\alpha_2 \cong 1$ ),  $u$  é a energia interna específica em J/Kg e  $(\delta Q/dm)$  é a perda de energia via transferência de calor em J/Kg. O termo  $[(u_2 - u_1) - (\delta Q/dm)]$  é identificado como a perda de carga total  $h_{IT}$ , que representa a conversão irreversível de energia mecânica da seção 1 para energia térmica indesejável na seção 2, e também a perda de energia via transferência de calor. No programa LOSS, conservativamente, a perda de carga  $h_{IT}$  é determinada considerando-se apenas as perdas de pressão nas singularidades.

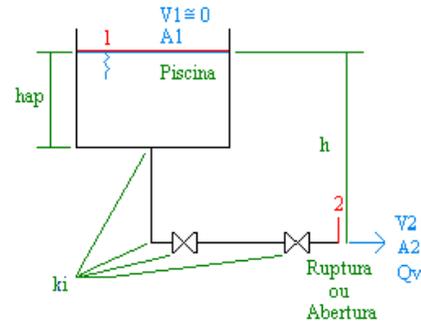


Fig. 3. Representação Esquemática da Piscina à Ruptura na Tubulação

Assim, a partir da Eq. (1), admitindo-se  $V_1 \cong 0$ , as pressões  $p_1 = p_2$ , um nível de água da piscina variável  $h_{ap}$  e uma altura  $h$  entre a superfície da piscina e o ponto de ruptura (ou abertura) temos:

$$h - \frac{V_2^2}{2g} = h_{IT} \quad (2)$$

com

$$Q_v = A_2 V_2 \quad (3)$$

resultando em,

$$Q_v = \sqrt{\frac{2gh}{\frac{K_i}{A_i^2} + \frac{K_{i+1}}{A_{i+1}^2} + \dots + \frac{K_{i+n}}{A_{i+n}^2} + \frac{1}{A_2^2}}} \quad (4)$$

onde  $Q_v$  é a vazão volumétrica em  $\text{m}^3/\text{s}$ ,  $A_i$  as áreas transversais nas seções  $i$  em  $\text{m}^2$  e  $K_i$  os coeficientes de perda singular nas seções  $i$ .

Realizando um balanço de massa na piscina, tem-se:

$$\frac{dM}{dt} = -rQ_v \quad (5)$$

onde  $M$  é a massa total de água na piscina (Kg) e  $\rho$  é a densidade da água ( $\text{Kg/m}^3$ ).

$$M = \rho A_{pis} h_{ap} \quad (6)$$

onde  $A_{pis}$  é a área da seção transversal da piscina em  $m^2$ .

Substituindo a Eq. 6 na Eq. 5, aproximando a derivada temporal por uma diferença regressiva e rearranjando, obtém-se a seguinte expressão para o nível de água na piscina:

$$h_{ap}(t) = h_{ap}(t - \Delta t) - \Delta t \frac{Q_v}{A_{pis}} \quad (7)$$

onde  $\Delta t$  é o incremento de tempo em segundos.

Dentro da análise dos APR, o LOSS permite o cálculo dos seguintes eventos postulados:

- Ruptura da Fronteira do Primário – (1) ruptura da tubulação do circuito primário. Neste evento pode ser admitido o vazamento tanto pelo lado do difusor como através do núcleo, com o funcionamento da bomba durante o acidente até o sinal para o seu desligamento por nível baixo de água na piscina;
- Esvaziamento da Piscina – (2) abertura indevida de drenos do Circuito Primário, do Sistema de Retratamento de Água, ou outros sistemas auxiliares;
- Falha nos Tubos Colimadores ou outras Penetrações – (3) Ruptura nos Tubos Colimadores (interna à piscina), (4) Ruptura da tubulação de saída dos drenos da piscina e (5) ruptura dos tubos dos “coelhos” do Sistema Pneumático de Irradiação.

A figura 4 apresenta a a variação do nível de água na piscina do reator IEA-R1, calculada pelo programa LOSS durante o acidente de ruptura da tubulação de 10” próximo à entrada da piscina. Neste caso, é considerada a perda de refrigerante tanto pelo lado do difusor quanto pelo lado do núcleo, com a bomba operando até o nível de 8,4 m. Desta figura, tem-se que o tempo para o descobrimento completo do núcleo é de 335 segundos.

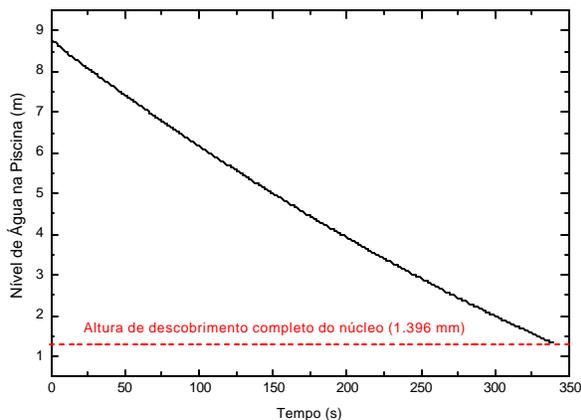


Figura 4 - Tempo de Descobrimento do Núcleo para o Rompimento da Fronteira do Primário.

**Programa TEMPLOCA.** Em seqüência a um acidente de perda de refrigerante, o calor de decaimento dos produtos de fissão tendem a aumentar a temperatura do combustível

no núcleo. Ao mesmo tempo, a capacidade térmica dos elementos combustíveis e os mecanismos de transferência de calor por condução, convecção e radiação tendem a reduzir a temperatura do núcleo. Matematicamente este balanço de energia é expresso como:

$$Mc_p \frac{dQ}{dt} = Q(t) - UAq(t) \quad (8)$$

onde,  $Q(t)$  é o calor de decaimento em MW,  $M$  é a massa do combustível em Kg,  $c_p$  é o calor específico do elemento combustível em MJ/Kg °F,  $UA$  é a condutância térmica global do elemento em MW/°F que corresponde ao produto do coeficiente global de transferência de calor  $U$  pela área de troca térmica  $A$  e  $\theta(t)$  é a diferença entre a temperatura máxima do combustível e a temperatura média do ar em °F.

O cálculo da temperatura máxima do combustível em função do tempo após o desligamento do reator seria possível utilizando a eq. 8. Entretanto, a experiência tem demonstrado que um cálculo preciso da condutância térmica global  $UA$  não é possível pelo uso dos princípios da transferência de calor básicos, devido aos complicados caminhos da condução de calor e às incertezas nas aproximações necessárias para descrever as perdas de calor por convecção no ar e radiação.

Testes realizados nos elementos combustíveis removidos da piscina e suspensos no ar do reator Oak Ridge Reactor (ORR) /7/, mostraram que a temperatura máxima alcançada nos elementos combustíveis podia ser determinada com razoável precisão utilizando um coeficiente de transferência de calor ajustado na forma da Eq. 9 para as máximas temperaturas observadas.

$$h = C(aq^n + b) \quad (9)$$

onde  $a=0,0064$ ,  $b=0,5$  e  $n=0,72$ .

Isto sugere que a técnica mais correta para calcular a temperatura no combustível em seqüência a APR seria determinar experimentalmente a condutância térmica global do combustível utilizando dados de temperatura de um reator que conduziu testes. Utilizando-se os dados experimentais obtidos nos testes de APR no reator Low Intensity Testing Reactor (LITR) /8/, a constante  $C$  para este reator foi determinada, de tal forma a considerar as transferências de calor por condução convecção e radiação na Eq. 9, resultando assim na seguinte expressão para a condutância térmica global  $UA$  /8/:

$$UA = 1,3 \times 10^{-6} (6,4 \times 10^{-3} q^{0,72} + 0,5) \quad (10)$$

Substituindo-se a Eq. 10 na Eq. 8 obtém-se a seguinte expressão:

$$Mc_p \frac{dQ}{dt} = Q(t) - q [1,3 \times 10^{-6} (6,4 \times 10^{-3} q^{0,72} + 0,5)] \quad (11)$$

Esta expressão tem sido utilizada para a determinação das temperaturas máximas nos combustíveis de reatores tipo tanque /9/, no entanto, antes que estes dados de condutância térmica obtidos para o reator LITR

pudessem ser utilizados para prever o comportamento de um acidente de perda de refrigerante de um reator tipo piscina aberta, faz-se necessária uma comparação da eficiência dos mecanismos de transferência de calor nos dois tipos de reatores.

Nos reatores tipo tanque, como o LITR, o núcleo é envolvido por um bloco refletor de berílio que por sua vez é envolvido por água dentro de um tanque. No evento de um acidente de perda de refrigerante no LITR, o mecanismo de convecção natural do ar é ascendente nos elementos combustíveis de maior potência (elementos mais quentes) e descendente nos elementos de menor potência /10/. Uma considerável parcela da energia do núcleo é transferida para o refletor de berílio por condução e radiação e do berílio para o ar, por convecção natural.

No caso de um reator tipo piscina aberta, com a parte inferior aberta, como o IEA-R1, as condições de resfriamento por convecção natural são muito mais favoráveis do que no reator do tipo tanque, com a disponibilidade de um grande volume de ar para a recirculação /10/. Nestes reatores, os elementos combustíveis e os elementos refletores são montados igualmente espaçados em uma placa matriz de alumínio, com as faces periféricas do núcleo livres, facilitando ainda mais a remoção de calor por convecção natural.

A referência /11/ avalia experimentos conduzidos para testar a eficiência da troca térmica destes dois tipos de reatores. Os experimentos foram conduzidos com modelos utilizando alumínio: um característico de um elemento combustível montado em uma placa matriz de alumínio e um outro, característico de um núcleo de reator envolvido por materiais refletores e por ar. As conclusões retiradas deste experimento foram:

- um elemento combustível que é suspenso no ar e refrigerado por convecção natural, irá resfriar mais rápido do que um elemento que permanece no núcleo envolvido por elementos à, aproximadamente, mesma temperatura;
- um núcleo de reator que é aberto em todas as suas faces e que é livre para ser refrigerado por circulação natural, como no caso de reatores do tipo piscina aberta, irá resfriar mais rápido do que um núcleo envolvido por um bloco refletor quase todo fechado e sem muitas faces expostas ao ar, como nos reatores tipo tanque

Portanto, conclui-se que os testes de perda de refrigerante conduzidos no reator LITR podem ser usados para fornecer uma estimativa conservativa da refrigeração de um **reator do tipo piscina, como o IEA-R1**, no evento de um acidente de perda de refrigerante.

Partindo-se então da Eq. 11, aproximando a derivada temporal por uma diferença regressiva e rearranjando, obtém-se a seguinte expressão para a variação da temperatura máxima do combustível:

$$q(t) = q(t-1) + \Delta q \quad (12)$$

$$q(t) = q(t-1) + \left( Q - q(t-1) \right) \left( 1,3 \times 10^{-6} (6,4 \times 10^{-3} \times q(t-1)^{0,72} + 0,5) \right) \left( \frac{\Delta t}{4,2 \times 10^{-3}} \right) \quad (13)$$

onde  $\Delta\theta$  é a variação da diferença de temperatura  $\theta$  no incremento de tempo  $\Delta t$  que correspondente ao intervalo  $(t-(t-1))$ .

A temperatura máxima do combustível ( $T_{Mf}$ ) é, então, obtida da Eq. 14, onde  $T_{ar}$  é a temperatura do ar.

$$T_{Mf}(t) = q(t) + T_{ar} \quad (14)$$

Em relação à curva de calor de decaimento, o TEMPLOCA tem as opções de utilizar a equação de Way-Wigner /10/ ou uma curva de decaimento exponencial cujos coeficientes são fornecidos pelo usuário.

O programa TEMPLOCA permite ainda o cálculo do calor específico ( $c_p$ ) do Alumínio e do combustível em função da temperatura do elemento, para combustíveis do tipo  $U_3O_8$ .

Verificação do TEMPLOCA. Para esta verificação foram utilizados os valores experimentais de temperatura máxima do revestimento dos elementos combustíveis do reator LITR /8/, obtidos em testes de perda de refrigerante.

A comparação dos resultados do programa computacional TEMPLOCA com os dados dos experimentos do LITR é importante para a sua verificação, pois a modelagem do programa é baseada nestes mesmos dados /9/. Foram utilizados na comparação, os resultados do teste após uma operação de 142 horas na potência de 1000 KW.

A Fig. 5 fornece a comparação dos resultados de temperatura máxima do combustível obtidos pelo TEMPLOCA em relação aos valores experimentais do elemento combustível de controle C-25 do reator LITR e aos calculados na referência /9/, que utiliza o mesmo modelo adotado no TEMPLOCA. Os resultados obtidos com o TEMPLOCA reproduziram os calculados na referência /9/, comprovando a fidelidade de sua programação. Em comparação aos valores experimentais, observou-se uma excelente concordância com os resultados experimentais do reator LITR.

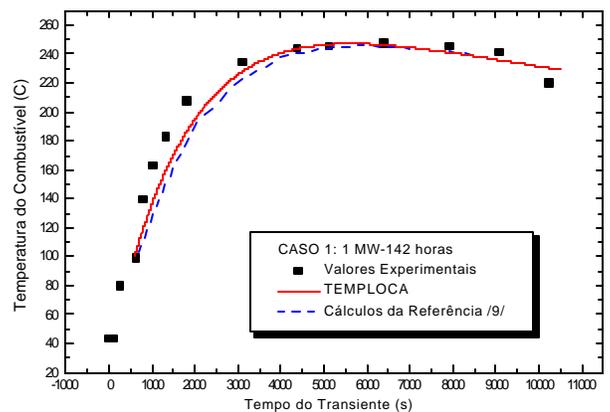


Figura 5 - Comparação dos Resultados do Programa TEMPLOCA com os dados experimentais do Reator LITR e os Cálculos da Referência /9/.

Um exemplo de utilização do programa TEMPLOCA para a análise de acidentes do reator IEA-R1 é apresentado na fig. 6. Neste exemplo é calculada a

temperatura máxima do elemento combustível mais quente (fator de potência radial 1,227) para um acidente de ruptura da fronteira do primário (fig. 4), após uma operação do reator a 5 MW por 142 horas consecutivas. A potência de decaimento foi calculada pela equação de Way-Wigner. Conservativamente, foi utilizada nestes cálculos a mesma condutância térmica global (UA) do reator LITR.

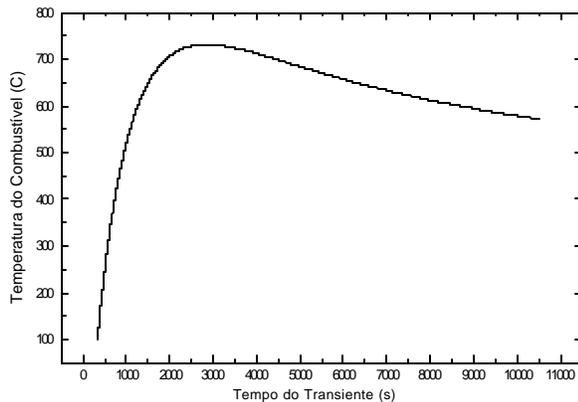


Figura 6 - Temperatura Máxima do Elemento Combustível Mais Quente para um Acidente de Ruptura da Fronteira do Primário do Reator IEA-R1.

#### IV. CONCLUSÕES

Da análise do código 3D-AIRLOCA foram observadas duas limitações principais quanto à sua utilização na análise de APR: 1) os resultados de temperatura do combustível altamente conservativos, que inviabilizam a estimativa de um tempo seguro de descobrimento do núcleo; e 2) a não determinação do tempo de esvaziamento da piscina.

Os programas computacionais LOSS e TEMPLOCA, desenvolvidos neste trabalho, permitem de maneira versátil a análise dos APR de reatores de pesquisa, com a determinação e análise dos seguintes parâmetros: 1) tempo de descobrimento do núcleo para diversos tipos de APR; 2) temperatura máxima das placas combustíveis, com a verificação dos seus limites térmicos; e 3) tempo de descobrimento seguro do núcleo, ou o tempo após o qual não são atingidos os limites térmicos do combustível mesmo sem a resfriamento com água. Este tempo é muito útil quando do dimensionamento de sistemas de segurança como o Sistema de Resfriamento de Emergência.

#### REFERÊNCIAS

- /1/ WARINNER, D. K.; CHEUNG, Y. K.; GLOVER, J. **3D-AIRLOCA: A Computer program for Core Heatup Following a LOCA in Research and Test Reactors**. Argonne, Ill.: Argonne National Laboratory, Jan. 1984. (RERTR Program, rev. 1).
- /2/ WARINNER, D.K. Comparison of The Aerospace Systems Test Reactor Loss-of-Coolant Test Data with

Predictions of the 3D-AIRLOCA Code. In: The International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Oct 24-27, 1983, Tokay Japan. **Proceedings ...** Tokio: Japan Atomic Energy Research Institute, 1984. p. 289-298. (JAERI M84-073)

/3/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Research Reactor Core Conversion from the Use of Highly Enriched Uranium to the Use of Low Enriched Uranium Fuels Guidebook**. Vienna, Aug. 1980. (IAEA-TECDOC-233).

/4/ GLOVER, J.; CHEUNG, Y. K. Application of the 3D-AIRLOCA Code to a Generic Research Reactor. **Trans. Am. Nucl. Soc.**, v. 39, p. 571, 1981.

/5/ BELL, M. J. **ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code**, Oak Ridge Tenn.: Oak Ridge National Laboratory, May 1973. (ORNL-4528, updated as ORIGEN-79 in 1979).

/6/ MAPRELIAN E., **Programas LOSS e TEMPLOCA para Análise de Acidentes de Perda de Refrigerante no IEA-R1m**, IPEN-CNEN/SP, Projeto n<sup>o</sup> PSI RAS.iear1.001, Documento n<sup>o</sup> RELT.001.R00, agosto de 1997.

/7/ WETT J. F. Jr., **Surface Temperatures of Irradiated ORR Fuel Elements Cooled in Stagnant Air**, Oak Ridge National Laboratory report ORNL-2892, April 6, 1960.

/8/ COX J. A., WEBSTER C.C., **Water-Loss Tests at the Low Intensity Testing Reactor**, USAEC Report Report ORNL-TM-632, Oak Ridge National Laboratory, Aug. 1964.

/9/ LOS ALAMOS SCIENTIFIC LABORATORY. **1969 STATUS REPORT on the Omega West Reactor, with Safety Analysis**. Los Alamos, Cal., May 1969. (LA-4192, TID-4500).

/10/ WEBSTER, C. C. Water-Loss Tests in Water-Cooled and Moderated Research Reactors. **Nucl. Saf.**, v. 8, n. 6, p. 590-596, 1967.

/11/ BURN, R. R. **Final Report Technical Cooperation Post - IPEN-IEA-R1m Research Reactor**. São Paulo, nov. 1997. (Project Code RLA/0016.45).

#### ABSTRACT

The Loss of Coolant Accidents (LOCA) in pool type research reactors are normally considered as limiting in the licensing process. This paper verifies the viability of the computer code 3D-AIRLOCA to analyze LOCA in a pool type research reactor, and also develops two computer codes LOSS and TEMPLOCA. The Computer code LOSS determines the time to drain the pool down to the level of the bottom of the core, and the computer code TEMPLOCA calculates the peak fuel element temperature during the

transient. These two codes substitutes the 3D-AIRLOCA in the LOCA analysis for pool type research reactors.