

ANÁLISE DOS ACIDENTES DE PERDA DE REFRIGERANTE DO REATOR IEA-R1m A 5 MW.

Eduardo Maprelian, Eduardo Lobo Lustosa Cabral e Antonio Teixeira 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 [1]. Neste trabalho são analisados os principais eventos iniciadores de acidentes de perda de refrigerante no reator IEA-R1m, dentro do processo de certificação da elevação de sua potência de 2 MW para 5 MW. O acidente mais limitante da categoria, Ruptura da Fronteira do Primário, é analisado quantitativamente através de modelos baseados em experimentos de perda de refrigerante primário. São também sugeridas soluções de engenharia para mitigar ou minimizar a possibilidade de ocorrência deste tipo de acidente e de suas conseqüências.

I. INTRODUÇÃO

O projeto da elevação da potência de operação atual do reator IEA-R1 de 2 MW para a sua potência original de projeto de 5 MW, em regime de operação contínua, trouxe consigo a necessidade de uma revisão da análise de segurança da instalação. A consideração de sua localização no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP), dentro do Campus da Universidade de São Paulo, aponta de maneira clara para a importância de uma análise de segurança que assegure a não existência de riscos consideráveis aos operadores do reator, aos trabalhadores das unidades do IPEN-CNEN/SP e aos indivíduos do público. Dentre os vários eventos postulados, os Acidentes de Perda de Refrigerante Primário têm sido considerados, em muitos casos, limitantes quanto à análise de segurança de reatores de pesquisa. Este trabalho apresenta os estudos relativos à análise dos Acidentes de Perda de Refrigerante no reator IEA-R1m (IEA-R1 modificado para operação à 5 MW) e as medidas sugeridas e adotadas para a erradicação ou minimização das conseqüências danosas resultantes deste tipo de acidente.

II. METODOLOGIA DE ANÁLISE

Para a análise dos Acidentes de Perda de Refrigerante foram desenvolvidos os programas LOSS [2], que calcula o tempo de esvaziamento da piscina e o TEMPLOCA [2], que calcula as temperaturas máximas do combustível durante os transientes. O LOSS resolve a

equação da energia para um volume de controle compreendido entre a piscina e a ruptura na tubulação e fornece como resultados o nível de água na piscina, a vazão volumétrica do esvaziamento e a velocidade da água na ruptura para cada intervalo de tempo especificado. Para o cálculo da perda de pressão nas singularidades foram utilizados valores experimentais do IEA-R1 bem como disponíveis em literatura [2].

Para o cálculo da temperatura das placas de combustível foi utilizado no TEMPLOCA o mesmo modelo utilizado na análise de segurança do Reator Omega West [3], que tem como base resultados experimentais dos reatores Oak Ridge Reactor (ORR) [4] e Low Intensity Testing Reactor (LITR) [5], que considera o núcleo do reator (ou um elemento combustível) sem água, e consiste em um balanço de energia nas placas, onde são considerados os termos de armazenamento de energia, a potência de decaimento, a transferência de calor das placas por convecção natural para o ar, a condução de calor nas estruturas e a transferência de calor do núcleo para o ambiente por radiação. Este balanço de energia é dado pela seguinte equação:

$$M \cdot C_p \frac{d\theta}{dt} = Q(t) - H \cdot \theta(t) \quad (1)$$

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 combustível em MJ/Kg.°F, H é o coeficiente de transferência de calor em MW/°F, θ é a diferença entre a

temperatura máxima do combustível e a temperatura média do ar em °F.

O coeficiente de transferência de calor H foi calculado através dos dados experimentais do reator ORR [4], sendo dado pela seguinte expressão:

$$H = 1,3 \times 10^{-6} \times (6,4 \times 10^{-3} \times \theta^{0,72} + 0,5) \quad (2)$$

A validação do TEMPLOCA foi realizada utilizando-se dados experimentais de testes de perda de refrigerante nos reatores LITR [5] e ASTR [1], como descrito na referência [2].

III. ANÁLISE DOS EVENTOS INICIADORES [6]

O Acidente de Perda de Refrigerante (APR) consiste na perda total ou parcial do refrigerante do reator, segundo os graus de intensidade citados abaixo:

- esvaziamento parcial da piscina sem o descobrimento do núcleo;
- esvaziamento parcial da piscina com o descobrimento parcial do núcleo; e
- esvaziamento total da piscina com o descobrimento total do núcleo.

Como conseqüências principais deste tipo de acidente temos a diminuição ou perda da barreira biológica exercida pela água da piscina, a possibilidade de fusão de elementos combustíveis devido à degradação do resfriamento das placas, com a conseqüente liberação de produtos de fissão, e a liberação de efluentes líquidos radioativos para o meio ambiente.

Na seqüência do trabalho são abordados os principais eventos de perda de refrigerante postulados para o reator IEA-R1m, com a análise quantitativa do caso mais crítico ou limitante, ou seja, a Ruptura da Fronteira do Primário.

Ruptura de Tubos de Irradiação. O IEA-R1 possui 12 Tubos de Irradiação para irradiação de amostras e realização de experimentos. O evento mais crítico seria a ruptura de um tubo interno à piscina provocada pela queda de um objeto pesado.

As referências [4] e [7] apresentam resultados de testes experimentais em elementos combustíveis e elemento aquecido por indução para a simulação de um descobrimento parcial do núcleo. Em [7] observou-se que o elemento aquecido por indução em densidades de potência de 4,65 a 10,73 W/cm³ somente apresentou problemas de elevação incontrolada de temperatura para níveis de submersão em água inferiores a 30% do elemento. Para níveis maiores de submersão, notou-se uma penetração de água nos canais suficiente para garantir o resfriamento das placas. Dos testes nos elementos combustíveis da referência [4] observou-se uma tendência de comprometimento do resfriamento das placas para níveis de submersão muito baixos, onde não se tem uma quantidade de vapor

suficiente para resfriar as placas e se restringe à remoção de calor por circulação natural do ar.

Para o IEA-R1m à 5 MW, no caso mais crítico deste tipo de evento, ou seja, o rompimento do Tubo de Irradiação BH-3, ter-se-ia ainda uma submersão em água de mais de 32,5% dos elementos. Como a densidade de potência de decaimento é sempre inferior a 3 W/cm³ (densidade de potência após 1 segundo do desligamento do reator), pode-se sempre garantir o resfriamento das placas combustíveis em caso de ruptura dos Tubos de Irradiação, segundo as conclusões da referência [7].

A seqüência de eventos esperados para esta ocorrência seria:

1. Ruptura do tubo de irradiação BH-3, provocada pelo impacto de um objeto pesado;
2. Desligamento do reator por sinal de nível baixo de água na piscina;
3. Resfriamento seguro dos elementos combustíveis do núcleo.

Ruptura de Saídas ou Drenos. Existem duas saídas de drenos no fundo da piscina, uma em cada compartimento, ligadas por tubulações de 2" "schedule" 40S de aço inox ao Sistema de Retratamento de Água.

A saída de dreno do compartimento de operação fica normalmente isolada por uma válvula gaveta localizada no porão. A saída de dreno do compartimento de estocagem fica normalmente aberta, e acoplada a um tubo flexível com bóia para aspiração de água na superfície da piscina.

A probabilidade de ocorrência de uma ruptura total nas tubulações dos drenos é muito pequena. No entanto, dois casos de ruptura são considerados. No primeiro caso, admitindo-se a ruptura da tubulação de dreno à jusante da união das duas tubulações dos drenos, haveria um vazamento de água da piscina até o travamento da bóia de aspiração e posterior fechamento da válvula de isolamento do dreno do compartimento de estocagem, localizada no subsolo. No segundo caso, considerando-se a ruptura da tubulação a montante da válvula de isolamento do dreno do compartimento de operação, ter-se-ia o esvaziamento incontrolável da água da piscina, com o desligamento do reator no nível de água de 350 mm abaixo do ladrão, com o núcleo sendo totalmente descoberto em pouco mais de 2 horas. Neste caso, seria então esperada a fusão parcial dos elementos combustíveis do núcleo.

Danos no tubo flexível, dentro da piscina, não implicam diretamente em perda de refrigerante.

Devido às baixas pressões e temperaturas da água da piscina, uma ruptura em guilhotina da tubulação de dreno do compartimento de operação aconteceria apenas através de um forte impacto externo. Considerando-se as baixas probabilidades de ocorrências de terremotos de grande magnitude ou de queda de avião, a única causa possível de provocar esta ruptura seria o desprendimento do volante de inércia das bombas do Primário, com o seu conseqüente impacto contra a tubulação.

A seqüência de eventos esperada para esta ocorrência seria:

1. Desprendimento do volante de inércia da bomba e conseqüente choque com a tubulação;
2. Ruptura da tubulação de 2" a montante da válvula de isolamento do dreno do compartimento de operação;
3. Desligamento do reator por sinal de nível baixo de água na piscina;
4. Descobrimto total do núcleo (tempo aproximado de 126 minutos);
5. Fusão parcial dos elementos combustíveis do núcleo.

Ruptura dos Tubos dos "Coelhos" Pneumáticos.

Existem 8 tubos de aço inoxidável de 1½" sch 5S, utilizados para a irradiação de amostras ("coelhos") através de um sistema pneumático. O rompimento destes tubos, no interior da piscina, poderia ocorrer devido a um impacto de um objeto arremessado contra os mesmos. Este rompimento poderia conduzir, no caso mais crítico, ou seja, o rompimento de 4 tubos (ou 2 pares de tubos) posicionados abaixo do núcleo, ao esvaziamento total e incontrolável da piscina em cerca de 42 minutos.

Como o reator opera a baixas pressões e temperaturas, uma ruptura em guilhotina nos tubos dos coelhos, no interior da piscina, aconteceria apenas através de um forte impacto externo. Pequenas falhas nos tubos ou nas soldas, como por exemplo trincas, podem ser identificadas ou através de inspeção visual dos tubos no porão quando da manutenção normal do reator, ou pela constatação de umedecimento nas amostras de irradiação (coelhos). Quando da identificação destas falhas se procederá em seguida ao plugueamento dos tubos, evitando-se, assim, a ocorrência destes eventos de perda de refrigerante. Estes procedimentos diminuem consideravelmente a probabilidade de ocorrência deste acidente.

A seqüência de eventos esperada para este acidente seria:

1. Impacto de um objeto externo contra os tubos dos "coelhos", com a ruptura total de 4 tubos próximo ao nível do piso da piscina;
2. Desligamento do reator por nível baixo de água da piscina;
3. Descobrimto completo do núcleo. (tempo \approx 2560 s.)
4. Fusão parcial dos elementos combustíveis;

Ruptura Da Fronteira Do Circuito Primário. A situação postulada de APR mais crítica para o IEA-R1m seria uma ruptura total, tipo guilhotina, da tubulação de retorno do refrigerante primário, próxima à piscina, que poderia conduzir a um rápido esvaziamento da piscina em cerca de 3 minutos. Como o Circuito Primário opera a baixas pressões e temperaturas, uma ruptura em guilhotina de sua tubulação se daria apenas através de um forte impacto externo. Considerando-se que o circuito é bem protegido contra eventos externos e as baixas probabilidades de ocorrências de terremotos de grande magnitude ou da

queda de um avião, a única causa possível de provocar esta ruptura seria o desprendimento do volante de inércia das bombas do Primário, com o seu conseqüente impacto contra a tubulação. Outras rupturas em equipamentos, instrumentos ou tubulações auxiliares, tem impactos menos significativos na segurança e integridade do núcleo. Para o isolamento da piscina em caso de rupturas, o Circuito Primário conta atualmente apenas com duas válvulas de isolamento manuais respectivamente à entrada e à saída da piscina. O acionamento destas válvulas seria inviável no caso de uma grande ruptura da tubulação do Primário.

A seqüência de eventos esperada para este acidente seria:

1. Desprendimento do volante de inércia da bomba e conseqüente choque com a tubulação;
2. Ruptura da tubulação de 10" do Circuito Primário, próxima ao retorno à piscina (tempo = 0 s.);
3. Desligamento do reator por sinal de nível baixo de água na piscina;
4. Desligamento da bomba do Primário;
5. Descobrimto total do núcleo em cerca de 3,60 min;
6. Fusão parcial do núcleo.

Análise do Transiente. Os principais parâmetros utilizados na análise do transiente são fornecidos abaixo:

- Temperatura inicial do combustível - 100 °C - (Esta temperatura corresponde ao tempo em que ocorre o descobrimto total do núcleo e conseqüente secagem das placas);
- Tempos de esvaziamento da piscina e descobrimto do núcleo - calculados pelo programa LOSS;
- Altura inicial da coluna d'água da piscina - 8,8 m (0,15 m abaixo do ladrão);
- Potência de operação - 5,5 MW (10% de sobrepotência);
- Potência de decaimento - calculada através do código ORIGEN [8] para uma queima de 30% para placas com densidade de urânio de 2,3 gU/cm³ (caso mais crítico);
- Fator de incerteza no cálculo da potência de decaimento de 10%;
- Temperatura de "fusão" (ou temperatura de amolecimento do revestimento, que conduz ao início da liberação de radionuclídeos) - 550 °C - (Será admitida conservativamente, a liberação total dos radionuclídeos nesta temperatura).

Resultados. A Fig. 1 apresenta a variação do nível de água na piscina 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 descobrimto completo do núcleo é de cerca de 3,60 minutos.

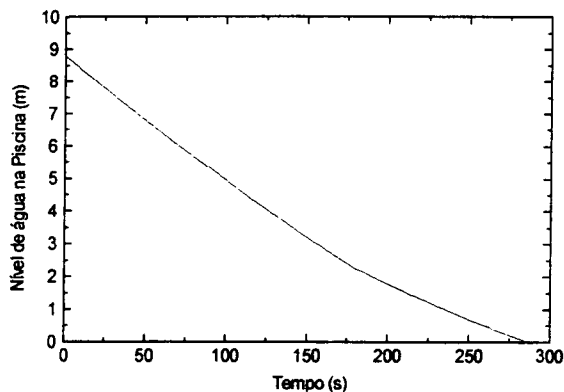


Figura 1. Tempo de Esvaziamento da Piscina para a Ruptura do Primário.

A Fig. 2 apresenta as curvas de temperaturas máximas (de pico) do elemento combustível mais quente e do elemento representativo médio, ao longo do transiente.

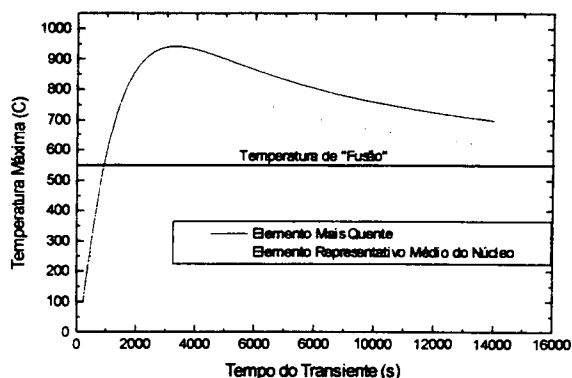


Figura 2. Temperaturas Máximas do Elemento combustível Mais Quente e do Médio Representativo.

Das curvas da Fig. 2 pode-se observar que as temperaturas máximas tanto do elemento mais quente, quanto do elemento representativo médio atingem valores superiores à temperatura limite de fusão (adotada) para tempos de transiente inferiores a 20 minutos, com picos de temperatura de 942 °C para o elemento quente no instante 3280 segundos e 817,7 °C para elemento médio no instante 3455 segundos.

Na Fig. 3 são apresentados os perfis de temperatura axial (ao longo dos comprimentos ativos) dos elementos da Fig. 2 nos instantes de maior temperatura do acidente, ou seja 3280 segundos para o elemento quente e 3455 segundos para o elemento representativo médio. Observa-se nesta figura que aproximadamente 49% do comprimento ativo do elemento médio representativo encontra-se acima da temperatura limite de fusão de 550 °C (adotada). Portanto seguindo esta análise é esperada, neste acidente, uma "fusão" de combustível superior a 49 % do núcleo.

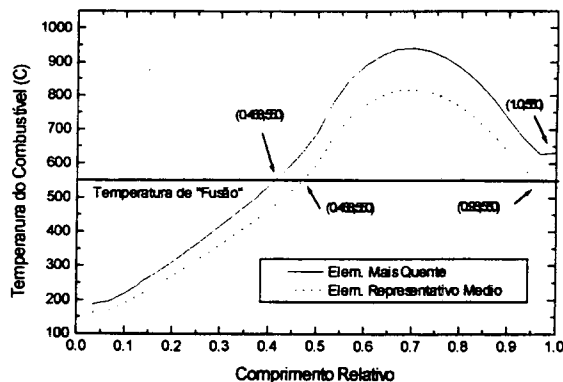


Figura 3. Perfil Axial de Temperatura do Elementos Quente e do Médio Representativo

IV. AÇÕES MITIGADORAS

Esta seção apresenta as soluções de engenharia sugeridas para se evitar a ocorrência ou as conseqüências de acidentes de perda de refrigerante no IEA-R1m. Deve ser ressaltado aqui que as propostas aqui levantadas foram fruto de um trabalho conjunto envolvendo toda a diretoria de Reatores do IPEN-CNEN/SP com vistas a minimização ou erradicação das conseqüências danosas dos acidentes de perda de refrigerante do reator IEA-R1.

Válvulas de isolamento do Primário. Para o isolamento da piscina em caso de ruptura da fronteira do Circuito Primário, serão instalados dispositivos de segurança para o isolamento da piscina. Após estudos de viabilidade, confiabilidade e segurança, conclui-se pela instalação de mais dois conjuntos de duas válvulas de isolamento (uma redundante) motorizadas, com acionamento remoto. As quatro válvulas motorizadas serão localizadas em posição estratégica, muito próximas à parede de concreto da piscina, sendo duas no início (saída da piscina) e duas no término da tubulação do Primário (entrada da piscina), sendo, assim, fisicamente bem protegidas contra possíveis impactos, principalmente do volante de inércia. Estas válvulas seriam acionadas automaticamente por sinal de nível baixo de água da piscina. Observa-se que basta apenas o fechamento de uma única válvula motorizada de cada conjunto para isolar a piscina do circuito primário, ou seja, uma válvula de cada conjunto é redundante. O tempo de fechamento das válvulas de isolamento está previsto ser da ordem de 30 a 60 segundos, assegurando um nível final mínimo de água na piscina entre 6,0 e 7,5 metros acima do fundo, que é suficiente para retirar o calor de decaimento e manter o núcleo em temperaturas baixas.

No caso pouco provável de esvaziamentos incontroláveis pelos Drenos, respiros e tomadas de instrumentos do circuito primário, o mesmo também seria interrompido pelo fechamento das válvulas de isolamento do Circuito Primário.

Sistema de Resfriamento de Emergência. O Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE) atual do reator IEA-R-1 não pode ser considerado eficaz dentro da análise de segurança do reator, devido às suas limitações e deficiências de projeto.

Os Sistemas de Resfriamento de Emergência de reatores de pesquisa são sistemas projetados para suprir o resfriamento das placas dos elementos combustíveis do núcleo, durante um acidente de perda de refrigerante do reator, através de um fornecimento emergencial de água para o mesmo.

Está sendo projetado e testado no IPEN-CNEN/SP um novo Sistema de Resfriamento de Emergência para o reator IEA-R1m. Com 2 sistemas redundantes de ação passiva este novo sistema tem demonstrado através de experimentos sua eficiência na aspersão de água nas placas combustíveis [9].

Este sistema garantiria então o resfriamento do núcleo, evitando assim a fusão dos elementos combustíveis.

Modificações no Sistema de Pneumático de Irradiação de Amostras. Para se impedir o esvaziamento da piscina devido ao rompimento dos tubos dos "coelhos" foi sugerida a troca das mangueiras plásticas atuais por um novo sistema estanque e a instalação de uma válvula manual de fechamento rápido para o isolamento de cada linha de ar comprimido nos próprios laboratórios. Estas válvulas permaneceriam normalmente fechadas, evitando assim perdas de água da piscina. No caso muito pouco provável de um rompimento dos tubos internos à piscina durante a irradiação de amostras, o operador fecharia as válvulas de isolamento, eliminando assim o vazamento.

Não será admitida falha dupla nos tubos dos coelhos, ou seja, rompimento interno dos tubos conjuntamente com rompimento externo das mangueiras ou falhas das conexões ou válvulas.

V. CONCLUSÕES

O retorno do Reator IEA-R1 à sua potência nominal de projeto de 5 MW demandou a necessidade de se analisar os acidentes de Perda de Refrigerante Primário postulados para este reator. Para o caso da Ruptura da Fronteira do Circuito Primário, as análises desenvolvidas demonstraram que poderia ocorrer a fusão parcial do núcleo caso nenhuma ação reparadora fosse sugerida. Sendo assim, foi projetado um novo Sistema de Resfriamento de Emergência e instalados mais dois conjuntos de duas válvulas de isolamento, de forma a isolar a piscina do reator do circuito primário em caso de acidente. Foi também instalada uma válvula manual de fechamento rápido para o isolamento das linhas de ar comprimido do Sistema Pneumático de Irradiação de Amostras. Estas ações reparadoras evitariam possíveis ocorrências e/ou consequências de perda de refrigerante no Reator IEA-R1m.

REFERENCIAS

- [1] Warinner D.K., **Comparison of The Aerospace Systems Test Reactor Loss-of-Coolant Test Data with Predictions of the 3D-AIRLOCA Code JAERI M84-073**, Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment fo Research Reactors, Tokai, Japan, Oct. 24-27, 1983.
- [2] Maprelian, E., **Programas LOSS e TEMPLOCA para Análise de Acidentes de Perda de Refrigerante no IEA-R1m** IPEN-CNEN/SP, Projeto nº PSI RAS.IEAR1.001, Documento nº RELT.001.R00, (a ser publicado).
- [3] **1969 Status Report on the Omega West Reactor, with Safety Analysis**. Los Alamos Scientific Laboratory of the University of California, May 1969. LA-4192. TID-4500
- [4] 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.
- [5] Cox J. A., WEBSTER C.C., **"Water-Loss Tests at the Low Intensity Testing Reactor"**. USAEC Report ORNL-TM-632, Oak Ridge National Laboratory, Aug. 1964.
- [6] **Relatório de Análise de Segurança do Reator IEA-R1m**, IPEN-CNEN/SP, Rev. 1, Dezembro 1996.
- [7] McGoff, M. J., **Subassembly Cooling at Decay Heat Power Levels**, MSAR-59-78. July 17, 1959.
- [8] Croff, A.G., **ORIGEN-2, Isotope Generation and Depletion Code**, ORNL/TM-7175, July 1980.
- [9] Torres, W. M. **Projeto de Concepção do Sistema de Resfriamento de Emergência do Reator IEA-R1**, IPEN-CNEN/SP, Projeto nº PSI.RES.CNEN.002, Documento nº RELT.004.R00, Junho, 1996.

ABSTRACT

The Loss of Coolant Accidents in pool type research reactors are normally considered as limiting in the licensing process. This paper analyses the postulated loss of coolant accidents for the IEA-R1m research reactor from IPEN-CNEN/SP. The most critical accident, Primary Coolant Boundary Rupture, is analyzed with models based in loss of coolant experiments conducted in the research reactors ORR and LITRL at ORNL. For this category of accident, a group of engineering solutions are presented to avoid the initialization and/or consequences of the accidents.