

ARTIGO REF: 6947

CÓDIGO TERMO-HIDRÁULICO PARA ANÁLISE DO FENÓMENO DE REMOLHAMENTO NA SIMULAÇÃO EXPERIMENTAL DE REATORES NUCLEARES À ÁGUA PRESSURIZADA (PWR)

Amir Zacarias Mesquita^(*), Sabrina Priscila Alves Silva, Hugo Cesar Rezende, Maritza Rodriguez Gual
Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/ Comissão Nacional de Energia Nuclear (CDTN;CNEN) -
Belo Horizonte, Brasil
^(*)*Email:* amir@cdtn.br

RESUMO

A segurança das centrais nucleares é determinada em função de sua proteção contra as consequências que podem decorrer de acidentes postulados. Um dos acidentes mais sérios é a perda de refrigerante no núcleo (*Loss of Coolant Accident* - LOCA) [Todreias & Kazimi, 1990]. Na ocorrência deste acidente, mesmo após o reator ser desligado, é necessário manter a circulação do refrigerante, para a retirada do calor residual (cerca de 7% do calor produzido no momento do desligamento) dos elementos combustíveis [Bankoff & Afgan, 1982]. Caso o núcleo não seja devidamente resfriado, as barras de combustível correm o risco de se fundirem. O líquido fundido pode perfurar o vaso do reator, a contenção e liberar produtos de fissão para o ambiente externo à central. Fora da usina, os produtos liberados contaminariam a área próxima e as consequências biológicas causadas seriam muito grandes. Este tipo de evento tem recebido bastante destaque na imprensa nos últimos anos devido ao acidente ocorrido nos reatores da central de Fukushima no Japão [Veiga, 2011].

Um processo de fundamental importância na ocorrência de um acidente com perda de líquido refrigerante LOCA (*Loss of Coolant Accident*), em reatores nucleares refrigerados a água pressurizada (*Pressurized Water Reactor* - PWR) é a reinundação do núcleo ou o remolhamento dos combustíveis nucleares. Na ocorrência de um LOCA é necessário evitar que a temperatura do núcleo do reator atinja níveis inaceitáveis e restaurar o processo de resfriamento do mesmo, restabelecendo a remoção de calor adequada e o contato entre o líquido e a superfície aquecida.

Durante as décadas de 70 e 80 foram desenvolvidos diversos trabalhos para a descrição e análise do processo de Reinundação e Remolhamento do combustível nuclear na ocorrência de um LOCA. Nesta época foi também projetada, montada e comissionada no Laboratório de Termo-hidráulica do CDTN, uma Instalação de Testes de Remolhamento (ITR) que tinha por objetivo investigar os fenômenos termo-hidráulicos envolvidos na fase de reinundação de um LOCA [Rezende, 1985]. Para complementar o processo de comissionamento da Instalação de Testes de Remolhamento, confrontou-se os resultados obtidos em dois testes típicos com os resultados previstos pelo código Hydroflut (código alemão de simulação do fenômeno de remolhamento, desenvolvido na década de 60 pela empresa alemã Kraftwerk Union, KWU).

O Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), instituição de pesquisa da Comissão Nacional de Energia Nuclear CNEN/Brasil vem desenvolvendo desde a década de 70 programas para permitir que o Brasil possa se tornar independente no campo da análise de segurança de reatores. Com esse intuito, nos anos 80 foi projetada, montada e comissionada uma Instalação de Testes de Remolhamento, no Laboratório de Termo-hidráulica deste Centro. Esta instalação tem por objetivo investigar os fenômenos termo-hidráulicos

envolvidos na fase de reinundação de um Acidente de Perda de Refrigerante em um reator nuclear PWR. Como seqüência a este trabalho, sentiu-se a necessidade de se desenvolver um código termo-hidráulico que derivasse de uma análise teórica consistente e fosse capaz de simular as condições de testes da instalação.

Este trabalho tem por objetivo mostrar os resultados dos modelos físicos e matemáticos que regem o fenômeno de remolhamento, bem como o desenvolvimento de um código termo-hidráulico de simulação de um circuito experimental representativo dos canais de refrigeração do núcleo de reatores PWR. Através da realização deste trabalho foi possível analisar a equação do balanço de energia aplicada a um modelo simplificado de um elemento combustível nuclear

A equação foi escrita na forma de uma Equação Diferencial do Segundo Grau não Homogênea Normal com Coeficientes Constantes. Para isso foi necessário transladar o sistema de referências inicial (que era a base da seção de testes) para o referencial da frente de remolhamento. A partir desta mudança foi possível analisar os modos de transferência de calor para três regiões principais na qual a seção de testes foi dividida (região seca, região de ebulição de transição e região molhada). A equação diferencial foi resolvida pelo Método dos Coeficientes a Determinar e foram encontradas as equações respectivas de cada região. Para escrever o código usando a solução da equação do balanço de energia, foi necessário também encontrar em estudos empíricos equações que descreviam as temperaturas de contorno estabelecidas pelas regiões analisadas.

De posse de todos os resultados foi possível elaborar e desenvolver um código denominado REWET. E, por meio deste código, pôde-se simular o fenômeno de remolhamento utilizando os parâmetros da Instalação de Testes de Remolhamento. Os resultados obtidos com o REWET foram comparados com os resultados experimentais da ITR e também com os resultados do código Hydroflut. Foi feita uma análise da evolução da temperatura de parede da seção de testes, bem como da evolução da frente de remolhamento para dois testes típicos utilizando os resultados dos dois códigos e da instalação experimental.

Na análise da evolução da frente de remolhamento para dois testes típicos houve momentos em que a curva descrita pelo código REWET se distanciou mais dos resultados experimentais que o código Hydroflut. Entretanto, em certas regiões dos gráficos as curvas experimentais e simuladas pelo REWET, praticamente se sobrepuseram. O resultado final para o tempo de remolhamento simulado pelo REWET também se aproximou mais dos resultados experimentais que aqueles calculados pelo Hydroflut.

Foi calculado também o desvio percentual da curva obtida pelo código REWET e pelo Hydroflut em relação à curva experimental. Para todos os casos o código REWET apresentou um menor desvio percentual que o código Hydroflut. Os resultados encontrados para o Teste 2 também foram melhores que os resultados encontrados para o Teste 1.

REFERÊNCIAS

- [1]-Bankoff, S. G., Afgan, N. H. Heat Transfer in Nuclear Reactor Safety. New York: Mc Graw-Hil, 1982.
- [2]-Rezende, H. C. Projeto, montagem e comissionamento de uma instalação de testes de remolhamento. Belo Horizonte: CDTN/CNEN, 1985.
- [3]-Todreas, N. E., Kazimi, M. E. Nuclear Systems I. Thermal Hydraulic Fundamentals. Michigan: Hemisphere, 1990.
- [4]-Veiga, J. E. Perspectiva nuclear pós-Fukushima. *Política Externa*, p.153-159, 2011.