

# TERCEIRA PARTE DA AUTOMATIZAÇÃO DA METODOLOGIA DE CÁLCULO NEUTRÔNICO E TERMO-HIDRÁULICO DO REATOR NUCLEAR IEA-R1

Giovanni Laranjo de Stefani e Thadeu das Neves Conti  
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN

## INTRODUÇÃO

Para que o reator IEA-R1 do IPEN possa atender toda sua demanda é necessário fazer a troca de configurações e ou elementos combustíveis. Essas mudanças do núcleo do reator são calculadas, baseadas em uma metodologia desenvolvida pela Divisão de Física de Reatores do CEN/IPEN [1]. Esse trabalho visa ser um complemento do trabalho apresentado no ano anterior no 17º SIICUSP [7] e INAC [8] 2009.

## OBJETIVO

O objetivo deste trabalho é a elaboração de um programa computacional, que gerencie a execução dos vários programas da metodologia de cálculo neutrônico e termo hidráulico do reator nuclear IEA-R1, tornando esse processo de cálculo, mais rápido e seguro.

## METODOLOGIA

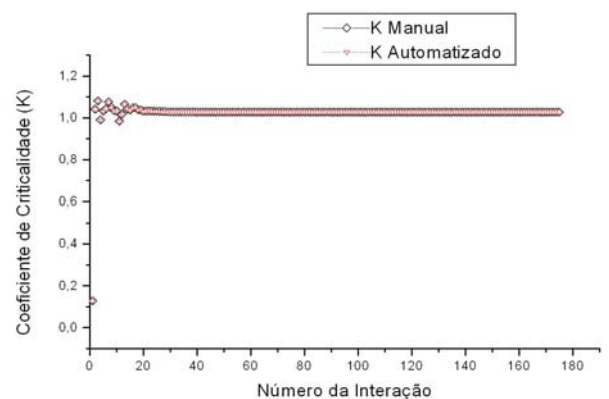
A metodologia de cálculo neutrônico [2] desenvolvida pela Divisão de Física de Reatores, do Centro de Engenharia Nuclear do IPEN-CNEN/SP, baseia-se nos seguintes códigos computacionais: LEOPARD [3] e HAMMER-TECHNION [4] para a geração das seções de choque macroscópicas utilizadas nos elementos combustíveis e não combustíveis; TWODB [5] para cálculo do núcleo do reator e cálculo da queima dos elementos combustíveis em duas dimensões; CITATION [6] para cálculo do núcleo em três dimensões.

## RESULTADOS

A fim de verificar o desempenho do programa gerenciador, comparou-se o coeficiente de criticalidade calculado pelos métodos antigo e

novo, através da análise dos dados listados no fort.51, do programa computacional Citation.

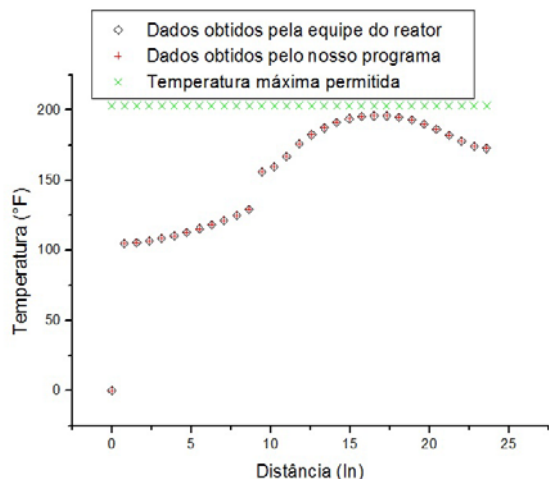
Este coeficiente é responsável por definir se um reator está subcrítico  $k < 1$ , crítico  $k = 1$  ou supercrítico  $k > 1$ . Pode-se notar pelo gráfico mostrado na figura 1, que a parte do programa gerenciador responsável pelo cálculo 2D e 3D do reator, tem-se comportado de acordo com o esperado, isto é, de maneira bastante satisfatória em vista dos resultados esperados.



**Figura 1** - Gráfico do coeficiente de criticalidade pelo número da interação.

Outro parâmetro que se usa para comparar o funcionamento da simulação da configuração do reator foi os dados obtidos pelo COBRA [9] referentes a temperatura externa do encamisamento.

Que é um dos parâmetros de segurança mais importantes do reator, em vista que este nunca pode ultrapassar 95°C ou 203°F. Acima desta temperatura o revestimento que é feito de alumínio começa a corroer com maior rapidez podendo comprometer o reator. Abaixo na figura 2 tem-se um gráfico desta temperatura pelo comprimento da barra.



**Figura 2 - Gráfico da temperatura do revestimento das barras pelo comprimento da barra.**

## CONCLUSÕES

Até o momento o programa ainda está em fase de desenvolvimento. Por enquanto, todos os resultados obtidos foram testados para conjuntos de dados de entrada já existentes de elementos combustíveis e, se mostraram satisfatórios.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] “Site” do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN, [www.ipen.br](http://www.ipen.br).
- [2] YAMAGUCHI, M. “Descrição das Células do núcleo do Reator IEA-R1”, Relatório Técnico nº relt009r00, Projeto nº PSI.REN.IEAR1.002, São Paulo-SP, IPENCNEN/SP, julho de 1997.
- [3] R. F., “LEOPARD - A spectrum dependent non-spatial depletion code”, WCAP-3269-26, Westinghouse Electric Corporation, September 1963.
- [4] BARHEN, J.; RHOTENSTEIN, W. and TAVIV, E., The HAMMER Code System Technion, Israel Institute of Technology, Haifa, Israel, NP-565, 1978.
- [5] LITTLE, W. W., Jr.; HARDIE, R. W., “2DB user’s manual - revision I”, BNWL-831, REVI, Battelle Pacific Northwest Laboratory, 1969.
- [6] FOWLER, T. B.; VONDY, D. R.; CUNNINGHAM, G. W., “Nuclear reactor core analysis code:

CITATION”, Oak Ridge National Laboratory, ORNL-TM-2496, Rev. 2, Suppl. 3, July 1972.

[7] SIICUSP – Simpósio de Iniciação Científica da USP.

[8] INAC – International Nuclear Atlantic Conference.

[9] COBRA3C/RERTR, A Thermal-hydraulic Subchannel Code with Low Pressure Capabilities and Supplement-Argonne National Laboratory, 1983.

## APOIO FINANCEIRO AO PROJETO

FAPESP