

Finalização da automatização dos cálculos neutrônicos e termo hidráulicos e parâmetros de segurança do reator 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.

OBJETIVO

Este trabalho teve por objetivo criar um programa gerenciador que automatizasse os programas e códigos computacionais utilizados para o calculo neutrônico e termo hidráulico do reator IEA-R1 tornando assim o processo para calculo dos parâmetros de segurança e mudança de configuração um processo até 98% mais rápido do que o utilizado no reator atualmente além de livre de falhas por manipulação manual de dados. Isso foi feito tornando todos os programas envolvidos na metodologia sub-rotinas de um programa principal.

METODOLOGIA

A metodologia é baseada em códigos e programas que são o LEOPARD [1], HAMMER-TECHNION [2], TWODB [3], CITATION [4] e COBRA [5]. Sendo que o LEOPARD e HAMMER-TECHNION são utilizados para calculo das sessões de choque macroscópica dos elementos combustíveis e não combustíveis. O TWODB e CITATION para simulação do reator em duas e três dimensões respectivamente e por fim o COBRA para analise termo hidráulica. Os cálculos dos

neutros atrasados e coeficientes de Criticalidade dados no processo de calculo dos parâmetros de segurança são dados pelos programas HAMMER-TECHNION e CITATION em um processo que envolve cerca de doze repetições do processo para que atenda todas as situações necessárias.

RESULTADOS

A fim de verificar a confiabilidade do programa gerenciador, comparou-se o coeficiente de criticalidade calculado pelos métodos antigo e novo, através da análise dos dados listados na saída do programa Citation. Pode-se notar pelo gráfico mostrado na figura 1.

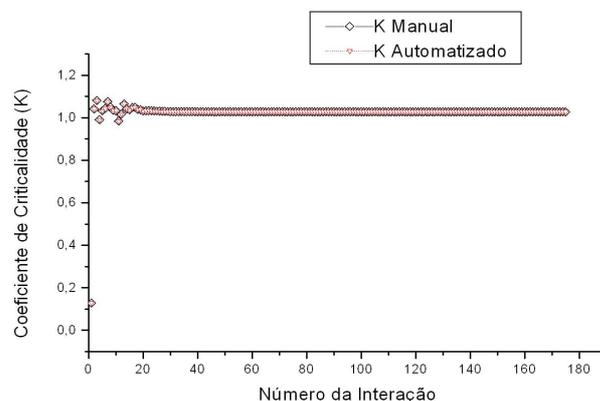


Figura 1. Gráfico do coeficiente de criticalidade pelo número da interação. [6]

Outra forma de verificar sua confiabilidade da é comparando os dados obtidos pelo COBRA referentes a temperatura externa do encamisamento.

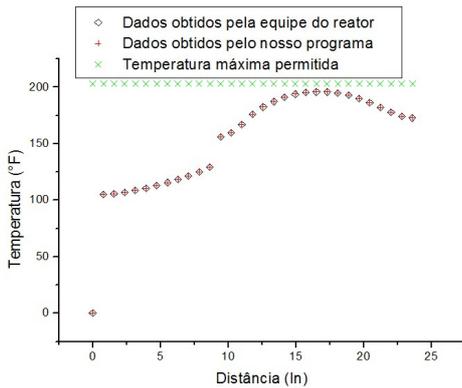


Figura 2. Gráfico da temperatura do revestimento das barras pelo comprimento da barra. [6]

E no caso do cálculo dos parâmetros de segurança usamos o coeficiente de criticalidade e a família de nêutrons atrasados que são os parâmetros de segurança importantes a serem avaliados neste processo.

Fração de nêutrons atrasados por família	
Obtido pela equipe do reator	Obtido pelo nosso programa
2,86610.10 ⁻⁰⁴	2,86610.10 ⁻⁰⁴
1,56075.10 ⁻⁰³	1,56075.10 ⁻⁰³
1,42516.10 ⁻⁰³	1,42516.10 ⁻⁰³
3,07312.10 ⁻⁰³	3,07312.10 ⁻⁰³
9,78513.10 ⁻⁰⁴	9,78513.10 ⁻⁰⁴

Tabela 1. Fração de nêutrons atrasados. [6]

Coeficiente de criticalidade para cálculo dos coeficientes de reatividades	
Obtido pela equipe do reator	
	0,9358469
Obtido pelo nosso programa	
	0,9358469

Tabela 2. Coeficiente de reatividade do reator. [6]

CONCLUSÕES

Em vista de que os programas mantiveram suas lógica inalterada e que apenas foram transformados em sub-rotinas de um programa principal o esperado era que até a ultima casa decimal os valores coincidisse o que foi visto nos gráficos e tabelas e assim sendo este se mostrou bastante confiável e agora esta em fase de implementação junto a equipe do IEA-R1

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] R. F., "LEOPARD - A spectrum dependent non-spatial depletion code", WCAP-3269-26, Westinghouse Electric Corporation, September 1963.

[2] BARHEN, J.; RHOTENSTEIN, W. and TAVIV, E., The HAMMER Code System Technion, Israel Institute of Technology, Haifa, Israel, NP-565, 1978.

[3] LITTLE, W. W., Jr.; HARDIE, R. W., "2DB user's manual - revision I", BNWL-831, REVI, Battelle Pacific Northwest Laboratory, 1969.

[4] 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.

[5] COBRA3C/RERTR, A Thermal-hidraulic Subchannel Code with Low Pressure Capabilities and Suppliment-Argone National Laboratory, 1983.

[6] Relatório CENT - Automatização dos programas e códigos computacionais da metodologia de cálculo neutrônico e termohidráulico do reator IEA-R1 - Relatório Técnico ENS.CENT.IC.039.00 RELT.001.00

APOIO FINANCEIRO AO PROJETO

CNPq