

AUTOMATIZAÇÃO DOS PROGRAMAS E CÓDIGOS COMPUTACIONAIS UTILIZADOS NA METODOLOGIA DE CÁLCULO NEUTRÔNICO E TERMOHIDRÁULICO DO REATOR NUCLEAR IEA-R1.

Giovanni Laranjo de Setefani¹ e Thadeu das Neves Conti²

¹ Instituto de Física, IF - USP
Rua do Matão, Travessa R 187
05508-090 São Paulo, SP
gstefani@ipen.br

² Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN/CNEN-SP
Av. Professor Lineu Prestes 2242
05508-000 São Paulo, SP
tnconti@ipen.br

RESUMO

Esse trabalho tem por objetivo a elaboração de um programa computacional que gerencie a execução de vários programas da metodologia de cálculo neutrônico e termo-hidráulico do reator IEA-R1, tornando o processo mais prático e seguro, além de tornar o tratamento dos dados de saída de cada um dos programas um processo automático. O reator IEA-R1 é um reator de pesquisas do tipo piscina, trabalhando com combustíveis do tipo placa, moderado e refrigerado a água leve. Nos últimos dez anos o reator tem operado a 64 horas por semana em potências que estão entre 2 e 5 MW. Este reator é bastante utilizado na produção de radioisótopos para uso médico, irradiação de materiais, treinamento de pessoal e até para pesquisas de base. Para que se possa atender toda essa demanda torna-se necessário fazer mudanças de configuração em seu cerne, para que o reator se adapte melhor aos diferentes usos. Antes de se fazer qualquer uma dessas mudanças é importante por uma questão de segurança, e também, para sabermos qual o resultado esperado, fazermos uma simulação do comportamento do reator através de programas computacionais. Essa simulação nos dá diversas informações vitais como temperatura e potência, por exemplo. No entanto atualmente utilizando a atual metodologia é necessário executar uma série de programas para se obter esses resultados, e muitos dos passos que o programa exige são feitos manipulando os dados de saída (como por exemplo, abrir os arquivos como texto, copiar as diversas sessões de choque e colá-las uma abaixo da outra para todos os elementos usados pelo reator e depois desse novo arquivo montado ser lido pelo TWODB), tornando-se susceptível a erros, além de muito pouco prático. Esse trabalho consiste em transformar uma série de programas existentes em sub-rotinas de um programa principal, ou seja, um programa que chame cada um dos programas automaticamente à medida que se torne necessário, e criar alguns outros programas para manipular os dados de saída e assim tornar o processo prático.

1. INTRODUÇÃO

O reator nuclear de pesquisas IEA-R1 é do tipo piscina, combustível tipo placa, moderado e refrigerado a água leve, utilizando grafite e berílio como refletor. Foi projetado e construído pela empresa norte-americana Babcock & Wilcox, em 1956, e sua primeira criticalidade ocorreu em 16 de setembro de 1957 ^[1]. Nos últimos dez anos o reator tem operado 64 horas por semana, em potências que variam entre 2 e 5 MW, para atender inúmeros clientes internos e externos ao IPEN. Dentre os principais clientes internos do reator nuclear IEA-R1 encontram-se: o Centro de Radiofarmácia - CR que produz radioisótopos como o iodo 137, o samário 153 e os geradores de molibdênio; o Centro de Engenharia Nuclear - CEN que utiliza radiação para teste de materiais e fluxo de nêutrons para uso em BNCT; o próprio Centro do Reator de Pesquisas - CRPq em pesquisas básicas e aplicadas nas áreas de radioquímica e física nuclear. Os principais clientes externos são: Centro de Energia Nuclear na Agricultura - o CENA que se utiliza do reator para fazer irradiações de amostras biológicas e geológicas; Centro Brasileiro de Pesquisas Físicas - CBPF que utiliza o reator para pesquisas gerais em física, a Universidade de Campinas - Unicamp em medidas cronológicas de diversos materiais; o Instituto de Geociências da USP na datação de rochas sedimentares; a CETESB dentre outros. Para que o reator possa atender toda essa demanda é necessário fazer a troca de alguns elementos combustíveis, com altas queimas, por elementos combustíveis novos ou com queimas mais baixas, com uma frequência que varia de acordo com a potência de operação do reator. Essa mudança de configuração dos elementos combustíveis do núcleo do reator é calculada, baseada em uma metodologia desenvolvida pela divisão de física de reatores do Centro de Engenharia Nuclear. A metodologia de cálculo desenvolvida emprega a execução de maneira seqüencial de vários códigos e programas computacionais, nas áreas de física de reatores e termo-hidráulica, de tal maneira que no final dos cálculos alguns critérios devem ser respeitados, para que a nova configuração calculada possa ser aprovada.

2. PROJETO

2.1. Metodologia de Cálculo Neutrônico

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 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. A geração das seções de choque dos elementos combustíveis é realizada através do programa computacional LEOPARD, que utiliza o modelo de célula padrão, isto é, combustível, revestimento e moderador com região extra para homogeneizar o elemento combustível. As seções de choque geradas com o programa LEOPARD são convertidas pelos programas auxiliares LINXS, CONVERD e CONVERB, para um formato, tal que, o programa TWODB possa entender. Para os elementos não combustíveis as seções de choque são geradas pelo programa HAMMER-TECHNION, cujas seções de choque são fornecidas ao programa TWODB junto com os outros dados de entrada. Para a execução do programa TWODB são fornecidas as seções de choque dos elementos combustíveis e não combustíveis, os dados geométricos e operacionais do reator, juntamente com o histórico de operação do reator. O reator é simulado em duas

dimensões, sem as barras de controle, fornecendo o fator de multiplicação efetivo, a queima do combustível em percentagem de material físsil, os fluxos de nêutrons, as densidades de potência médias e as seções de choque macroscópicas. Para executar o programa computacional CITATION em duas ou em três dimensões, deve-se converter, isto é, deve-se formatar as seções de choque macroscópicas geradas pelo TWODB, através do programa computacional TDBCIT1. A figura 1 ilustra todas as etapas dessa metodologia:

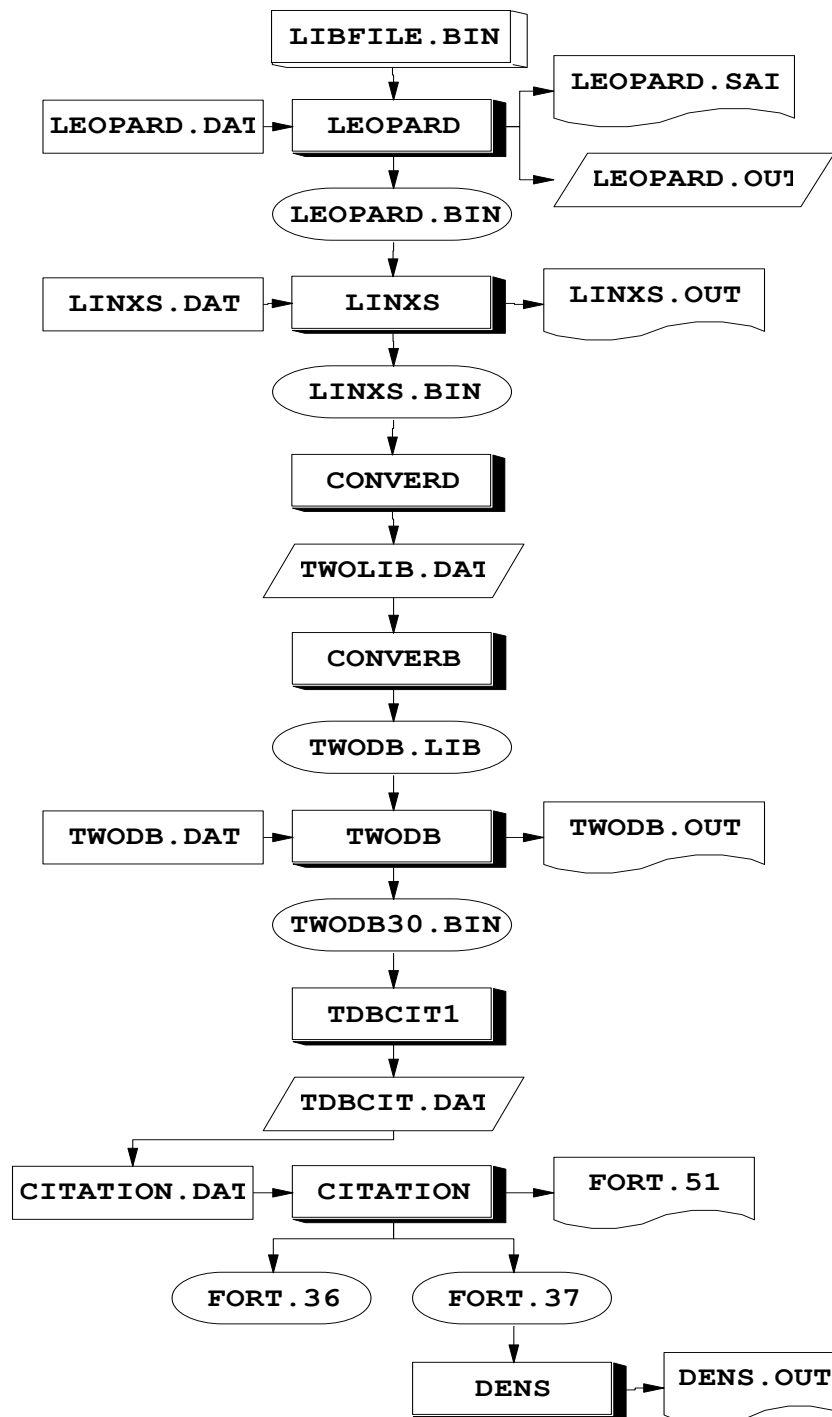


Figura 1. Diagrama de Cálculo Neutrônico

Finalmente, para se obter as informações termo-hidráulicas dos canais do reator, utiliza-se o programa computacional COBRA. Antes, porém, deve-se utilizar o programa DENS_BE, que lê a saída do CITATION e gera um perfil axial de potência que será utilizada como dado de entrada do programa COBRA.

2.2. Nova Metodologia de Cálculo Neutrônico

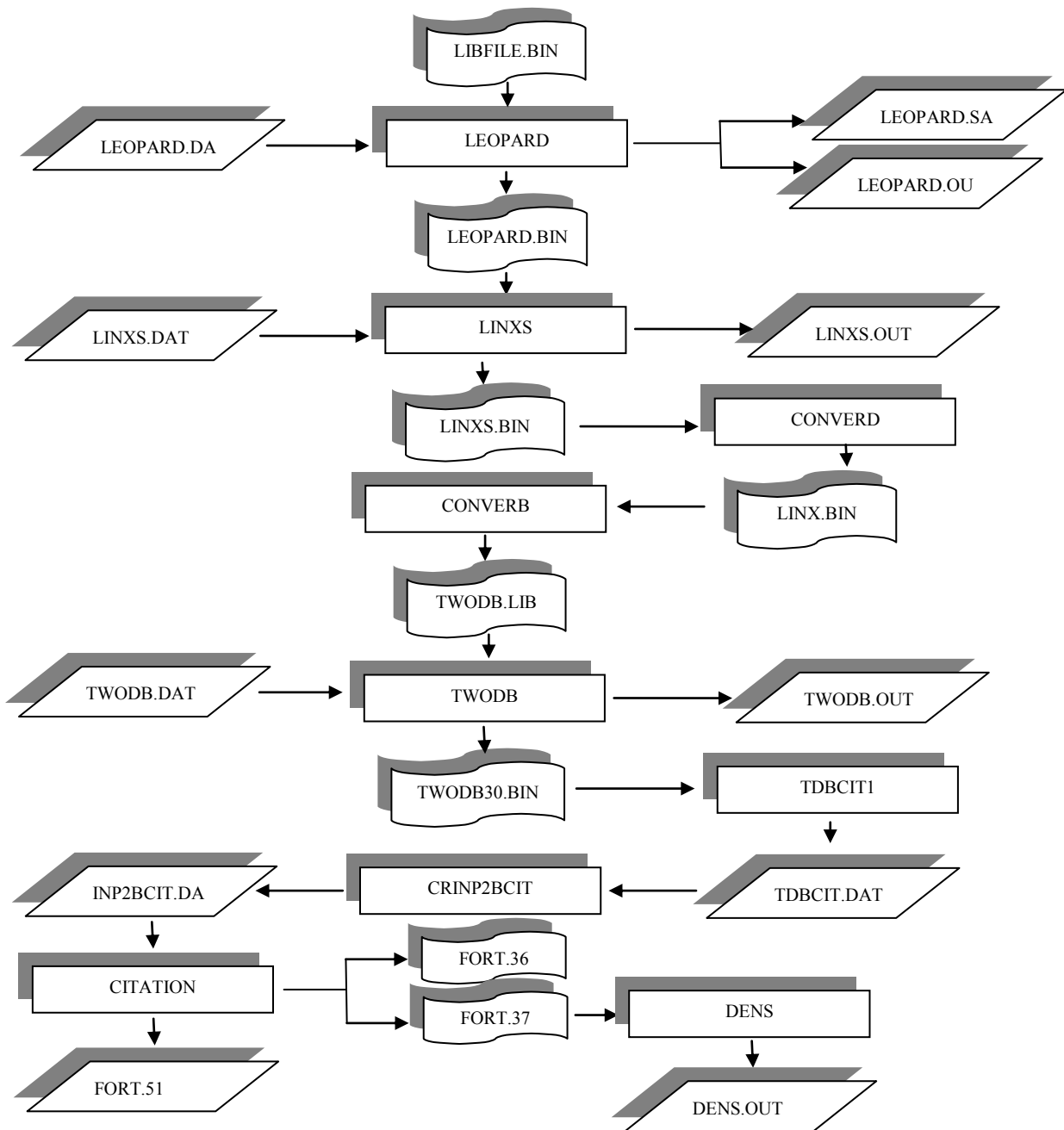


Figura 2. Novo Diagrama de Cálculo Neutrônico.

Ao longo do desenvolvimento da automatização tivemos a necessidade de além do programa gerenciador desenvolver o CRINP2BCIT, programa responsável por tornar automática a entrada de dados do CITATION, copiando para essa os resultados obtidos pelo TWODB, já devidamente formatados pelo TDBCIT1. Sendo assim a nova metodologia pode ser vista na figura 2.

2.3. Resultados da automatização

Para sabermos se o programa funcionava conforme o esperado resolvemos comparar a saída de dados do Citation (FORT.51) e analisar o coeficiente de criticalidade. Este coeficiente é responsável por definir se um reator está subcrítico $k < 1$, crítico $k = 1$ ou supercrítico $k > 1$.

A criticalidade de um reator está relacionada com varias grandezas como temperatura que afeta diretamente a absorção de nêutrons pelo combustível nuclear, ou até o consumo do combustível nuclear que geram produtos de fissão que absorvem nêutrons. Como os programas envolvidos nessa metodologia calculam esses parâmetros todos para poder achar o coeficiente de criticalidade, este se mostra um ótimo objeto para comparação de dados. Abaixo podemos ver um gráfico do coeficiente de criticalidade pelo número de interação na metodologia antiga (manual) e na nova (automatizado):

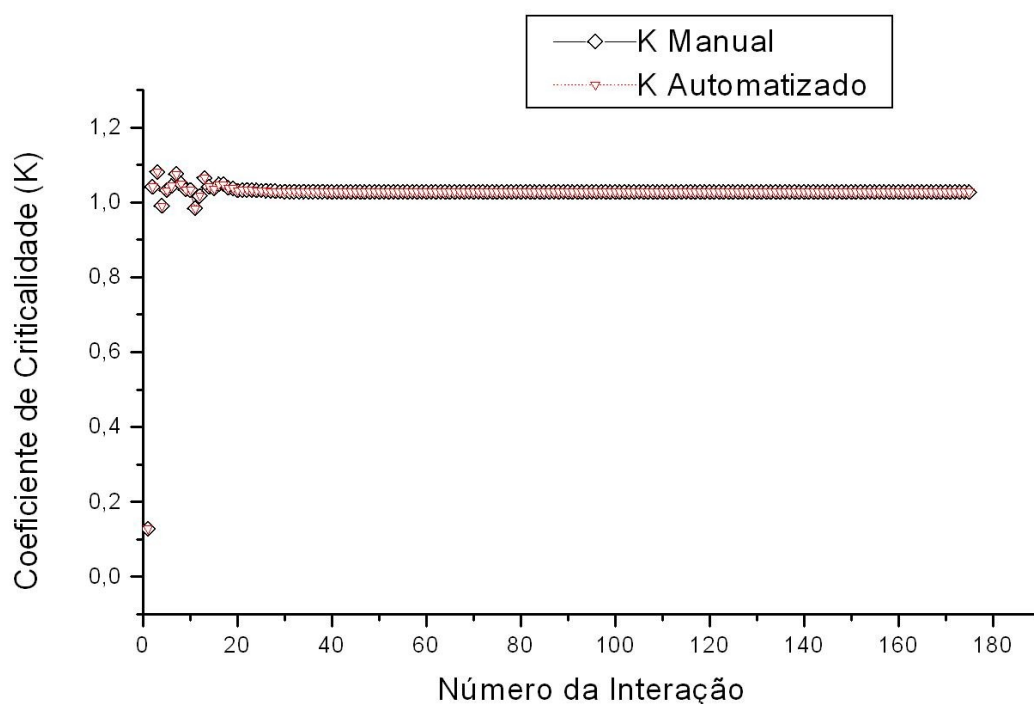


Figura 3. Gráfico do coeficiente de Criticalidade pelo número da interação.

3. CONCLUSÕES

Até o momento o programa ainda está em fase de desenvolvimento. Por enquanto, todos os resultados obtidos foram para conjuntos de dados de entrada já existentes de elementos combustíveis. A parte do programa gerenciador responsável pela automatização dos elementos moderadores (Hammer) e pela organização dos dados das seções de choque dos elementos combustíveis, ainda precisa ser acrescentada. Porém, a primeira parte do programa, responsável pelo cálculo das seções de choque do elemento combustível (Leopard) tem se mostrado bastante efetiva para cálculo de um elemento combustível apenas, apresentando uma saída de dados idêntica à saída de dados esperada pelo processo manual. Pode-se notar também, pelo gráfico mostrado na figura 3, 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 obtidos

REFERÊNCIAS

- [1] “Site” do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN, 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.