



VALIDAÇÃO DA METODOLOGIA DE GERAÇÃO DE SEÇÕES DE CHOQUE NO FORMATO NEMTAB

Bragança, T. A., Pereira, C., Reis, P. A. L., Costa, A. L.

Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear
Av. Presidente Antônio Carlos, 6627 – Escola de Engenharia, B1 4
Campus Pampulha - Belo Horizonte, 31270-901, MG, Brasil

thomasalvesb@gmail.com

Palavras-Chave: WIMS, PARCS, Seção de Choque, *Benchmark*

RESUMO

Em diversas situações de interesse, o acoplamento neutrônico-termohidráulico de códigos nucleares são importantes ferramentas usadas para análise de segurança. Dentro deste contexto, o Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG em colaboração com instituições internacionais, vem fazendo uso do sistema acoplado PARCS (*Pardue Advanced Reactor Core Simulator*) / RELAP5 (*Reactor Excursion and Leak Analysis Program*). Para a representação do sistema estudado, faz-se necessário a geração das seções de choque macroscópicas que alimentam o sistema neutrônico, simulado através do código PARCS. A simulação neutrônica, é dependente da temperatura do refrigerante, será realimentada através de cálculos termo-hidráulicos do código RELAP. Dentro deste contexto, uma tese foi desenvolvida apresentando a metodologia de geração de seção de choque usando o código de cálculo de células WIMSD-5B (*Winfrith Improved Multigroup Scheme*). O objetivo deste trabalho é utilizar a metodologia já desenvolvida e criar uma plataforma de geração de seção de choques automatizada, de acordo com o sistema e as condições escolhidas pelo usuário. As seções de choque serão escritas no formato NEMTAB, formato usado pelo código de análise neutrônica PARCS. Além disso, tanto a metodologia como a plataforma serão validadas através de sua aplicação a um *benchmark*.

1. INTRODUÇÃO

Os reatores nucleares têm se apresentado, de maneira significativa, como uma importante opção na geração de energia elétrica em diversas matrizes energéticas. Diversos países, inclusive Brasil, vêm se empenhando na busca de tecnologias e estratégias inovadoras que tornem os reatores nucleares mais eficazes [1].

Com o aumento do número de reatores nucleares, as questões de segurança vêm atraindo cada vez mais a atenção, e se tornando um dos fatores de maior importância no desenvolvimento de energia nuclear, especialmente após o desastre nuclear de Fukushima Daiichi em 2011. A segurança nuclear abrange usinas nucleares e todas as suas instalações. Uma vez que os reatores nucleares atuais possuem altos níveis de complexidade, custos elevados, levando muito tempo para serem construídos, a tecnologia de simulação contribui muito, especialmente para a segurança nuclear. Neste caso, a simulação é essencial



para centrais nucleares, podendo constatar falhas e prevenir acidentes, melhorando os níveis de segurança. No Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais (DEN/UFMG), desde 2011 vem-se trabalhando no desenvolvimento de uma metodologia de geração de seção de choque usando o código de célula WIMSD-5B [1-4].

Desse modo, este trabalho propõe uma generalização da metodologia, automatizando a geração das seções de choque, e, com auxílio de um *benchmark*, validar a metodologia que vem sendo utilizada nas simulações com os códigos WIMSD-5B e PARCS, nas pesquisas desenvolvidas no DEN/UFMG, para serem usadas em estudos acoplados PARCS/RELAP.

2. ESTADO DA ARTE

A geração de seções de choque, a partir de arquivos contendo os parâmetros nucleares, continua a ser um dos problemas fundamentais da física de reatores. Seções de choque macroscópicas são determinadas pelo módulo de depleção baseado nas queimas e no histórico de funcionamento da usina, e devem representar as condições atuais do reator que se deseja estudar e simular. Estas seções de choque macroscópicas são geradas por códigos de cálculo de células que representam as especificidades dos elementos combustíveis, seus componentes e seus vizinhos. Vários códigos têm sido usados para esse fim como, por exemplo, HELIOS3, CASMO4, TRITON5, WIMS e SERPENT [5].

Os métodos utilizados para a geração de seção de choque devem levar em conta inúmeros fatores, posto que, elas devem ser representadas em função de variáveis de estado, tais como densidade do fluido refrigerante, temperatura do combustível, temperatura do fluido de refrigerante [6]. Tais fatores foram levados em consideração no desenvolvimento da metodologia descrita em [2]. Como aplicação, modelou-se o reator de Angra-1 NPP em BOL (início da vida), em estado estacionário, utilizando o código PARCS V2.7. As informações das barras de veneno queimável, enriquecimento de combustível e de distribuição das barras de controle dentro no núcleo foram obtidas a partir do FSAR (Relatório Final de Análise de Segurança) e implementadas no modelo. As seções de choque macroscópicas para os grupos de nêutrons rápidos e térmicos foram calculadas usando o código WIMSD-5B e inseridas no código PARCS, depois de colocadas no formato adequado. Com o propósito de estabelecer um estado estacionário inicial foram consideradas três posições de barras de controle com o código PARCS V2.7 relatados no FSAR. k_{eff} de 1,0733 foi obtido para o caso com as barras de controle totalmente retiradas, k_{eff} de 1,0718 para 24% das barras de controle inseridas e k_{eff} de 0,8512 para o caso das barras de controle completamente inseridas. As distribuições de densidade de potência do núcleo foram obtidas e comparadas com as apresentadas correspondentemente no FSAR [3 e 13].

Já em [4], foi apresentado a modelagem para o reator de pesquisa TRIGA IPR-R1 utilizando o código RELAP5 e RELAP5-3D. O desenvolvimento e a avaliação do modelo termo-hidráulico para o código RELAP5 do reator de pesquisa TRIGA IPR-R1, foram validados para situações de estado estacionário e transitório. Os resultados obtidos, mostraram convergência com os dados experimentais, validando este modelo para cálculos cinéticos nodais. No cálculo neutrônico foi utilizando o código PARCS. As seções de choque para a análise neutrônica foram geradas através de simulações no código WIMSD-5B.

O código WIMS (*Winfrith Improved Multigroup Scheme*), desenvolvido entre 1963 e 1965 no Centro de Energia Atômica de *Winfrith* (UKAEA), é usado para cálculo de elementos ou células combustíveis de



qualquer tipo de reator, incluindo reatores rápidos e térmicos dados a estrutura energética de sua biblioteca de dados nucleares. Utiliza uma grande variedade de métodos para resolver problemas de física de reatores e pode ser utilizado tanto para *benchmarks* quanto para cálculos de projeto [7].

Para efetuar a análise neutrônica será utilizado o PARCS. O código PARCS (*Pardue Advanced Reactor Core Simulator*) é um programa para análise neutrônica 3D desenvolvido para a NRC pela Universidade de *Pardue*, Estados Unidos. Tal programa resolve a equação da difusão de nêutrons em regimes estacionários e transitórios predizendo a resposta dinâmica do reator a perturbações de reatividade, tais como movimento das barras de controle ou variações nas condições de temperatura e densidade do refrigerante no núcleo do reator. O código PARCS obtém as correspondentes seções de choque macroscópicas interpoladas dentro dos valores disponíveis nos arquivos de entrada do PARCS e, conseqüentemente, o fluxo de nêutrons (potência nodal) [8].

Uma vez geradas as seções de choque, a matriz de dados em formato NEMTAB pode ser usada para avaliação de reatores nucleares neutrônica ou em acoplamento neutrônico-termohidráulico. No caso particular do DEN/UFMG, o sistema acoplado considerado é PARCS/RELAP5.

3. METODOLOGIA

As seções de choque macroscópicas obtidas através das simulações do WIMSD-5B serão utilizadas como parâmetros de entrada para o código computacional PARCS. Os parâmetros utilizados no cálculo das seções de choque macroscópicas, tais como as temperaturas do refrigerante e do combustível devem abranger todas as situações possíveis, considerando-se operação em estado estacionário, transientes e situações de acidentes [2].

O código PARCS utilizará as seções de choque macroscópicas, geradas pelo WIMS, podendo estar nas formas de dois grupos ou de multigrupos, para se efetuar uma análise neutrônica. O objetivo principal de uma simulação neutrônica para um reator nuclear é determinar a distribuição do fluxo de nêutrons, distribuição de potência e o fator de multiplicação de nêutrons. As demais variáveis de interesse como coeficientes de reatividade, valor de reatividade são obtidas com base no fator de multiplicação de nêutrons ou da distribuição do fluxo. Determinar tais parâmetros é uma etapa indispensável no projeto de reatores nucleares, pois é justamente esta etapa que possibilita a otimização e análise de vários aspectos relativos à operação dos reatores além de providenciar a identificação e prevenção de possíveis violações das condições seguras de operação [9, 10].

Para obter essa comunicação entre o WIMS e o PARCS é necessária a adaptação das saídas do WIMS para o formato NEMTAB, o qual é compatível para a entrada do PARCS. Nesse sentido, será feito um aperfeiçoamento e generalização de um código, já desenvolvido e utilizado, no DEN [2, 3].

Com fins de validação dessa metodologia implementada será feito o uso de *Benchmark* de geração de seções de choque e resultados do PARCS. *Benchmarks* são baseados em problemas bem definidos com um conjunto completo de entradas e, muitas vezes, com solução única, são utilizados como um meio de verificação das soluções numéricas obtidas pelas diversas metodologias aplicáveis ao problema.



O *benchmark* a ser utilizado foi projetado para avaliar a capacidade de códigos de cinética de reatores, através da resposta fornecida para situação transitória de um núcleo parcialmente carregado de combustível MOX. Este *benchmark* emprega muitas das características do *benchmark* NEACRP L-335, proposto por Finnemann em 1991 [11], que foi descrito com a finalidade de avaliar a capacidade de modelagem de transitórios de ejeção de barras de controle em núcleos parcialmente carregados de combustíveis MOX com plutônio proveniente do desmantelamento de armas nucleares. O núcleo escolhido na simulação deste *benchmark* é baseado em um reator tipo PWR, de fabricação da Westinghouse, similar ao reator escolhido para a eliminação de plutônio nos EUA [12].

4. CONCLUSÃO

Após uma extensa investigação teórica, concluiu-se a indiscutível importância das simulações na avaliação prévia do desempenho e comportamento de reatores nucleares. Conseqüentemente, tal fato implica em um aumento da segurança em reatores nucleares, aumentando as chances de prevenção de possíveis acidentes.

Verificou-se também a confiabilidade e precisão dos diversos métodos de geração de seção de choque, inclusive para o WIMS, código a ser usado no desenvolvimento do trabalho. Comprovou-se a eficácia do código PARCS, a ser utilizado nesse trabalho, em análise neutrônica. Visando manter a credibilidade dos resultados dos códigos, a criação de um código de interface, que converta os parâmetros de saída do WIMS adequadamente para a entrada do PARCS, é de suma importância.

Diante de todo o levantamento teórico e conclusões feitas, certifica-se que há a necessidade de uma validação para a metodologia que vêm sendo usada no DEN/UFMG, a qual será efetuada por meio de um *benchmark*.

AGRADECIMENTOS

Ao CNPq, CAPES e FAPEMIG pelo financiamento direto ou indireto desta pesquisa.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Mesado, R. C., Miró, T. B., Verdú, G. Comparación De Los Resultados De Quemado Para Reactores Bwr Con Casmo Y Scale 6.2 (Triton/Newt). Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM) Universitat Politècnica de València (UPV). Camí de Vera s/n.46021 Valencia, Spain, Octubre, 2014.
- [2] Reis, P. A. L., Estudos Neutrônicos E Termo-Hidráulicos Para O Desenvolvimento De Uma Metodologia De Acoplamento Entre Códigos Aplicada Ao Reator De Pesquisa Triga Ipr-R1. Escola de Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, 2013.
- [3] Hamers, A. R., Reis, P. A. L., Rodrigues, T. D. A., Pereira, C., Costa, A. L., Miró R., Verdu, G. Angra-1 Neutron Kinetics Model At Bol Using Wimsd-5b And Parcs V2.7 Codes. In: International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2015, 2015, São Paulo. The Brazilian Nuclear Program: State Policy for a Sustainable Development. São Paulo: ABEN, 2015. v. único. p. 1-12.
- [4] Reis, P. A. L., Costa, A. L., Pereira, C., Veloso, M. A. F., Scari, M. E., Miró R., Verdu, G. Transient Cases Analyses Of The Triga Ipr-R1 Using Thermal Hydraulic And Neutron Kinetic Coupled Codes. In: International



Nuclear Atlantic Conference - INAC 2015, 2015, São Paulo. The Brazilian Nuclear Program: State Policy for a Sustainable Development. São Paulo: ABEN, 2015. v. ÚNICO. p. 1-14.

[5] Lee C. H., Yang, W. S., Status Report on Multigroup Cross Section Generation Code Development for High-Fidelity Deterministic Neutronics Simulation System ANL-AFCI-207. Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory. September, 2007.

[6] Xu, Y., Downar, T., GenPMAXS Code for Generating the PARCS Cross Section Interface File PMAXS. Purdue University, School of Nuclear Engineering, November, 2006.

[7] WIMSD – A Neutronics Code for Standard Lattice Physics Analysis – AEA Technology – NEA Data Bank Documentation, No 1507, 1996.

[8] User Manual for the PARCS Neutronics Core Simulator - PARCS v2.7 U.S. NRC Core Neutronics Simulator User Manual August, 2006.

[9] Duderstadt, J. J., Hamilton, L. J., Nuclear Reactor Analysis, Department of Nuclear Engineering– The University of Michigan, 1976.

[10] Lamarsh, J. R. And Baratta, A. J., Introduction to Nuclear Engineering , 3rd Edition, page 308, Ed. Hardcover, 1966.

[11] Finnemann, A. H. G., “Neacrp 3-D Lwr Core Transient Benchmark,” Neacrpl-335, October 1991, <http://www.nea.fr/html/science/docs/1991/>.

[12] Kozlowski, T., Downar, T. J., Oecd/Nea And U.S. Nrc Pwr Mox/Uo2 Core Transient Benchmark. Purdue University West Lafayette, Indiana U.S.A. Final Specifications, Revision 2. December, 2003.

[13] FSAR, “Final Safety Analysis Report – Central Nuclear Almirante Alvaro Alberto – Unit 2”, Eletrobrás-Eletronuclear, Brazil, 2013.