

Introdução ao Cálculo Neutrônico da Cinética e da Dinâmica de Reatores Nucleares Avançados

Gustavo Varanda Paiva e Reinaldo Jacques Jospin
Instituto de Engenharia Nuclear - IEN

INTRODUÇÃO

Atualmente, a energia de origem nuclear corresponde à cerca de 16% do total de energia elétrica utilizada por todo o mundo. Qualquer análise profissional e realista das perspectivas e alternativas para o atendimento da crescente demanda de energia elétrica nas próximas décadas, concluirá que a geração núcleo-elétrica é a principal alternativa técnica e ecologicamente viável, disponível a curto e médio prazo. Para a maioria dos países, assim como o Brasil, os reatores nucleares, tanto os de concepção tradicionais térmicos e refrigerados à água leve (LWR), quanto os concebidos para operar a altíssimas temperaturas (VHTGR) serão fundamentais. Hoje em dia, já existem projetos híbridos que envolvem reatores nucleares e usinas de Hidrogênio. É exatamente neste sentido que o presente projeto fundamenta sua proposta como sendo uma pequena contribuição ao desenvolvimento técnico-científico para que o Brasil possa concretizar o cenário promissor para a geração núcleo-elétrica apresentado anteriormente.

OBJETIVO

O objetivo deste projeto foi passar o conhecimento sobre física nuclear e métodos de se resolver as equações diferenciais da difusão neutrônica para que no futuro possamos usar este conhecimento para o desenvolvimento de métodos computacionais para aplicação na solução de problemas e na modelagem de fenômenos típicos de reatores nucleares avançados e inovadores.

METODOLOGIA

Inicialmente foi realizado um treinamento na utilização de um programa de pré e pós processamento comercial denominado GID. Este programa funciona como uma interface gráfica de um programa desenvolvido no IEN na linguagem Fortran denominado MEF [2] e que simula a equação de difusão neutrônica na sua forma integral utilizando uma discretização pelo Método dos Elementos Finitos (MEF) [1]. No intuito de desenvolver a capacidade de entendimento da física de reatores foi proposta uma série de apresentações sobre temas de física nuclear. Foi proposto ainda um aprendizado básico de Fortran e um treinamento na utilização do programa Hammer que calcula as seções de choque macroscópicas das células dos reatores nucleares.

RESULTADOS

Apesar de ter sido planejado um trabalho sobre a verificação da influência da temperatura na variação do fator de criticalidade e visto a grande quantidade de informações que se tem que absorver antes de se poder desenvolver algo neste sentido, este trabalho, devido ao tempo exíguo, funcionou apenas como uma capacitação a realização de futuros trabalhos relacionados ao cálculo neutrônico da cinética e da dinâmica de reatores nucleares avançados e inovadores levando em consideração a influência da temperatura. Foram obtidas soluções numéricas para vários exemplos de reatores nucleares da literatura denominados "benchmark" numéricos tais como do reator Ulchin1 apresentado na figura 1. Os resultados obtidos pelo

programa MEF relativos ao fator de criticidade e aos fluxos neutrônicos dos reatores nucleares mostraram ótima concordância com estes “bench-marks” como pode ser mostrado na tabela 1 para o fator de criticidade, na figura 2 para os fluxos neutrônicos e 3 para a potência.

Tabela 1: Fator de criticidade do reator

tamanho médio do elemento:	Número de elementos n_e :	Fator de criticidade: k_{eff}
17.5	664	1.00283
8.75	1096	1.00280
4.375	4630	1.00317
2.1875	18656	1.00326

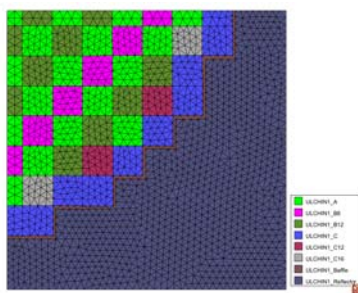


Figura 1: Definição dos materiais que constituem o núcleo do reator Ulchin1.

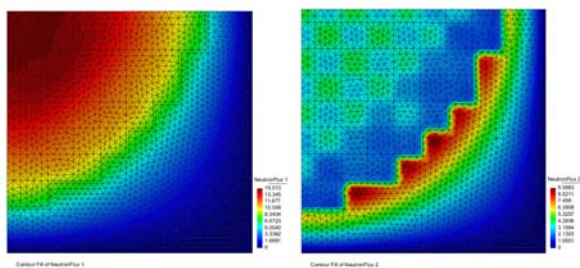


Figura 2: Fluxo neutrônico rápido e térmico do reator.

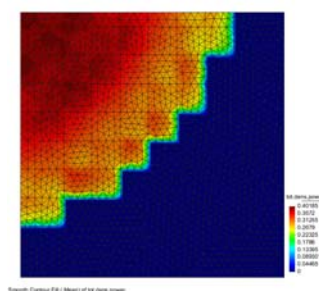


Figura 3: Potencia total no núcleo do reator.

CONCLUSÕES

Este trabalho mostra que a utilização do M.E.F. na resolução de problemas de neutrônica de reatores nucleares tem um potencial promissor já que apresenta ótimos resultados numéricos. Um trabalho futuro teria como objetivo mostrar que este comportamento também se verifica no cálculo dinâmico de reatores nucleares envolvendo os conceitos de realimentação termohidráulica baseado em trabalhos anteriores [3,4,5].

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] R. J. Jospin, L. O. B. Aghina, P. A. B. Sampaio, “Neutron Diffusion Equation Solution using Finite Element Method”, Relatório Técnico (R.T.) IEN, nº 02/2006.
- [2] R. J. Jospin, “MEF version 5.5: numerical examples manual”, R.T. IEN, nº 01/2007.
- [3] D. Scal, R. J. Jospin, L. O. B. Aghina, R. S. Santos, “Finite Element Formulation on Reactor Kinetics Problem”, R.T. IEN, nº 03/2008.
- [4] R. T. S. Cachoeira, R. J. Jospin, L. O. B. Aghina, “Alguns passos para o cálculo do núcleo de um reator nuclear com realimentação termohidráulica utilizando o método dos elementos finitos”, R.T. IEN, nº 01/2011.
- [5] D. R. Senra, R. J. Jospin, L. O. B. Aghina, “Adaptive remeshing in 2D Neutron Diffusion using external Programs: Gen-Mesh and Triangle”, R.T. IEN, nº 02/2011.

APOIO FINANCEIRO AO PROJETO

Agradecemos ao CNPq pela ajuda financeira através de uma bolsa de I.C., a CNEN por propiciar esta iniciação científica, a bolsista PCI Máira Costa Santos pela ajuda na orientação e ao Eng. Luiz Osório de Brito Aghina pelas suas inúmeras e sempre pertinentes observações em relação ao tema.