

## Método Híbrido: Linear Espectro-Nodal para Problemas Unidimensionais de Difusão Neutrônica em Meios Multiplicativos e Aproximação de uma Velocidade.

Rogério V. M. Rocha<sup>1</sup>, Dany S. Dominguez<sup>2</sup>, Susana M. Iglesias<sup>2</sup>, Ricardo C. Barros<sup>3</sup>.

1. Estudante de IC da Universidade Estadual de Santa Cruz – UESC, Ilhéus/BA; \*[rogermattosxa@gmail.com](mailto:rogermattosxa@gmail.com)

2. Pesquisador do Depto.de Ciências Exatas e Tecnológicas, UESC, Ilhéus/BA;

3. Pesquisador CNPq Instituto Politécnico da Universidade do Estado do Rio de Janeiro – IPRJ/UERJ, Rio de Janeiro/RJ;

Palavras Chave: *Difusão de nêutrons, Espectro Nodal, Elementos Finitos.*

### Introdução

Um dos principais desafios da humanidade na atualidade é a produção de energia elétrica para suprir a demanda do crescimento populacional e do desenvolvimento econômico global sem lançar na atmosfera os gases responsáveis pelo aumento do aquecimento global e outros produtos tóxicos. Uma das principais alternativas é o uso da energia nuclear a qual é obtida por meio da fissão de um núcleo atômico pesado, como o U-235, onde é utilizado o nêutron como projétil [1]. Esta interação nêutron-núcleo produz novos nêutrons caracterizando a existência de reação em cadeia em meios hospedeiros multiplicativos [1].

A modelagem matemática utilizada para descrever o fenômeno físico de transporte de nêutrons em domínios unidimensionais a uma velocidade pode utilizar o Sistema de Equações Diferenciais de Difusão (SEDD) [2].

Neste trabalho apresentamos o desenvolvimento de um método numérico determinístico de caráter híbrido, onde combinamos os fundamentos da aproximação linear do Método de Elementos Finitos [3] com as aproximações quase-analíticas do Método Espectro-Nodal (*Spectral Green's Function*) [4], [5]. Esta combinação de métodos visa obter uma aproximação mais precisa com menor custo computacional para a distribuição do fluxo neutrônico e o coeficiente efetivo de multiplicação.

### Resultados e Discussão

Com o objetivo de quantificar a precisão e o desempenho computacional do novo método desenvolvido foram obtidos resultados que comparam o método híbrido (MEF-LD-EN) no SEDD aos métodos convencionais *Diamond Difference* (MDD) e Método de Elementos Finitos (MEF) disponíveis na literatura. O MDD é considerado um método de malha fina convencional e têm um elevado custo computacional. O MEF, por sua vez, é considerado um método de malha média.

Nos problemas modelos resolvidos constatamos que o MEF-LD-EN consegue resultados mais precisos que os métodos convencionais em pontos localizados em regiões do domínio com fortes variações do fluxo neutrônico. Os resultados referentes ao coeficiente efetivo de multiplicação podem ser verificados na Tabela 1. Ao analisarmos a Tabela 1 constatamos que o MEF-LD-EN se sobressai dentre os outros métodos com um desvio relativo da ordem de  $10^{-5}$  por cento, quando comparado com a solução de referência com 960 nodos, utilizando o MEF.

Tabela 1. Coeficiente efetivo de multiplicação.

MÉTODO (nro nodos)	$K_{EF}$	ERRO RELATIVO (%)
MDD (1440)	1,140416E+00	<u>1.671843E-04</u>
MEF (90)	1,140417E+00	<u>1.107401E-04</u>
MEF-LD-EN (30)	1.140419E+00	<u>7.634042E-05</u>
SOLUÇÃO REFERÊNCIA MEF (960)	1.140418E+00	..

### Conclusões

Neste trabalho propomos uma nova formulação para resolver problemas unidimensionais de difusão neutrônica em meios multiplicativos e aproximação de uma velocidade. O MEF-LD-EN mostrou-se superior aos métodos convencionais MDD e MEF em relação à precisão numérica e a custo computacional, fornecendo resultados mais precisos para distribuição do fluxo neutrônico e o coeficiente efetivo de multiplicação, em cálculos de malha grossa, o que torna o custo computacional menor. Por fim, recomendamos o seu uso para resolver problemas homogêneos e heterogêneos unidimensionais de difusão neutrônica em meios multiplicativos.

### Agradecimentos

Agradecemos a UESC pelo apoio no desenvolvimento desse trabalho, ao CNPq e a FAPESB pelo apoio financeiro à esta pesquisa, e ao NBCGIB pela infraestrutura disponibilizada para a realização dos experimentos computacionais.

- [1] Lamarsh, J. R. & Baratta, A. J., 2001. *Introduction Nuclear Engineering*. Prentice Hall. ISBN 0-201-82498-1 ed. Third.
- [2] Duderstadt J. J. & L. J. Hamilton, 1975. *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley & Sons Inc, NY -USA.
- [3] Zienkiewicz O. C., 1971. *The Finite Element Methods in Engineering Science*. McGraw-Hill, NY - USA, ed. Second.
- [4] Dominguez, D. S. & Hernandez, C. R. G. & Barros, R. C., 2010. Spectral nodal method for numerically solving two-energy group X,Y geometry neutron diffusion eigenvalue problems. *International Journal of Nuclear Energy, Science and Technology* (Print), v. 5, p. 66.
- [5] Barros, R. C. & Larsen, E. W., 1992. A Spectral Nodal Method for One-Group X,Y-Geometry Discrete Ordinates Problems. *Nuclear Science and Engineering*, ESTADOS UNIDOS, v. 111, p. 34-45.