

Proceeding Series of the Brazilian Society of Computational and Applied Mathematics

Um problema de autovalor para caracterização de criticalidade de reatores nucleares

Jayme Andrade Neto¹

Instituto de Matemática e Estatística, UFRGS, Porto Alegre, RS

Rudnei Dias da Cunha²

Instituto de Matemática e Estatística, UFRGS, Porto Alegre, RS

Liliane Basso Barichello³

Instituto de Matemática e Estatística, UFRGS, Porto Alegre, RS

1 Introdução

O funcionamento de um reator nuclear está associado a uma reação em cadeia sustentável, ou seja, o número de nêutrons produzidos deve ser igual ao número de nêutrons que são absorvidos ou que saem do sistema. Nesse caso, diz-se que o reator está em estado crítico. No modelo matemático de interesse, o estado de criticalidade está associado ao cálculo do autovalor dominante k . De outra forma, dadas as equações em ordenadas discretas, em meio unidimensional e um grupo de energia

$$\pm\mu_i \frac{d}{dx} \Psi(x, \pm\mu_i) + \Psi(x, \pm\mu_i) = \frac{1}{2} \left(\sigma_s + \frac{\nu\sigma_f}{k} \right) \sum_{k=1}^N \omega_k [\Psi(x, \mu_k) + \Psi(x, -\mu_k)] \quad (1)$$

sendo $\Psi(x, \mu_i)$ o fluxo angular, σ_t a seção de choque total, σ_s a seção de choque de espalhamento, $\nu\sigma_f$ o produto do número médio de nêutrons emitidos por fissão pela seção de choque de fissão, variável espacial $0 < x < a$, $0 \leq \mu_k \leq 1$ um conjunto de direções discretas fixado que corresponde ao cosseno do ângulo de incidência das partículas em relação ao eixo x , ω_k os pesos da quadratura usada para aproximar o termo integral da equação de transporte e considerando-se condições de contorno nulas, busca-se estimar o autovalor dominante, que identifica o estado de criticalidade do reator.

Para tanto, nesse trabalho usamos o método de ordenadas discretas analítico, ADO [1], de forma espectral, onde as constantes de separação e as autofunções são determinadas em [1] de forma que a solução geral é expressa como

$$\Psi(x, \pm\mu_i) = \sum_{j=1}^N [A_j \phi(\xi, \pm\mu_i) e^{-x/\xi} + B_j \phi(\xi, \mp\mu_i) e^{(a-x)/\xi}]. \quad (2)$$

¹jayme.andrade.neto@gmail.com

²rudnei.cunha@ufrgs.br

³lbaric@mat.ufrgs.br

As expressões para ϕ contém o parâmetro que queremos estimar, k . Neste trabalho, onde é considerado apenas a região combustível, encontramos valores reais e um valor imaginário puro para os parâmetros ξ .

2 Resultados e Considerações Finais

Para os testes numéricos, determinaremos k para uma placa plana homogênea de espessura $a = 10\text{cm}$, com condições de contorno do tipo vácuo e sujeita aos parâmetros $\sigma_t = 1,0\text{cm}^{-1}$, $\sigma_s = 0,92\text{cm}^{-1}$ e $\nu\sigma_f = 0,1\text{cm}^{-1}$. Aplicando-se as condições de contorno em (2) obtemos uma matriz M cujos elementos dependem do parâmetro k . Assumimos dois valores iniciais para k e usamos o método da secante para determinar as raízes da equação $\det M = 0$. Os valores obtidos para k encontram-se na Tabela 1. O método ADO mostrou-se eficiente na resolução deste problema de criticalidade no sentido que a implementação é relativamente simples e obteve-se, com ordens de quadratura inferiores, resultados compatíveis aos já conhecidos na literatura, como no trabalho de Batistela [2], que também é de caráter analítico, bem como com o código ANISN [4], de caráter numérico. Dando sequência a esse trabalho, pretende-se desenvolver esse método para modelos mais complexos como, por exemplo, para placas heterogêneas.

Tabela 1: Aproximações para k

N	ADO	LTS_N [2]	ANISN [4]
2	0.953541	0.93905	-
4	0.953478	0.95155	0.95207
8	0.953476	0.953201	0.95316
12	0.953476	0.953354	-
16	0.953476	0.953409	0.95338

Referências

- [1] L. B. Barichello. Explicit formulations for radiative transfer problems, *Thermal Measurements and Inverse Techniques*, Boca Raton: CRC Press, volume 1, chapter 15, pages 541-562, 2011.
- [2] C. H. F. Batistela, Estudo de criticalidade pelo método LTS_N . Tese de Doutorado, UFRGS, 1997.
- [3] A. K. Prinja, E. W. Larsen. General principles of neutron transport, *Handbook of Nuclear Engineering*, Springer, volume 1, chapter 5, pages 427-542, 2010.
- [4] J. Stepanek, The DPN surface flux integral neutron transport method for slab geometry, *Nuclear Science Engineering*, vol. 78, pp. 53-65, 1981.