

# DESENVOLVIMENTO DE ALGORITMO PARA CINÉTICA DIFUSIVA DE NÊUTRONS COM ABORDAGEM SEMIANALÍTICA COM CONTROLE LEGÍTIMO DE ERRO

BRUNO CUNHA BARTZ<sup>1</sup>; MARCELO SCHRAMM<sup>2</sup>

<sup>1</sup>*Universidade Federal de Pelotas – brunocunhabartz@gmail.com*

<sup>2</sup>*Universidade Federal de Pelotas – schrammmarcelo@gmail.com*

## 1. INTRODUÇÃO

Foi em 1942, sob um estádio abandonado de futebol americano, que o primeiro reator nuclear, o Chicago Pile 1, conseguiu realizar uma série de reações em cadeia e entrar em funcionamento. Desde o ocorrido, o interesse de pesquisadores ao redor do mundo voltou-se à energia nuclear, maravilhados com a promessa da enorme quantidade de energia contida no núcleo de um átomo (DUDERSTADT, 1976). A prova disso é que, atualmente, existem 436 usinas nucleares distribuídas entre 34 países, 16 destes dependendo da energia nuclear para suprir um quarto de suas necessidades elétricas, além de encontrarem-se em construção 53 outras usinas, dentre as quais uma é localizada no Brasil, a chamada Angra 3 (GUIMARÃES, 2010).

Mesmo com grande potencial hidrelétrico, o interesse do Brasil em energia nuclear remonta à década de 1950, quando em 1952 foi criado o Instituto de Pesquisas Radioativas, em Minas Gerais. Hoje temos a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, que fica no município Angra dos Reis. Sob a posse da empresa Eletronuclear, estão em funcionamento as unidades Angra 1 e Angra 2, além do andamento das obras da supracitada Angra 3. Angra 1 é atualmente capaz de gerar energia suficiente para suprir as necessidades de um milhão de habitantes, enquanto Angra 2 possui o dobro desta capacidade.

O princípio de funcionamento de uma usina nuclear é muito semelhante a usinas termoelétricas: uma fonte de calor aquece um líquido ou gás a altas temperaturas. O gás então se expande, girando as pás de uma turbina que converte a energia mecânica gerada em energia elétrica (REUSS, 2008). O diferencial de uma usina nuclear é que o calor utilizado para aquecer o fluido que irá mover a turbina é obtido por meio da energia liberada ao dividir-se o núcleo de um átomo que possui muitos prótons e nêutrons em dois núcleos menores através do impacto de um nêutron, um fenômeno chamado de fissão nuclear. Logo, as energias que estavam envolvidas na união deste núcleo são então liberadas na forma de calor (CARDOSO, 2012).

Cada fissão nuclear, além dos dois núcleos menores, gera também de dois a três outros nêutrons, que irão partir e fissionar outros núcleos, dando início a uma reação em cadeia (CARDOSO, 2012). O modo como uma reação em cadeia irá proceder pode ser descrito conforme um fator  $k$ , onde  $k$  é o número médio de nêutrons que são diretamente oriundos de um nêutron localizado previamente no sistema (REUSS, 2008). Para que um reator funcione a uma taxa constante, sem que as

fissões nucleares cresçam a uma taxa desordenada, é necessário manter  $k$  o mais próximo possível de 1.

É por este motivo que a pesquisa na área nuclear tem se concentrado no controle da evolução populacional de nêutrons em sistemas nucleares, com destaque aos métodos analíticos, pois permitem verificar se as equações cinéticas dos nêutrons são corretamente resolvidas pelos algoritmos numéricos, permitindo ainda que se adicione os limites da equação (DULLA et al., 2007 apud CEOLIN, 2010).

O presente trabalho teve como objetivo o desenvolvimento de um algoritmo com maior precisão para calcular a população de nêutrons em reatores nucleares com um controle legítimo de erro.

## 2. METODOLOGIA

O estudo foi realizado no município de Pelotas, localizado no Rio Grande do Sul, no período de agosto de 2017 a agosto de 2018.

Inicialmente, o código foi construído para controlar um grupo de nêutrons em um meio completamente homogêneo, através da resolução da equação abaixo (1) contendo Problemas de Valor de Contorno (PVC) em  $\emptyset(0)=0$  e  $\emptyset(L)=0$ , onde  $L$  representa o  $x$  máximo da malha utilizada:

$$-\emptyset''(x) + \emptyset(x) = \frac{1}{k} \cdot 0,5 \cdot \emptyset(x) \quad (1)$$

Em um segundo caso, desta vez mais completo, a equação cinética dos nêutrons utilizada para construir o código foi a equação (2), com PVC idênticos ao caso anterior:

$$-D(x)\emptyset''(x) + \Sigma_A(x)\emptyset(x) = \frac{1}{k} \cdot \nu\Sigma_F \cdot \emptyset(x) \quad (2)$$

Para este caso, o código foi desenvolvido de modo a simular o ambiente heterogêneo no interior de um sistema nuclear para um único grupo de nêutrons, com um total de três regiões distintas, em cada qual  $D$ ,  $\Sigma_A$  e  $\nu\Sigma_F$  possuem diferentes valores. Para isto foi empregado o princípio analítico de *benchmarking* que, de acordo com DULLA et al. (2007), pode ser definido um método de solução para problemas que são significantes para a situação física de interesse, mantendo um controle integral de erros em todos os passos.

Para a resolução do PVC foi utilizado o Método das Diferenças Finitas (MDF), que consiste no rearranjo de um problema contínuo em um problema discreto ao utilizar fórmulas de diferenças finitas na malha desejada, seguindo os seguintes passos: 1. Construção da malha; 2. Construção do problema discreto; 3. Resolução do problema discreto; e 4. Visualização e interpretação dos resultados (JUSTO et al., 2018).

Dentro do passo 3, a resolução do problema discreto é feita escrevendo-a na forma matricial  $\emptyset = A^{-1}\mathbf{b}$ , onde  $A$  é uma matriz tridiagonal de coeficientes. No caso (2), para a resolução desta, foi escolhido o algoritmo de Thomas (TDMA), um caso específico da eliminação gaussiana para matrizes tridiagonais, uma vez que este método provou-se consideravelmente mais adequado por apresentar mais rapidamente os resultados e permitindo que um maior refinamento da malha fosse utilizado no código.

Ainda no caso heterogêneo, ao executar o código o usuário é questionado acerca de três preferências: 1) quão refinada ele deseja que a malha seja; 2) qual deve ser o critério de parada, baseado no valor do erro; e 3) qual o caso desejado.

A cada iteração realizada o código atualiza os valores do vetor  $\emptyset$  e, portanto, também sua criticalidade ( $k$ ) e o erro, calculado conforme a equação 3.

$$\text{erro} = (k_i - k_{i-1})/k_i \quad (3)$$

O código se encerra apenas quando o erro é menor que o critério definido pelo usuário na preferência 2.

### 3. RESULTADOS E DISCUSSÃO

Para mostrar os resultados em parâmetros semelhantes, os códigos dos meios homogêneo e heterogêneo receberam valores idênticos para o comprimento da malha e o critério de parada, sendo eles, respectivamente,  $L = 10$  e  $\text{erro} < 10^{-4}$ . O código foi implementado e executado em um computador com sistema operacional Windows 10 (64-Bit), com processador Intel Core i3-6100U de 2,30 GHz de processamento, 4Gb de memória RAM e utilizando-se o programa SciLab versão 5.5.2. Abaixo, podemos ver lado a lado os gráficos gerados, mostrando-nos o comportamento do fluxo de nêutrons conforme a posição em um meio homogêneo (Gráfico 1) e heterogêneo (Gráfico 2).

Gráfico 1 Comportamento do fluxo de nêutrons em um meio homogêneo

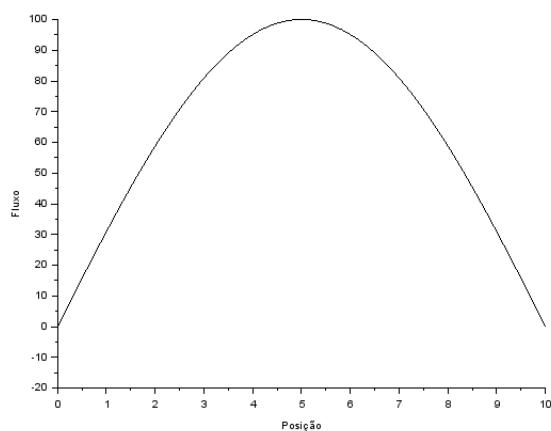
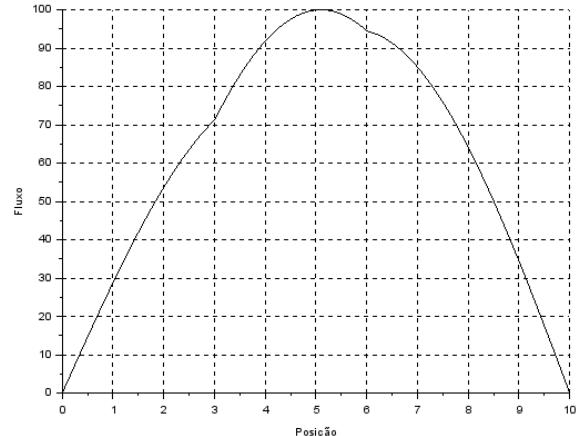


Gráfico 2 Comportamento do fluxo de nêutrons em um meio heterogêneo



Podemos notar que o comportamento do fluxo no meio homogêneo apresenta-se sem descontinuidades aparentes, uma vez que os seus parâmetros permanecem inalterados ao longo de toda malha. Em contrapartida, o comportamento do fluxo em um meio heterogêneo manifesta descontinuidades acentuadas em  $L = 3$  e  $L = 6$ , que são justamente os pontos de interface onde há mudança dos parâmetros  $D$ ,  $\Sigma_A$  e  $\nu\Sigma_F$ . A localização das interfaces é determinada pelo método de *benchmarking*, onde o código é capaz de abrigar vários casos com diferentes parâmetros e pontos de interface. Assim, o usuário pode adotar o caso que lhe seja mais conveniente.

Executando o código para um meio homogêneo, em 19 iterações tivemos que  $k$  convergiu para 0.455086 em 0.01 segundo.

Ao final da execução do código para o meio heterogêneo utilizando os valores escolhidos de  $L$  e  $\text{erro}$ , foi impresso na tela que, após 10 iterações,  $k$  convergiu para 0.135478 e o processo durou 0.041 segundos.

#### 4. CONCLUSÕES

Averiguando os resultados obtidos e apresentados, podemos afirmar que os mesmos foram satisfatórios, comportando-se conforme o esperado e suportando malhas com um bom grau de refinamento, além de respeitar critérios de parada que se enquadram com o objetivo. Porém, apesar de satisfatórios, ainda há progressões a serem realizadas na construção dos códigos. Para os deixar mais próximos de casos reais e passíveis de uso em outras condições diversas, ainda é um objetivo a ser alcançado a implementação de um código capaz de executar casos com multigrupos de nêutrons e em regimes que sejam transientes, não apenas uni, mas bidimensionais e tridimensionais.

#### 5. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

CARDOSO, E. M. **A Energia Nuclear**. 3.ed. Rio de Janeiro: CNEN, 2012. (Apostila Educativa).

CEOLIN, C. **Solução Analítica da Equação Cinética de Difusão Multigrupo de Nêutrons em Geometria Cartesiana Unidimensional pela Técnica da Transformada Integral**. 2010. Dissertação de Mestrado – UFRGS, Porto Alegre/RS.

CNEN. **Biblioteca Digital Memória da CNEN**. . Acesso em: 23 de agosto de 2018. Online. Disponível em:  
<http://memoria.cnen.gov.br/memoria/Cronologia.asp?Unidade=Brasil>

DUDERSTADT, J; HAMILTON, L. **Nuclear Reactor Analysis**. New York: John Wiley & Sons, 1976.

DULLA, S.; RAVETTO, P.; PICCA, D; TOMATIS, D. **Analytical Benchmarks for the Kinetics of Accelerator-driven Systems**. Joint International Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications. Monterey/CA, 2007.

ELETRONUCLEAR. **Angra 3**. Acesso em: 23 de agosto de 2018Online. Disponível em:  
<http://www.eletronuclear.gov.br/Nossas-Atividades/Paginas/Angra-3.aspx>

IPEA. **História - Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - Usinas nucleares de Angra dos Reis mostraram outro lado da matriz energética brasileira**. Acesso em: 23 de agosto de 2018. Online. Disponível em:  
[http://www.ipea.gov.br/desafios/index.php?option=com\\_content&view=article&id=1295:reportagens-materias&Itemid=39](http://www.ipea.gov.br/desafios/index.php?option=com_content&view=article&id=1295:reportagens-materias&Itemid=39)

REUSS, Paul. **Neutron Physics**. France: EDP Sciences, 2008.