

# ALGUNS PASSOS PARA O CÁLCULO DO NÚCLEO DE UM REATOR NUCLEAR COM REALIMENTAÇÃO TERMOHIDRÁULICA UTILIZANDO O MÉTODO DOS ELEMENTOS FINITOS

**Raphael Tavares dos Santos Cachoeira, Reinaldo Jacques Jospin e Luis Osório de Brito Aghina**  
**Instituto de Engenharia Nuclear - IEN**

## INTRODUÇÃO

Este trabalho tem por objetivo uma análise do núcleo de um reator nuclear com realimentação termohidráulica. Para isto, vários pré-passos foram executados nesta análise tais como o emprego do método de cálculo da difusão neutrônica pelo Mef-Difu, o cálculo da distribuição de temperatura na vareta do elemento combustível (Mef-Heat), o cálculo das seções de choque, via o programa Hammer (Mef-Hamm) para diferentes condições de temperatura do núcleo do reator e finalmente uma análise de cinética pontual do reator para analisar o comportamento do mesmo à variações de temperatura e densidade dos materiais que compõem o núcleo do reator.

## OBJETIVO

Obter-se uma estrutura de cálculos que possibilite a otimização tanto geométrica, quanto de materiais para um reator nuclear, a partir de uma análise de difusão com seções de choques fixas ou variáveis, passando por uma cinética pontual e por uma transferência de calor no elemento combustível, visando uma realimentação termohidráulica de um reator.

## METODOLOGIA

Para os cálculos mencionados acima, será utilizada a modelagem em elementos finitos (Mef), onde as equações que modelam os problemas descritos acima serão enumerados a seguir:

### A) Difusão Neutrônica:

Utilizando o Método dos Elementos Finitos, especificamente o elemento triangular linear no

caso 2D e o elemento tetraédrico linear no caso 3D, a formulação integral toma a forma de um sistema generalizado de autovalor:

$$\begin{bmatrix} \mathbf{H}_1 & 0 \\ 0 & \mathbf{H}_2 \end{bmatrix} \begin{Bmatrix} \Phi_1 \\ \Phi_2 \end{Bmatrix} = \begin{bmatrix} \lambda & 0 \\ 0 & 1 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \mathbf{F}_1 & \mathbf{F}_2 \\ \mathbf{S}_{2-1} & 0 \end{bmatrix} \begin{Bmatrix} \Phi_1 \\ \Phi_2 \end{Bmatrix} \quad (1)$$

que pode ser resolvido pelo método das potências, fornecendo o fator de criticalidade do reator e a distribuição do fluxo de neutrons em cada grupo de energia. As componentes das matrizes que compõem o sistema generalizado são apresentadas no trabalho de Jospin[3].

### B) Cinética pontual:

A formulação do problema de cinética pontual em um reator nuclear pode ser apresentada pelas seguintes equações:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{t_{gn}} n(t) - \sum_{i=1}^I \lambda_i C_i(t) + F(t) \quad (2)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{t_{gn}} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (3)$$

### C) Transferência de calor na vareta do elemento combustível:

Partindo da equação diferencial de calor e utilizado o teorema de Green e a regra da derivada em cadeia obtém-se uma formulação integral das equações diferenciais. Esta formulação, discretizada pelo método dos elementos finitos, recai na solução de um sistema de equações do tipo:

$$\mathbf{CT} + \mathbf{KT} = \mathbf{F} \quad (3)$$

Onde C e K são integrais obtidas a partir da formulação integral [4].

## RESULTADOS

### Difusão neutrônica no LR-3D:

Apresentam-se na Figura 1 os resultados obtidos à partir da equação 1 para o fluxo de nêutrons térmicos do reator LRA-3D que serviu de *benchmark* numérico para vários programas comerciais.

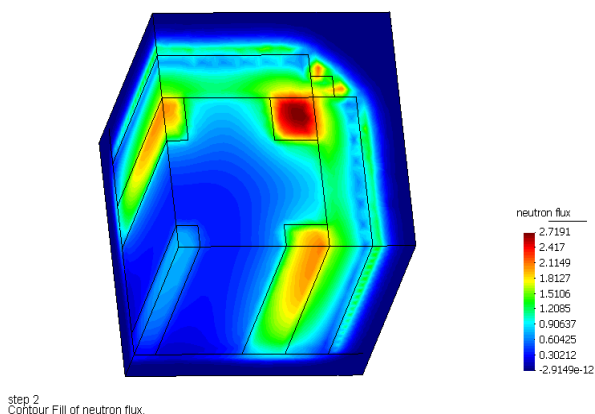


Figura 1 - Fluxo de nêutrons térmicos no LRA

### Difusão neutrônica no RMB-2D:

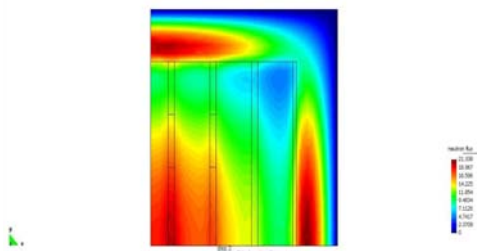


Figura 2 - Fluxo de nêutrons térmicos no RMB.

Obtém-se para este reator um coeficiente de criticalidade  $k_{eff} = 1.301$  com um fluxo térmico apresentado na Figura 2.

Os resultados da cinética pontual, da difusão neutrônica com seções de choques variáveis [1] e da transferência de calor no elemento combustível serão mostrados com detalhes na apresentação e no relatório completo[2].

## CONCLUSÕES

Alguns passos importantes tais como fator de criticalidade do reator, distribuição dos

nêutrons no núcleo, potência no reator e distribuição de temperatura nos elementos combustíveis foram dados, utilizando o método dos elementos finitos. Além disto, pode-se via cinética pontual (Mef-Kine) analisar o comportamento do reator de uma forma global considerando a região mais quente do reator.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1]Aghina, L.O.B; "Criticalidade Reator Cilíndrico Refletido – 2 grupos de energia", Cadernos do Reator Argonauta, IEN/CNEN, 2006
- [2]Cachoeira, R.T.S.; Jospin, R.J.; Aghina, L.O.B; "Alguns passos para o cálculo do núcleo de um reator nuclear com realimentação termohidráulica utilizando o método dos elementos finitos", Relatório Técnico IEN xx/2010 (a aparecer).
- [3]Jospin, R.J.; Aghina, L.O.B.; Sampaio, P.A.B.; "Neutron Diffusion Equation Solution using Finite Element Method", Relatório Técnico IEN 02/2006.
- [4]Jospin, R.J.; "Non-stationary heat conductivity in Mef program", Relatório Técnico IEN 101/2002.

## APOIO FINANCEIRO AO PROJETO

CNPq