

ANÁLISE DE SENSIBILIDADE DO MODELO RELAP5 DO NÚCLEO DO REATOR PWR



Vitor Henrique Toledo (CAPES/PJT – vitorhenrique-2010@hotmail.com)
 Thiago Daniel Alvim Rodrigues (PROBIC/FAPEMIG – thiagodanielbh@gmail.com)
 Antonella L. Costa (orientadora – antonella@nuclear.ufmg.br)



Universidade Federal de Minas Gerais – Escola de Engenharia – Departamento de Engenharia Nuclear

RESUMO

O acidente de Fukushima reforçou a necessidade de pesquisas, testes e aprimoramento no campo da tecnologia nuclear voltado à segurança dos reatores nucleares, principalmente em relação às simulações do comportamento dos mesmos utilizando códigos nucleares. Neste trabalho, um modelo do núcleo do reator de Angra 2 foi desenvolvido no código de análise termo-hidráulica RELAP5. Na modelagem, a área de vazão de refrigerante pelo núcleo foi dividida em 10 regiões representando assim 10 canais termo-hidráulicos, e a cada uma foi associada uma estrutura de calor calculada de acordo com a quantidade de elementos combustíveis correspondentes àquela região. Um canal não aquecido representa o restante da vazão. O modelo apresentou resultados satisfatórios para 10 canais. Para realizar a análise de sensibilidade do modelo, a área de vazão foi dividida em 37 canais e, novamente foi analisado o comportamento do reator. Nos dois modelos, os valores analisados de temperatura, pressão, vazão, fração de vazio, entre outros fatores, apresentaram resultados muito similares aos dados técnicos disponíveis no documento FSAR (Final Safety Analysis Report) de Angra 2 como será apresentado neste trabalho. A análise de sensibilidade permitiu concluir que o número de canais, desde que na simulação o reator opere sob as mesmas condições físicas, não altera o resultado significativamente. O modelo mais simplificado emprega menor tempo computacional e gera resultados gerais; por outro lado, dependendo da análise a ser feita, o modelo mais detalhado deve ser utilizado principalmente para verificação de transitórios em pontos localizados do núcleo.

INTRODUÇÃO

No Brasil existem duas usinas nucleares em atividade, Angra 1 e Angra 2. Os resultados obtidos neste trabalho são referentes a Central Nuclear de Angra 2 localizada em Angra dos Reis/RJ. A Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto é capaz de produzir energia elétrica para atender simultaneamente as cidades de Belo Horizonte, Porto Alegre e Fortaleza^[1].

Essa usina possui tecnologia alemã, resultante de um acordo entre Brasil e Alemanha em 1975, e entrou em funcionamento comercial em 2001. O reator é do tipo PWR (sigla em inglês para Reator a Água Pressurizada).

O núcleo de Angra 2 (Fig. 1) é composto por 193 elementos combustíveis. Cada elemento apresenta um arranjo de 16x16 varetas contendo óxido de urânio (UO₂) em diferentes graus de enriquecimento, em um total de 236 varetas e 20 varetas de controle em cada elemento.

OBJETIVO

O objetivo deste trabalho é comparar dois modelos para o núcleo de Angra 2 com diferentes quantidades de canais termo-hidráulicos para analisar a sensibilidade do código RELAP5, o qual foi utilizado para a modelagem. Códigos computacionais são essenciais no processo de licenciamento e análise de segurança de centrais nucleares. O código RELAP5, mundialmente utilizado para estes processos, foi desenvolvido pelo Idaho National Laboratory e simula parâmetros termo-hidráulicos característicos do núcleo de um reator sendo possível estimar situações limites para funcionamento do mesmo e projetar medidas emergenciais para cada situação.

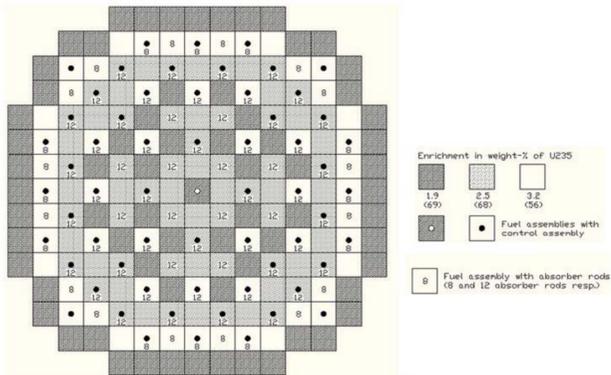


Fig. 1. Distribuição dos 193 elementos combustíveis no núcleo de Angra 2.

METODOLOGIA - MODELAGEM DO NÚCLEO DE ANGRA 2 NO CÓDIGO RELAP5

A) Modelagem com 10 canais termo-hidráulicos

Na modelagem inicial, a área total de vazão de refrigerante pelo núcleo foi dividida em 10 regiões representando assim 10 canais termo-hidráulicos e a cada um destes canais foram associadas estruturas de calor. Um canal não aquecido representa o restante da vazão (bypass). Essa nodalização pode ser vista na Fig. 2.

Cada canal hidrodinâmico apresentado foi dividido em 34 volumes axiais. Dois componentes dependentes do tempo (TDV) são conectados a componentes do tipo "branch" e representam a entrada e saída de refrigerante do núcleo. O modelo de 10 canais considerou a potência do reator igualmente distribuída entre as 10 estruturas de calor. O resultado do estado estacionário para esse modelo alcançou resultados satisfatórios quando comparados aos dados de referência (Tabela 1).

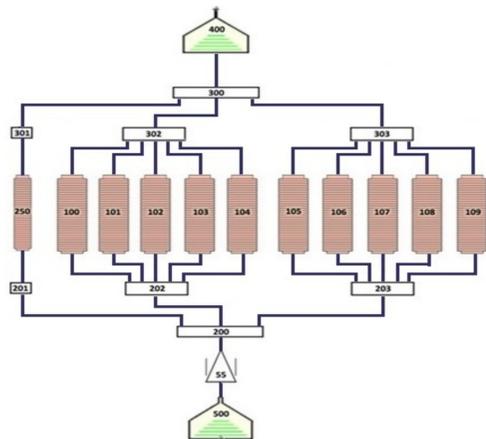


Fig. 2. Nodalização do núcleo de Angra 2 em 10 canais TH.

B) Análise de Sensibilidade – Modelo com 37 canais termo-hidráulicos

A Fig. 3 mostra a potência relativa de cada um dos 193 elementos combustíveis. Essa figura mostra ainda como foi dividido o núcleo nas 37 regiões para testar a sensibilidade do código RELAP5. A potência relativa de cada região é a soma de cada potência relativa dos elementos correspondentes. A potência atribuída a cada região foi dividida axialmente e distribuída segundo um comportamento senoidal. A Fig. 4 apresenta a nodalização para 37 canais no código RELAP5.

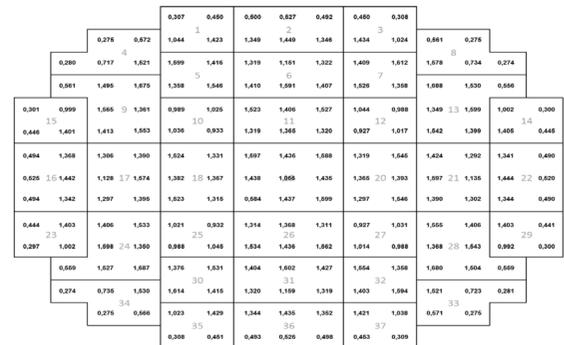


Fig. 3. Potência relativa do núcleo de Angra 2 e a divisão em 37 canais para simulação no RELAP5.

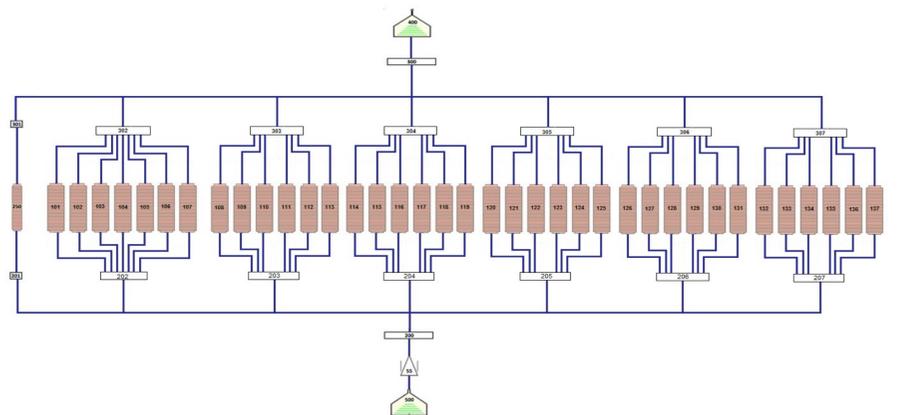


Fig. 4. Nodalização do núcleo de Angra 2 em 37 canais.

RESULTADOS

O cálculo do estado estacionário no código RELAP5 foi feito a 3782,0 MW de potência. Os valores dos parâmetros termo-hidráulicos calculados pelo código RELAP5 para as duas nodalizações para a entrada e saída do núcleo são mostrados na Tab. 1 e comparados com os dados de referência do documento FSAR (Final Safety Analysis Report) de Angra 2^[2]. Os resultados demonstram boa concordância o que significa que ambos modelos são capazes de reproduzir o comportamento térmico do núcleo independentemente do número de canais termo-hidráulicos modelados.

Tab. 1. Resultados calculados pelos modelos RELAP5 (10 e 37 canais termo-hidráulicos) comparados com dados do FSAR de Angra 2.

	Especificação (FSAR)	Modelo RELAP5 10 canais	Erro (%)*	Modelo RELAP5 37 canais	Erro (%)*
Temp. de entrada do refrigerante (°C)	291,3	291,4	0,03	291,32	0,01
Temp. de saída do refrigerante (°C)	326,1	328,9	0,8	326,39	0,09
Pressão de entrada (MPa)	15,93	15,96	0,19	15,841	0,56
Pressão de saída (MPa)	15,8	15,8	0	15,8	0,00
Queda de Pressão (MPa)	0,13	0,16	-	0,041	-
Vazão de massa pelo núcleo (kg/s)	17672,0	17672,0	0	17672,6	0,00

*Erro = 100 x [(RELAP5 – FSAR)/FSAR]

CONCLUSÃO

O modelo de 10 canais apresentou resultados satisfatórios. Na análise de sensibilidade, a área de vazão foi dividida em 37 canais e, novamente foi analisado o comportamento do reator. Nos dois modelos, os valores analisados de temperatura, pressão, vazão, fração de vazio, entre outros fatores, apresentaram resultados muito similares aos dados de referência disponíveis no documento FSAR (Final Safety Analysis Report) de Angra 2. A análise de sensibilidade permitiu concluir que o número de canais, desde que na simulação o reator opere sob as mesmas condições físicas, não altera o resultado significativamente. O modelo mais simplificado emprega menor tempo computacional e gera resultados gerais; por outro lado, dependendo da análise a ser feita, o modelo mais detalhado deve ser utilizado principalmente para verificação de transitórios em pontos localizados do núcleo.

Referências Bibliográficas

- [1] Eletronuclear – acesso em 15/09/2014 <http://www.eletronuclear.gov.br/Not%3A%ADcias/NoticiaDetalhes.aspx?NoticialID=932>
- [2] Eletronuclear Termonuclear S.A., "Final Safety Analysis Report – FSAR Angra 2", Eletronuclear, Rio de Janeiro (1999).

Agradecimentos

