

SIMULAÇÃO TÉRMICA DO NÚCLEO DO REATOR ANGRA 2 ATRAVÉS DO CÓDIGO RELAP5

Thiago Daniel Alvim Rodrigues, Igor Tiago Santos, Antonella L. Costa
thiagodanielbh@gmail.com

Universidade Federal de Minas Gerais
Departamento de Engenharia Nuclear

RESUMO

No Brasil existem atualmente duas usinas nucleares do tipo PWR (Pressurized Water Reactor), Angra 1 e Angra 2, e uma terceira em construção, Angra 3. Para melhorar a segurança das usinas nucleares, o estudo de acidentes se torna cada vez mais importante. Neste trabalho, a partir de um modelo do núcleo de Angra 2 desenvolvido para o código de análise termo-hidráulica RELAP5, analisa-se o funcionamento do núcleo em estado estacionário e comparam-se os resultados com dados obtidos pelo documento FSAR (Relatório Final de Análise de Segurança), apresentando boa concordância. É apresentado também neste trabalho um transitório que simula um acidente nuclear, em que a vazão de refrigerante é diminuída até atingir o limite mínimo de segurança do reator de acordo com análise da temperatura do combustível do reator. Abaixo deste limite, medidas emergenciais devem ser tomadas para que não haja rompimento do revestimento e materiais radioativos não sejam liberados para o ambiente.

INTRODUÇÃO - OBJETIVO

O Brasil possui atualmente duas usinas de potência nuclear, Angra 1 e Angra 2, além de Angra 3 ainda em construção. O estudo de seu funcionamento e de transitórios em seu funcionamento é fundamental para garantir a segurança dessas usinas. A Fig. 1 mostra a Central Nuclear onde se encontram essas usinas.



Fig. 1. Vista aérea da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, Angra dos Reis/RJ

A central nuclear de Angra 2, objeto deste trabalho, entrou em operação comercial em 2001. Sua potência é de 1350 megawatts e produziu em 2012 cerca de 10,6 TW.h^[1], marca recorde no Brasil. Esta é uma usina do tipo PWR – Pressurized Water Reactors. Um diagrama esquemático de seu funcionamento é apresentado na Fig.2.

O código de análise termo-hidráulica utilizado nesta simulação foi o RELAP5. Desenvolvido pelo Idaho National Laboratory ele é utilizado para verificar o comportamento do sistema de refrigeração de um reator nuclear para modelos estacionários e diversos transientes que simulam as condições de segurança em um núcleo.

O objetivo deste trabalho é realizar uma análise inicial do núcleo da usina nuclear de Angra 2 através da avaliação de parâmetros importantes como pressão, temperatura e vazão operando em modo estacionário. Em seguida é realizado um transitório que simula uma falha na bomba de alimentação de água de refrigeração do núcleo no circuito primário.

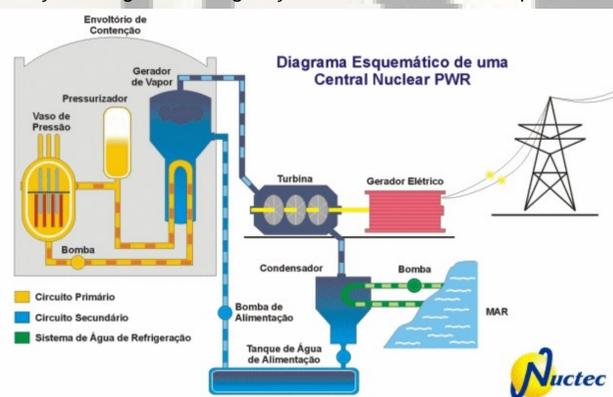


Fig. 2. Desenho esquemático de uma usina PWR

METODOLOGIA - MODELAGEM DO NÚCLEO DE ANGRA 2 NO CÓDIGO RELAP5

Para realizar a modelagem, a área 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). A nodalização pode ser vista na Fig. 3.

O cálculo do estado estacionário no código RELAP5 foi feito a 3782,0 MW. Os valores dos parâmetros termo-hidráulicos no canal 100 calculados pelo código RELAP5 são mostrados na Tab. 1 e comparados com os dados experimentais do documento FSAR^[2] de Angra 2. Os resultados demonstram excelente concordância o que significa que o modelo é capaz de reproduzir o comportamento térmico do núcleo de Angra 2 com boa aproximação.

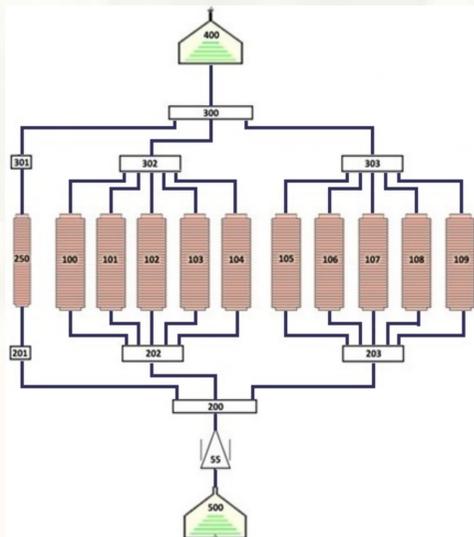


Fig. 3. Nodalização do Núcleo de Angra 2 pelo Código RELAP5.

Tab. 1. Resultados calculados para o canal 100 a 3782,0MW de potência comparados com dados do FSAR.

	Especificação (FSAR)	Calculado pelo código RELAP5	Erro (%) [*]
Potência (MW)	3782,0	3782,0	0
Tin do refrigerante (°C)	291,3	291,4	0,03
Tout do refrigerante (°C)	326,1	330,2	1,3
Pin (MPa)	15,93	15,96	0,19
Pin (MPa)	15,8	15,8	0
Queda de Pressão (MPa)	0,13	0,16	-
Vazão de massa pelo núcleo (Kg/s)	17672,0	17672,0	0
Tmédia revestimento (°C)	345,0	334,5	3,04

*Erro = 100 x [(RELAP5 - FSAR)/FSAR]

Agradecimentos

RESULTADOS DE ESTADO ESTACIONÁRIO

A temperatura de entrada e de saída do fluido dentro de um canal foi observada, como mostra a Fig. 4, a água entra pelo núcleo a uma temperatura alta, aproximadamente 291 °C e alta pressão (15,96 MPa), recebe calor latente proveniente da transformação de energia nuclear em energia térmica através das fissões nucleares, e eleva sua temperatura em média 39°C.

Como a água está pressurizada, não ocorre mudança de fase. Portanto, a temperatura de saída da água é aproximadamente 330 °C

A vazão, medida em kg/s, varia muito pouco ao longo do tempo. Observando a Fig. 5 fica claro que o cálculo do estado estacionário feito no RELAP5 se aproxima bastante das especificações do reator (FSAR), onde a vazão de massa pelo núcleo é de 17672,0 kg/s.

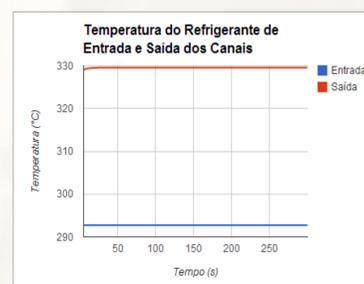


Fig. 4. Temperatura do Refrigerante de entrada e saída dos Canais.

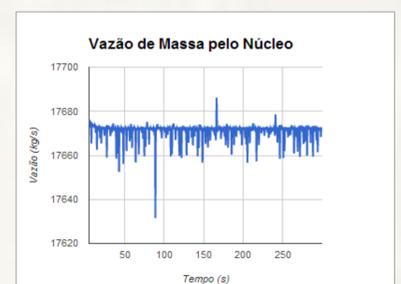


Fig. 5. Vazão de Massa pelo Núcleo.

SIMULAÇÃO DE ACIDENTE

Foi desenvolvido através do código RELAP5 um transitório em que ocorre uma falha na bomba de alimentação da água no circuito primário. Nessa simulação, a partir de 200 segundos de operação, a velocidade de bombeamento é reduzida gradativamente até atingir valores limites do funcionamento do reator. Na Fig. 6 podemos observar o decréscimo da velocidade da bomba.

Observamos ainda um aumento médio na temperatura do fluido de 16 K. Esse aumento pode ser observado na Fig. 7.

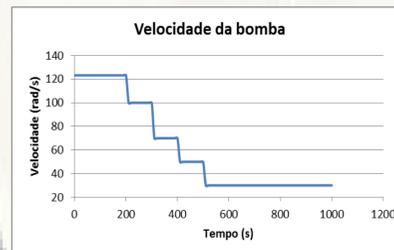


Fig. 6. Redução da velocidade da bomba

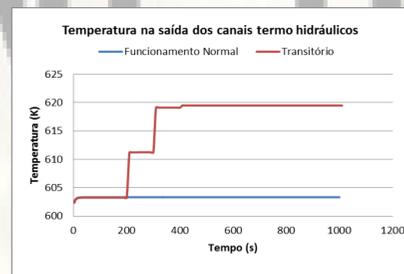


Fig. 7. Gráfico da temperatura do refrigerante na saída do canal 100

Tab. 2: Potência e temperaturas atingidas em estado estacionário e transitório do reator

	Unidade	Estado Estacionário	Transitório
Temperatura máxima no combustível	K	2072,48	2902,3
Temperatura máxima no revestimento	K	624,69	1418,9
Temperatura máxima do fluido	K	603,32	619,49
Potência do reator	MW	3782,0	3782,1

O combustível é dióxido de urânio (UO₂) e o revestimento é uma liga de zircônio e aço chamado zircaloy. O ponto de fusão do combustível e do revestimento são, respectivamente, 3013K e 2112K^[3].

Alguns dados obtidos neste transitório são mostrados na Tab. 2. Observa-se que o combustível e o revestimento aumentam sua temperatura mas não sofrem fusão.

Entretanto, a velocidade de bombeamento do refrigerante foi reduzida até o limite para o funcionamento do reator, 27 rad/s. Se a velocidade for menor que este valor, diminuindo drasticamente a refrigeração do núcleo, as temperaturas máximas atingidas seriam consideravelmente maiores, resultando na fusão dos principais componentes do sistema.

CONCLUSÃO

Neste trabalho, uma análise termo-hidráulica inicial da usina nuclear de Angra 2 foi apresentada. Um modelo do núcleo foi desenvolvido no código de análise termo-hidráulica RELAP5. Os resultados de estado estacionário para Angra 2 obtidos através dos cálculos com o código RELAP5 foram comparados com dados do FSAR de Angra 2 e apresentaram boa concordância. Além disso, foi avaliado um transitório que simula a redução da velocidade da bomba de alimentação do refrigerante no circuito primário. Além disso, foi avaliado um transitório que simula a redução da velocidade da bomba de alimentação do refrigerante no circuito primário observando a elevação de temperatura no núcleo até o limite de acordo como os valores de fusão dos materiais. Abaixo do valor de velocidade observado, medidas emergenciais devem ser tomadas.

Referências Bibliográficas

- [1] Eletronuclear – acesso em 15/09/2014 <http://www.eletronuclear.gov.br/Not%C3%ADcias/NoticiaDetalhes.aspx?NoticiaID=932>
- [2] Eletronuclear S.A., "Final Safety Analysis Report – FSAR Angra 2", Eletronuclear, Rio de Janeiro (1999).
- [3] DUPIM, I.S. "Hidretação do Zircaloy para a obtenção de pó de Zr". 2010, 60 f. Dissertação (mestrado) – Universidade Federal do ABC, Santo André, 2010