

# DEFINIÇÃO DAS RAMPAS DE REATIVIDADE PARA TRANSIENTES OPERACIONAIS EM PROPULSÃO NUCLEAR.

Leonardo Paredes Pires<sup>1</sup>, Rubens Souza dos Santos<sup>2</sup> e Celso Marcelo Franklin Lapa<sup>2</sup>

1. Estudante de Mestrado do Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear – IEN/CNEN-RJ; \*leonardo\_paredes@icloud.com

2. Pesquisador do Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear e do Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia em Reatores Inovadores - IEN/CNEN-RJ e CNPq/INCT, Rio de Janeiro/RJ.

Palavras Chave: Rampas de reatividade, transientes operacionais e analogia elétrica.

## Introdução

O programa do submarino nuclear brasileiro (SNBR) consiste basicamente da utilização de um reator comercial tipo PWR de 50MW elétricos embarcado. No entanto, reatores nucleares comerciais, são projetados para operarem na base de um sistema elétrico. Sendo assim, seus transientes operacionais são bem estabelecidos e previstos, consistindo basicamente, em rampas monótonas e suaves de variação de reatividade. Os casos que extrapolam essas situações esperadas são analisados dentro dos estudos de acidentes, onde a ocorrência de condições anômalas de operação podem se degenerar em uma situação de risco.

No entanto, um submarino tem por característica fundamental a necessidade de locomoção e por ser uma plataforma militar, esse deslocamento muitas vezes se dá sob variações que a mudanças bruscas de velocidades. Ora, a demanda de potência térmica requerida pela turbina aumenta subitamente, como essa potência provém da reação em cadeia de fissão do urânio-235, é impreterível o aumento da taxa de fissão na mesma proporção. Essa inserção de reatividade deve ocorrer de modo que a integridade do núcleo e a sustentabilidade da reação sejam garantidas.

Situações anômalas e extremas serão demandadas do reator, contudo o objetivo do estudo não é a análise da degradação da reação em situações de risco, e sim, trazer a experiência em transientes de acidentes que temos, para adequar as necessidades de transientes operacionais exigidos nessas ocasiões para operação do meio.

## Resultados e Discussão

Para obtermos as rampas de potência que atendam a esses transientes operacionais exigidos nas situações reais de utilização do SNBR, temos como fundamentos teóricos a análise dos efeitos de realimentação, afim de manter a criticalidade do reator. Ou seja, levaremos em consideração os seguintes fenômenos: o coeficiente de reatividade de temperatura do moderador, a captura ressonante e a possibilidade do surgimento de desvio de ebulição nucleada (DNB).

Duas variáveis são cruciais para o cálculo das rampas de potência. A primeira é a entalpia no canal de "outlet" do núcleo, proveniente da intervenção neutrônica no reator, bem como sua transferência pelos componentes do sistema até a turbina. A metodologia utilizada consiste em dividir o problema em três etapas: Etapa cinética, termo-hidráulica e da turbina.

A etapa cinética baseia-se na determinação da potência  $P(t)$  gerada pelo reator através da utilização dos cálculos do modelo de cinética pontual e leva em consideração os efeitos de realimentação, a concentração dos grupos percursores de nêutrons atrasados, bem como a inserção

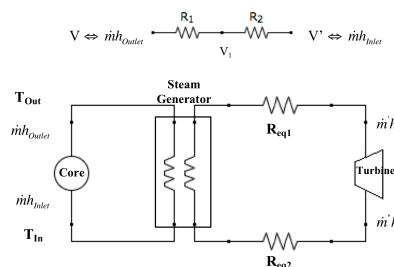
de reatividade através da movimentação das barras de controle.

Calculada a potência na fase anterior, obtém-se a taxa de geração de calor por unidade de volume (Densidade de potência térmica) e conseqüentemente a condução do fluxo de calor da vareta até o refrigerante. Utiliza-se para tal um código computacional (SIRER) que realiza os cálculos da etapa cinética e da primeira fase da termo-hidráulica; a qual fundamenta-se nos fenômenos termodinâmicos no interior do núcleo, de modo a se obter a entalpia no canal de outlet.

O tempo de resposta do sistema termo-hidráulico, bem como a variação de entalpia ao longo do mesmo, serão estimados utilizando-se uma correlação com um circuito elétrico (analogia elétrica), onde tais variáveis serão relacionadas respectivamente a constante de tempo de resposta do circuito e as perdas de potencial elétrico

A etapa da turbina consiste em uma modelagem numérica [1] usada para determinar a potência mecânica de saída do sistema da turbina em função da entalpia de entrada e do tempo decorrido.

**Figura 1.** Analogia entre sistema termo-hidráulico e o circuito elétrico.



## Conclusões

O objetivo desse trabalho é estudar quais as possíveis taxas de retirada das barras de controle que irão gerar rampas viáveis e otimizadas de aumento de potência, levando em consideração as restrições citadas e o delay entre a produção de calor pelo reator até a realização de trabalho mecânico pela turbina, ou seja, o tempo decorrido entre a atuação neutrônica e a real prontificação do submarino para atender as exigências operativas requeridas.

## Agradecimentos

Agradecemos ao Instituto de Engenharia Nuclear (IEN); ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) e ao Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores (INCT) pelo apoio e incentivo a esta pesquisa.

1. Nagedolfeizi Masoud, "Dynamic Modeling of a Pressurized Water Reactor Plant for Diagnostics and Control, " *Master's Thesis of University of Tennessee*, pp.80-90 (1990).