

Modeling and dynamic simulation of the nuclear fission reactor: A review

Modelagem e simulação dinâmica de um reator nuclear por fissão: uma revisão

Article Info:

Article history: Received 2021-03-19 / Accepted 2021-05-20 / Available online 2021-05-28

doi: 10.18540/jcecv17iss3pp12184-01-15e

Carla Cristina Araújo Parreira

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-7005-3373>

Universidade Federal de São João del-Rei

E-mail: carla-araujo07@hotmail.com

Juan Canellas Bosch Neto

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-2719-7689>

Universidade Federal de São João del-Rei

E-mail: jboschbr@ufsj.edu.br

Breno Henrique Booz Carvalho Corrêa

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-6934-9687>

Universidade Federal de São João del-Rei, Brazil

brenobooz@hotmail.com

Resumo

Neste artigo foram apresentadas as fundamentações teóricas da modelagem e simulação dinâmica de um reator nuclear por fissão e relatadas algumas simulações obtidas pela resolução do sistema de equações diferenciais da cinética pontual. A viabilidade dos reatores nucleares depende de um sistema de segurança eficiente na operação de suas plantas. Grande parte da segurança dessas operações está relacionada com o fluxo de nêutrons nesses reatores, o que necessita de um balanço bem equilibrado a fim de evitar grandes danos como superaquecimento e possíveis explosões. Algumas simulações obtidas na literatura foram citadas e discutidas concluindo que para maiores reatividades ocorrerá um aumento exponencial do fluxo neutrônico que deve ser evitado. Uma análise criteriosa da moderação do fluxo de nêutrons deve ser realizada para evitar uma superpotência no reator, que pode gerar danos e acidentes à planta nuclear.

Palavras-chave: Simulação. Reator nuclear. Fluxo de nêutrons.

Abstract

In this article the theoretical foundations of the modeling and dynamic simulation of a nuclear reactor by fission were presented and some simulations obtained by solving the system of differential equations of point kinetics are reported. The viability of nuclear reactors depends on an efficient safety system in the operation of its plants. Much of the safety of these operations is related to the flow of neutrons in these reactors, which requires a well-balanced balance in order to avoid major damage such as overheating and possible explosions. Some simulations obtained in the literature were cited and discussed, concluding that for greater reactivity there will be an exponential increase in neutronic flow that should be avoided. A careful analysis of the neutron flow moderation must be carried out to avoid a superpower in the reactor, which can cause damage and accidents to the nuclear plant.

Keywords: Simulation. Nuclear reactor. Neutrons flow.

1. Introdução

A modelagem dinâmica e simulação é um campo da Engenharia que prediz a atuação de sistemas dinâmicos em diversas áreas da engenharia. Realizar o controle dos reatores nucleares de fissão é de extrema relevância, devido aos riscos de exposição, vazamentos radioativos, superaquecimento no reator. A modelagem e simulação de reatores nucleares por fissão permite aplicar ferramentas de controle no sistema que tendem a ser altamente eficazes, mantendo o reator dentro dos padrões de segurança.

O objetivo deste trabalho de revisão foi apresentar as fundamentações teóricas da modelagem e simulação dinâmica de um reator nuclear por fissão e relatar algumas simulações da cinética pontual.

Um entendimento completo do comportamento de um reator nuclear requer uma descrição detalhada da distribuição dos nêutrons no seu núcleo. Uma análise das várias características nucleares de um reator comumente começa com uma afirmação geral que consiste em uma descrição detalhada de nêutrons que é descrito por uma equação integro-diferencial. Estas equações, são convenientemente escritas em termos da densidade de nêutron, bem como são modeladas em função do equilíbrio da relação entre os vários processos nucleares que afetam a população de nêutrons dentro do núcleo do reator (Segundo, 2018).

Para um reator nuclear trabalhar em um nível de potência constante, a taxa de produção via fissão de nêutrons deverá ser balanceada pela perda via absorção ou fuga de nêutrons. Isto equivale a dizer que a densidade neutrônica ou o fluxo não depende do tempo. Esse é conhecido como o estado crítico de um reator. Algum desvio dessa condição de balanço resultará em uma dependência temporal da população de nêutrons e, conseqüentemente, uma variação temporal da potência do reator. Isso pode suceder devido a uma série de fatores, por exemplo, quando se deseja ligar ou desligar um reator, ou quando se deseja mudar o nível de potência em que o reator está funcionando, o que é muito frequente nas usinas geradoras de eletricidade; nessa circunstância a potência do reator variará ao longo do tempo e, conseqüentemente, a densidade e o fluxo de nêutrons também. O estudo do comportamento de um reator cuja densidade e o fluxo variam com o tempo chama-se de cinética de reator. Dentro da teoria de difusão de nêutrons, as equações que governam a dinâmica temporal e espaço-temporal da população de nêutrons são chamadas equações de cinética. As equações da cinética pontual envolvem unicamente a variação da amplitude do fluxo com o tempo, ou seja, assumem total separabilidade no tempo e no espaço, na qual a forma espacial do fluxo é conhecida o que torna essas equações exclusivamente dependentes do tempo. O modelo da cinética pontual ainda tem um papel fundamental em física de reatores na medida em que pode ser aplicado, quando devidamente resolvido, para uma previsão de tempo quase real da potência do reator, o que permite um controle em tempo útil e de interferência na planta, a fim de evitar a ocorrência de acidentes graves (Petersen, 2011).

2. Energia nuclear na atualidade

O cenário mundial no âmbito nuclear indica uma tendência de uma ascendente demanda de empreendimentos nesta área, visto que se trata de uma energia que pode ser considerada sob o aspecto operacional como uma energia limpa, não emitindo qualquer tipo de substância poluente ao meio ambiente, sendo vista como uma boa alternativa, em curto prazo, para utilização em larga escala, na contribuição da atenuação de emissões de gases na atmosfera, que pode ser utilizada em substituição parcial aos empreendimentos que utilizam tecnologias com base em combustíveis fósseis. O aspecto preocupante relacionado à energia nuclear é em relação à segurança e ao rejeito radioativo, como o Plutônio (Ishiguro, 2012).

Diante do fato do Brasil ser um país com condições geográficas e climáticas favoráveis durante a maior parte do ano e recursos hídricos abundantes, a energia nuclear não é vista como uma necessidade imediata como em alguns outros países. Entretanto, no decorrer dos anos, o Brasil explorou os recursos hídricos de maneira tão intensiva, que atualmente encontra maior dificuldade de anuência e licenciamento de novos empreendimentos de geração hidrelétrica, devido ao aumento das exigências de caráter ambiental, dentre outros fatores. Esse cenário tem beneficiado à implantação de empreendimentos térmicos, diante do seu curto prazo de instalação e uma razoável flexibilidade de localização em pontos mais estratégicos do sistema elétrico, geralmente próximo aos centros de carga. O complexo termonuclear Almirante Álvaro Alberto, localizado no município de Angra dos Reis – RJ, atualmente opera as unidades Angra 1 e 2 e é o maior empreendimento termelétrico do País, com uma capacidade de ampliação em mais 67,3 %, por meio da unidade Angra 3. Esse complexo é responsável por um abastecimento de energia superior a 40 % de toda a energia consumida na área do Rio de Janeiro e Espírito Santo, sendo Angra 1 fornecedora de 640 megawatts e Angra 2 de 1350 megawatts. A energia gerada por ambas é capaz de suprir os gastos energéticos de 2 milhões de habitantes (Alonso, 2015).

3. Reatores nucleares

O propósito de uma usina nuclear é a geração de energia elétrica por meio dos reatores nucleares com capacidade de geração núcleo-elétrica. Existem três isótopos que podem ser considerados como combustíveis físséis para reatores nucleares: o Urânio 233 (U-233), Urânio 235 (U-235) e o Plutônio 239 (Pu-239). Unicamente o U-235 encontra-se disponível na natureza, os demais são obtidos por processos de absorção de nêutrons, diante desse fato e também por ser o mais instável, contendo mais nêutrons que prótons, se tornando assim mais radioativo, o U-235 é o mais aproveitado nos reatores nucleares (Fonseca, 2009).

A fissão nuclear gera energia térmica da seguinte maneira: partindo o átomo em pedaços menores ocorre a geração de dois ou três novos nêutrons que se colidirão com outros átomos, produzindo mais fissões e nêutrons. Esse processo é denominado reação em cadeia, no qual a energia gerada através da agitação térmica dos fragmentos de fissão na massa das pastilhas de combustível, é transferida para o refrigerante do reator (Fonseca, 2009).

A reação nuclear se inicia pelo processo denominado ativação de nêutrons, no qual uma fonte de nêutrons é colocada dentro do vaso do reator, chamada de fonte primária. Nas primeiras reações, a fonte primária emite nêutrons naturalmente, por exemplo, o Califórnio 252 (Cf) que tem uma vida média de 66 anos. Com o funcionamento do reator, o fluxo de nêutrons existente ativa outras fontes de nêutrons, que são as fontes secundárias, por exemplo, o Antimônio (Sb) e o Berílio (Be). A estabilidade da reação nuclear está relacionada ao equilíbrio entre a emissão, absorção e fuga de nêutrons. A absorção é quando um nêutron é absorvido no combustível sem causar fissão. O nêutron, nesta circunstância, pode ser absorvido pelas barras de controle, pelo refrigerante ou pelas estruturas que compõem o reator. A fuga é o fenômeno do nêutron abandonar o núcleo sem ser absorvido e sem causar fissões (Fonseca, 2009).

Segundo Fonseca (2009), a reação nuclear pode ser caracterizada pela sua criticidade, podendo ser uma reação crítica, subcrítica ou supercrítica de acordo com a sua produção de nêutrons: A reação crítica acontece quando se atinge o equilíbrio de nêutrons, onde a criticalidade do reator existe em qualquer faixa de operação, porém a intensidade do fluxo neutrônico determina sua potência; a reação subcrítica sucede quando a produção de nêutrons é inferior à sua absorção juntamente com as fugas, e neste caso a reação nuclear não permanece sustentável ao longo do tempo; já a reação supercrítica ocorre quando a produção de nêutrons é superior a absorção e fugas, ocasionando o aumento da potência do reator, e neste caso, os dispositivos intrínsecos de controle deverão entrar em atuação no instante apropriado.

A Equação 1 permite a definição do coeficiente de criticalidade

$$K = \frac{P}{(A+L)} \quad (1)$$

onde K é o coeficiente de criticalidade; e para valores $0 \leq K < 1$ reação subcrítica; $K = 1$ reação crítica; $K \geq 1$ reação supercrítica; P = n.º de nêutrons; A = n.º de nêutrons absorvidos e L = n.º de fuga de nêutrons.

O coeficiente de criticalidade define a sua reatividade que é a variação relativa em relação à condição de criticalidade. Durante a operação do reator, a reatividade pode ser influenciada por alguns parâmetros como: queima do combustível, concentração de ácido bórico no refrigerante, temperatura do combustível, temperatura do refrigerante do reator, pressão do refrigerante do reator, produtos de fissão, especialmente o Xenônio e a disposição das barras de controle (Galvão, 2017).

O controle ativo da reação em cadeia ocorre pela inserção ou retirada de barras de controle no núcleo do reator ou através da variação da concentração de Boro (B) no Sistema de Refrigeração do Reator (SRR). As barras de controle são constituídas por uma liga de Prata (Ag), Índio (In) e Cádmio (Cd), que confere excelente característica de absorção de nêutrons (Galvão, 2017).

À medida que o Urânio vai sendo consumido no núcleo do reator, torna-se necessário a atenuação gradual da concentração de Boro por meio da substituição de uma parcela do volume de refrigerante do circuito primário por água desmineralizada. Essa operação é feita através do sistema chamado controle químico e volumétrico. As reações nucleares que ocorrem no reator originam diversas substâncias radioativas produzidas no interior ou no exterior do combustível (Galvão, 2017).

No interior do combustível são produzidos isótopos de Plutônio (Pu), Netúnio (Np), Amerício (Am) e o Cúrio (Cm) dentre outros através de reações conhecidas como transmutação. Esses elementos são denominados transurânicos. A produção de Plutônio é essencial, pois seus isótopos físséis Pu239 e Pu241 são responsáveis pela geração de uma parcela significativa de energia. Há duas barreiras que impedem que os produtos de fissão produzidos no interior do combustível se misturem ao refrigerante, causando o que se denomina contaminação: a própria cerâmica das pastilhas de combustível e as paredes da vareta, compostas de zircaloy, liga à base de zircônio (Schultz *et al.*, 2014).

Durante a operação do reator, uma diversidade de núcleos leves com várias massas atômicas entre 80 e 160 é produzida a partir de núcleos pesados através de fissão. São os chamados produtos de fissão, dos quais, muitos destes possuem uma grande seção de choque de absorção para nêutrons térmicos e afetam, portanto, o balanço dos nêutrons no reator (Schultz *et al.*, 2014).

4. Fenômenos físico-químicos envolvidos nas reações de fissão nuclear

Os nêutrons são uns dos principais componentes funcionamento de um reator nuclear. Eles não possuem carga, e com isso a interação desses com a matéria se dá diretamente com os núcleos dos átomos via espalhamento e absorção. O espalhamento pode ser classificado como elástico, no qual ocorre somente transferência de energia cinética e momento sem causar alterações estruturais; e espalhamento inelástico, no qual, de acordo com a quantidade de movimento do nêutron incidente, outro nêutron é arrancado do núcleo e emite raios gama ao regressar à condição de equilíbrio (Rezende, 2009). A absorção pode acontecer tanto por captura radioativa quanto por fissão nuclear. Na captura radioativa o núcleo atingido pelo nêutron se excita e ao retornar à estabilidade emite fótons ou matéria. Na fissão nuclear um átomo pesado atingido por um elétron acelerado se divide emitindo mais 2 ou 3 nêutrons ocasionando em uma reação em cadeia, como exemplificado pela Figura 1 (Rezende, 2009).

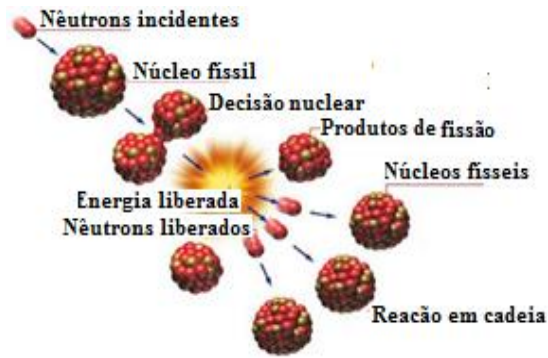


Figura 1 – Reação de fissão em cadeia. (Rezende, 2009)

A obtenção de energia pelos reatores nucleares de potência é baseada na fissão nuclear. Na reação em cadeia ocorrida neste processo 80% da energia liberada é transmitida aos fragmentos em forma cinética. Esta energia cinética juntamente com a energia produzida pela frenagem dos nêutrons e pelos raios gama serão transformadas em calor ao interagirem com a matéria presente, Rezende (2009).

A energia térmica liberada é transferida a um fluido refrigerante que para ser resfriado passa por trocadores de calor acoplados a conversores eletromecânicos de energia, a partir dos quais se obtêm a energia elétrica, Rezende (2009).

5. Reatores nucleares de potência do tipo PWR (Pressurized Water Reactor)

Os reatores nucleares mais utilizados no mundo (em torno de 64%) são os Reatores de potência, especialmente os Reatores de Água Pressurizada (PWR) (Figura 2). Os Reatores de Potência são os Reatores que possuem como propósito a geração de energia elétrica para fins de consumo geral. Existem outros tipos de Reatores Nucleares, no que diz respeito à sua finalidade, como os Reatores de Pesquisa, que geram calor e até eletricidade, contudo não são utilizados para o consumo, mas sim para a pesquisa IAEA (2016). A Figura 2 ilustra o reator PWR.

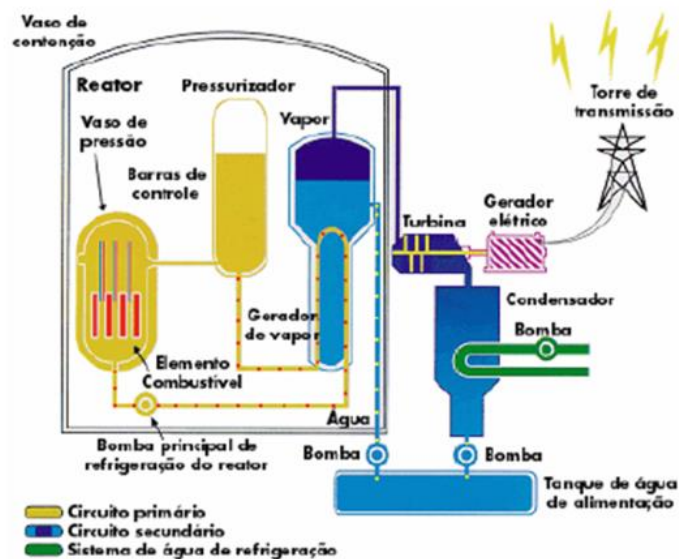


Figura 2 – Esquema de um reator PWR. (Eletrobras, 2020)

Em relação ao funcionamento do Reator PWR, o circuito primário do reator é constituído pelo vaso de pressão, que é a parte estrutural do sistema primário onde estão contidos os elementos combustíveis e onde o processo de reação em cadeia de nêutrons ocorre por meio do urânio, sendo o urânio 235 o mais empregado. Também incorporado ao circuito primário se encontram as barras de controle que são feitas de materiais com alta capacidade de absorção de nêutrons, como o cádmio, podendo contribuir no sentido de manter a reação em cadeia controlada. Nos reatores PWR, o líquido de refrigeração usado nos circuitos é água que além desta funcionalidade, atua também como um bom moderador de nêutrons e ainda como refletor (Baptista, 2016).

Como o sistema é pressurizado, a água contida em todo circuito primário se encontra na fase líquida, ao passar pelo vaso de pressão a água eleva sua temperatura e sai do vaso por tubulações que geralmente são chamadas de perna quente, seguindo em direção aos geradores de vapor, onde passa por uma grande quantidade de tubos metálicos no formato de um U invertido e transfere o calor para esses tubos. Em seguida deste processo a água é novamente direcionada ao vaso de pressão pela atuação das bombas principais de remoção de calor e chegam ao núcleo através de tubulações denominadas de perna fria. O pressurizador é composto basicamente por uma linha de conexão com o circuito primário, um conjunto de aspersores na sua parte superior, onde se encontra vapor d'água, um conjunto de aquecedores elétricos presentes na parte inferior deste sistema e também um conjunto de válvulas de alívio e segurança que podem agir em casos em que a pressão do circuito seja demasiadamente elevada.

Este elemento tem por objetivo manter o nível de pressão adequado, bem como acomodar as alterações volumétricas do refrigerante dentro do circuito primário. O calor que foi depositado nos tubos metálicos pela água do circuito primário é retirado pela água do circuito secundário, que na entrada do gerador de vapor está na condição de líquido sub-resfriado. Ao entrar em contato com os tubos, a água atinge sua temperatura de saturação, e começa, portanto, a ocorrer formação de vapor que se concentra na parte superior do gerador de vapor, pela diferença de densidade. Após essa etapa o vapor d'água passa por um processo de secagem, e é então conduzido por meio de tubulações para as turbinas. Nas turbinas de alta e baixa pressão ocorrem expansões do vapor que transformam parte de sua energia térmica em energia cinética de rotação do eixo da turbina (Baptista, 2016).

As turbinas por sua vez estão acopladas a um gerador elétrico, onde a energia elétrica é produzida. Após passar pela turbina de baixa pressão, a mistura de água e vapor é transportada para o condensador, onde a mistura troca calor com um terceiro circuito que é o sistema de água de serviço, correspondente à fonte fria para remoção de calor da instalação nuclear; comumente essa fonte são rios, mares e lagos. Na saída do condensador a água está na fase líquida, onde a mesma passará por estágios de pré-aquecimentos de baixa e alta pressão, e retornará ao gerador de vapor, concluindo assim as etapas dentro do circuito secundário (Baptista, 2016).

O circuito primário, secundário e a fonte fria da usina, atuam com separação física entre eles, portanto, uma concepção importante do ponto de vista da segurança nuclear, já que existem barreiras independentes com capacidade de conter os produtos de fissão nuclear oriundos de alguma falha que possa acontecer no elemento combustível. A interface entre o circuito primário e o secundário se dá nos geradores de vapor, e habitualmente nos reatores nucleares do tipo PWR, há a presença de 2 a 4 ciclos fechados, que também são usualmente chamados de Loops. A quantidade de Loops está estreitamente ligada à potência térmica da instalação nuclear, assim usinas que operam sob maior potência, necessitam retirar uma maior quantidade de calor através do circuito secundário, diante disso é notável que a quantidade de geradores de vapor necessário para a planta é igual à quantidade de Loops utilizados (IAEA, 2016).

A operação de Usinas Nucleares é um objeto de grande importância, tanto em relação ao funcionamento quanto à segurança. Atualmente, o monitoramento das usinas é realizado pelos operadores através da observação de medições realizadas no sistema da Usina. Porém, a quantidade de medições é grande e requer um elevado tempo para interpretação das medidas e consequentemente leva-se muito tempo para obtenção de resposta. O Sistema de Identificação e

Classificação de Transientes (SICT) foi criado para decifrar as medições da usina e responder aos operadores sobre a tendência de o estado atual evoluir para um estado diferente que é chamado de estado transiente. Esses estados transientes podem ser normais quando as condições estão dentro do padrão de funcionamento ou anormais sendo, portanto, um possível causador de acidentes (Baptista, 2016).

6. Sistemas de controle do reator PWR

Em um reator nuclear do tipo PWR existem alguns mecanismos que permitem um ajuste do comportamento operacional em casos de transientes ou estados transitórios que se configuram por picos de energia de curta durabilidade gerados por componentes não periódicos e de comportamento caótico. Segundo Olegário (2016), os quatro principais sistemas de controle de uma planta nuclear são: controle de potência do reator; controle de nível e pressão no pressurizador; controle de nível e pressão no gerador de vapor; controle de vazão de vapor para as turbinas.

O controle de potência do reator ocorre por meio da inserção de absorvedores de nêutrons no sistema, de forma a reduzir o fluxo de nêutrons e consequentemente a potência no caso de uma superpotência no reator. O controle de nível e pressão ocorre tanto no pressurizador como no gerador do vapor, por meio da medição da fração de vapor no sistema e o controle de vazão de vapor para as turbinas é realizado por meio de válvulas de segurança. Para elucidar a importância dos sistemas de controle em uma instalação nuclear, pode-se pressupor um transiente provocado no circuito primário em que houvesse o aumento da pressão, fazendo com que houvesse o colapso dos vazios no refrigerante. Neste transiente poderia ocorrer também o aumento ou diminuição de temperatura, provocada pela maior geração de energia no núcleo ou pela remoção excessiva de energia pelo secundário, por exemplo. Este efeito geraria respectivamente uma expansão ou contração do líquido de refrigeração e causaria respectivamente uma perda ou ganho na capacidade de moderação dos nêutrons no núcleo do reator e, consequentemente, haveria respectivamente uma circunstância pior, ou melhor, para formação de nêutrons térmicos, que são os maiores responsáveis pelo processo de fissão do urânio e, portanto, ocorreria uma perda ou ganho na potência nuclear, compensada pela menor ou maior absorção de nêutrons (Galvão, 2017).

Para atuar no sentido de manter a estabilidade, os aquecedores do pressurizador iriam atuar, no caso de queda de pressão no circuito primário, aumentando a pressão e o volume no espaço de vapor do pressurizador, provocando uma contração do refrigerante ao longo do sistema primário, como consequência do aumento da pressão no circuito, evitando assim a ebulição do refrigerante e protegendo o reator contra a diminuição da margem para formação de fluxo crítico de calor e consequentemente evitando uma transferência de calor deteriorada e o aumento das temperaturas no combustível, no seu revestimento e no moderador (Galvão, 2017).

As válvulas da linha de vapor do circuito secundário também poderiam contribuir, no sentido de consentir fluir uma maior vazão de vapor, controlando qualquer aumento de pressão gerado no circuito primário, protegendo o reator contra pressões que possam deteriorar ou mesmo romper as fronteiras do circuito primário. Dependendo da variação do nível de potência, as barras de controle também poderiam atuar com a intenção de manter o equilíbrio no reator, através da inserção ou remoção de reatividade no núcleo. De acordo com Galvão (2017) um sistema de controle com realimentação é uma forma de determinar uma relação de conferência entre uma saída e uma entrada de referência, utilizando a diferença como meio de controle, ou seja, a partir de uma perturbação gerada (entrada), teríamos uma resposta da instalação, que permitiria operar os sistemas de controle da usina nuclear, a fim de minimizar o efeito provocado, mantendo os valores das variáveis dentro de uma região aceitável de projeto, e trazer o sistema para um novo ponto de estabilidade.

7. Características operacionais de reatores nucleares

Alguns aspectos importantes na Operação de Reatores são relacionados com a maneira pela qual o fluxo de nêutrons varia quando o reator não é crítico, ou seja, quando o reator está inicializando ou passando por um aumento de potência (supercrítico) ou quando o reator está desligando ou diminuindo a potência (subcrítico). As alterações que ocorrem durante uma longa operação de um reator que tem influência sobre a sua criticidade resultam da queima de combustível físsil e da produção de um novo combustível físsil a partir de isótopos férteis que são condições importantes a serem analisadas (Bennet e Thomson, 1989).

Dentro da análise da cinética, um parâmetro imprescindível é a vida útil imediata do nêutron. Em um reator, o nêutron imediato é o nêutron cuja vida corresponde ao tempo médio entre o nascimento dos nêutrons imediatos através da fissão e sua absorção final no reator. Em um reator térmico esse tempo é somado ao tempo médio de desaceleração de nêutron que é o tempo para transformação em energia térmica e também ao tempo médio de difusão que é o tempo para difusão da energia térmica até o ponto de absorção. Em todos os reatores térmicos, o tempo de difusão é muito maior que o tempo de desaceleração, em torno de 10 segundos, o que torna o tempo de vida imediata dos nêutrons bem próximo ao próprio tempo de difusão (Bennet e Thomson, 1989).

Durante essas etapas dentro do reator, nem todos os nêutrons produzidos pela fissão são emitidos na própria fase da fissão. Em torno de 1% dos nêutrons são contabilizados durante o decaimento radioativo dos produtos de fissão e são chamados de nêutrons atrasados. Esses nêutrons atrasados são o resultado da deterioração de certos isótopos. O tempo médio pelo qual ocorre a emissão de cada grupo de nêutrons atrasados é igual à meia vida do nêutron atrasado do grupo precursor. O Bromo, por exemplo, tem meia vida de aproximadamente 80 segundos. Estes precursores podem ser divididos em 6 grupos de acordo com suas meia-vidas e os dados de nêutrons atrasados para a fissão térmica em Urânio-235 são mostrados na Tabela 1.

Tabela 1. Dados dos nêutrons atrasados para fissão térmica em U-235. (Bennet e Thomson, 1989)

Grupo	Tempo de meia vida dos nêutrons atrasados (segundos)	Constante de decaimento (segundos ⁻¹)	Fração do total de nêutrons de fissão (β_i)
1	80.2	0.0124	0.000 215
2	32.7	0.0305	0.001 424
3	8.9	0.111	0.001 274
4	3.3	0.301	0.002 568
5	0.88	1.14	0.000 748
6	0.33	3.01	0.000 273

Considerando as previsões sobre a cinética de um Reator, analisando sua resposta a uma alteração de reatividade, é importante refletir sobre os nêutrons imediatos, mas também se deve considerar a produção e o decaimento dos precursores dos nêutrons atrasados que podem duplicar os nêutrons atrasados que já existem, uma vez que a densidade dos nêutrons atrasados interfere diretamente na potência do motor (Bennet e Thomson, 1989).

Os nêutrons atrasados não têm as mesmas propriedades que os nêutrons prontos produzidos diretamente da fissão. A energia média dos nêutrons prontos é demasiadamente superior à energia média dos nêutrons atrasados. O fato dos nêutrons atrasados “nascerem” com energias mais baixas tem dois impactos significantes na maneira que eles procedem no ciclo de vida do nêutron. O primeiro impacto é referente ao fato de os nêutrons atrasados terem uma probabilidade muito menor de ocasionar fissões rápidas do que os nêutrons prontos, devido ao fato

de que sua energia média está abaixo do mínimo requerido para a ocorrência da fissão rápida. A segunda inferência é em relação aos nêutrons atrasados terem uma probabilidade menor de fuga do núcleo, porque eles “nascem” com energias mais baixas e, por isso, viajam distâncias menores do que os nêutrons rápidos (Petersen, 2011)

Os produtos de fissão que emitem nêutrons atrasados foram reunidos em 6 grupos de acordo com sua meia-vida. A Tabela 2 mostra a fração de nêutrons atrasados para o Urânio 235.

Tabela 2. Parâmetros nucleares dos precursores de nêutrons atrasados para U₂₃₅. (Adaptado de Petersen, 2011)

Grupo	λ_i (s ⁻¹)	Fração β_i
1	0,0124	0,000022
2	0,0305	0,00142
3	0,111	0,00127
4	0,310	0,00257
5	1,14	0,00075
6	3,01	0,00027

onde: $b = \sum_{i=1}^6 \beta_i$

Assim, na Tabela 2 é apresentado que $b = 0,0065$, o que significa que os nêutrons atrasados correspondem a 0,65% dos nêutrons produzidos pela fissão do elemento Urânio (U₂₃₅). Parece pouco, porém para escalas de tempo maiores quando comparadas com a escala de tempo da fissão, esses nêutrons têm um efeito muito significativo.

8. Estrutura do reator

Segundo Rezende (2009) todo reator nuclear possui uma estrutura básica e é extremamente imprescindível conhecer essa estrutura e sua utilidade, para compreensão de todo o funcionamento do mesmo. O combustível nuclear, moderadores de nêutrons, refrigerante, absorvedores de nêutrons, blindagem e outras partes compõem esta estrutura.

O combustível nuclear é constituído por isótopos físeis e férteis responsáveis pela reação em cadeia de fissão, um como material físsil (liberando energia e nêutrons) e outro como material fértil (absorvedor de nêutrons que age como moderador da reação).

Segundo Rezende (2009) os moderadores de nêutrons são materiais utilizados em reatores térmicos para reduzir ou moderar a energia dos nêutrons rápidos gerados no processo de fissão nuclear aumentando a probabilidade de ocorrência de novas reações nucleares. Também possuem a função de servir como refletores de nêutrons circundando o núcleo do reator de forma a minimizar fuga de nêutrons do núcleo.

O refrigerante é comumente um material líquido ou gasoso empregado para retirar o calor obtido com a fissão. Devem possuir densidade notável, para evitar problemas no bombeamento com ponto de ebulição elevado e de fusão reduzido. Além disso, deve possuir baixa radioatividade e estabilidade de irradiação térmica consideráveis (Rezende, 2009).

Os absorvedores de nêutrons, de acordo com Rezende (2009), mantêm controlada a reatividade do reator, por meio da inserção ou retirada dos materiais férteis do núcleo. Sendo assim, os absorvedores mantêm o fluxo de nêutrons no núcleo constante e controlado, distribuindo homogeneamente a potência no núcleo. Possuem as mesmas características dos moderadores, entretanto, devem também ser resistente à corrosão.

Por fim, a blindagem, bem como as estruturas de ferro que formam a camada superficial do reator, tem como função atuar como barreira para a radiação, protegendo os componentes externos

ao núcleo, e como barreira física e suporte às estruturas do núcleo, respectivamente. Ambas com características semelhantes às do material moderador e absorvedor (Rezende, 2009).

Quanto às combinações entre moderador e refrigerante destacam-se as combinações apresentadas na Tabela 3.

Tabela 3. Principais combinações entre moderador e refrigerante. (Fonseca, 2017)

Moderador	Refrigerante
Água leve	Água leve
Água pesada	Dióxido de carbono
Grafite	Hélio
Berílio	Sódio líquido

9. Simulação e modelagem dinâmica

A simulação e modelagem de processos são instrumentos altamente utilizados na Engenharia Química, devido à possibilidade que oferece em pressupor condições operacionais ou simular equipamentos, sem intervir no sistema operante. A representação dos processos através de equações matemáticas é conhecida como modelagem de processo. Quanto maior a aproximação da realidade, mais complexos serão os modelos matemáticos encontrados. Conforme Mendelson (2012), os modelos matemáticos são obtidos por meio de equações diferenciais, cuja incógnita é uma função que aparece sob a forma das respectivas derivadas, com exceção dos processos que operam em estado estacionário, cujos modelos matemáticos são equações algébricas. Para solução dos modelos matemáticos diferenciais utilizam-se métodos numéricos, que são um conjunto de ferramentas constituídas por um certo número de equações, utilizadas para se alcançar a solução de problemas matemáticos de forma aproximada (Schultz *et al.*, 2014).

Um modelo que apresenta uma natureza dinâmica implica em alegar que as equações matemáticas que modelam componentes, estruturas e parâmetros interagem entre si e se modificam no decorrer do tempo, caso contrário estes ambientes seriam ditos como estáticos. O intuito de trabalhar com modelos dinâmicos é construir uma análise de situações de transientes, e prever situações de acidentes que podem ser evitadas (Baptista, 2016).

A modelagem é feita com base em equações diferenciais que descrevem o comportamento dinâmico do fluxo de nêutrons, precursores de nêutrons atrasados e potência do reator. As Equações 2, 3 e 4 do fluxo de nêutrons e potência do reator são apresentadas a seguir e podem ser encontradas em Mendelson (2012):

Fluxo de Nêutrons (Equação de Duderstadt e Hamilton)

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} N(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (2)$$

onde $dN(t)/dt$ = Fluxo de nêutrons; $\rho(t)$ = reatividade dos nêutrons lentos; β = grupo precursores nêutrons atrasados; Λ = tempo dos nêutrons térmicos; λ = constante de decaimento do tempo de meia vida e C_i = concentração do grupo de nêutrons retardados.

Concentração dos Precursores de Nêutrons Atrasados

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} N(t) - \lambda_i C_i \quad (3)$$

onde dC_i/dt = Variação da concentração; β = grupo precursores nêutrons atrasados; Λ = tempo dos nêutrons térmicos; N = fluxo de nêutrons; λ = constante de decaimento do tempo de meia vida dos grupos e C_i = concentração do grupo de nêutrons retardados.

Potência dos reatores

$$\frac{d\partial P}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} \partial P + \sum_1^6 \lambda_i \partial C_i \quad (4)$$

onde $d\partial P/dt$ = Variação da Potência do reator; $\rho(t)$ = reatividade dos nêutrons lentos; β = grupo precursores nêutrons atrasados; Λ = tempo dos nêutrons térmicos; P é a potência do reator; λ = constante de decaimento do tempo de meia vida e C_i = concentração do grupo de nêutrons retardados.

10. Análise de casos encontrados na literatura

Petersen (2011) relatou a modelagem relativa ao fluxo de nêutrons, abordando soluções analíticas para as equações da cinética da teoria de difusão de nêutrons. Para a solução das equações da cinética pontual considerou-se seis grupos de precursores de nêutrons atrasados e realizou-se a análise da reatividade constante e variável como uma função arbitrária do tempo.

A princípio a ideia principal consistiu na determinação da solução das equações da cinética pontual com reatividade constante apenas usando os resultados bem conhecidos para a solução de sistemas de equações diferenciais matriciais lineares de primeira ordem com entradas constantes.

10.1 Dados considerando-se a reatividade constante

Uma análise do trabalho de Petersen (2011) foi considerando a reatividade constante. Assumem-se parâmetros nucleares típicos de um Reator Térmico, conforme a Tabela 4.

Tabela 4. Principais combinações entre moderador e refrigerante. (Petersen, 2011)

Nêutrons atrasados	
$\beta_i \times 10^{-3}$	$\lambda_i \text{ (s}^{-1}\text{)}$
0,266	0,0127
1,491	0,0317
1,316	0,115
2,849	0,311
0,896	1,4
0,182	3,87
$\beta = 7 \times 10^{-3}$	

No primeiro exemplo analisado, considerou-se três diferentes tempos de geração: Λ (10^{-3} s, 10^{-4} s e 10^{-5} s) e três reatividades: uma subcrítica ($\rho = 0,003$), uma crítica ($\rho = 0,007$) e uma supercrítica ($\rho = 0,008$).

Os resultados assumindo-se reatividades constantes são calculados pelo método da decomposição e são apresentados na Tabela 5.

Tabela 5. Densidade de nêutrons entre diferentes tempos de geração para reatividades constantes. (Petersen, 2011)

		$\rho = 0,003$	$\rho = 0,007$	$\rho = 0,008$
Λ (s)	Tempo (s)	Densidade de nêutrons [cm^{-3}]	Densidade de nêutrons [cm^{-3}]	Densidade de nêutrons [cm^{-3}]
10^{-3}	10^{-3}	1,0029	1,0070	1,0080
	10^{-1}	1,2484	1,7034	1,8454
	1	1,9672	11,0252	20,7376
10^{-4}	10^{-3}	1,0294	1,0700	1,0804
	10^{-1}	1,7652	8,3474	15,4198
	1	2,1876	1055,5243	$1,14917 \times 10^6$
10^{-5}	10^{-3}	1,2472	1,7000	1,8414
	10^{-1}	1,8022	110,7571	$2,22968 \times 10^5$
	1	2,2126	$4,0266 \times 10^8$	$3,7558 \times 10^{45}$

Analisando os resultados expostos na tabela, é possível perceber que para maiores reatividades, ocorre um aumento do fluxo neutrônico. E isso ocorre de forma mais rápida quanto menor for o tempo médio de geração do nêutron. Diante disso, analisa-se que os reatores rápidos, que possuem um menor tempo de geração, são mais difíceis de serem controlados do que os reatores que possuem um tempo de geração maior, como é o caso dos geradores térmicos. Uma outra análise que pode ser realizada é que quando a reatividade é menor que o grupo dos precursores de nêutrons atrasados ($\rho = 0,003$) a influência do tempo de geração é mínima, entendendo-se que a densidade neutrônica nesses casos é determinada especialmente pelos nêutrons atrasados. Em contrapartida, quando a reatividade é maior que a fração de nêutrons atrasados ($\rho = 0,008$), o reator torna-se fora de controle o que implica que a contribuição dos nêutrons atrasados é desprezível em relação aos nêutrons prontos (Petersen, 2011).

No outro exemplo explorado, considerou-se diferentes tempos de geração e quatro reatividades: duas subcríticas ($\rho = 0,003$ e $\rho = 0,0055$), uma crítica ($\rho = 0,007$) e uma supercrítica ($\rho = 0,008$).

A densidade de nêutrons obtida pelo método da Decomposição (DM) é comparada com: o método Theta (weighting), o método do confinamento da rigidez (SCM), o método de Runge-Kutta generalizado (GRK) e o método do modo da exponencial analítica (AEM) (Petersen, 2011).

Nesse trabalho analisado, utilizou-se como resultado de referência a densidade de nêutrons e o desvio relativo percentual foi calculado em relação ao método AEM que foi praticamente 0% para todos os tempos o que se conclui que há uma excelente conciliação entre os resultados. Uma análise complementar a esta apresentada é em relação ao método GRK que será utilizado no presente trabalho. Esse método também apresentou uma pequena variação em relação aos outros métodos o que fornece uma margem de confiança para utilização do mesmo (Petersen, 2011).

Petersen (2011) calculou a densidade de nêutrons obtendo-se a Figura 3, considerando uma reatividade do tipo $\rho = at + bt^2$, onde a é uma constante. A densidade de nêutrons é calculada para três valores diferentes para a constante a . Estabeleceu-se um parâmetro fixo “ b ” e variando o parâmetro “ a ” é possível obter o ajuste da densidade de nêutrons.

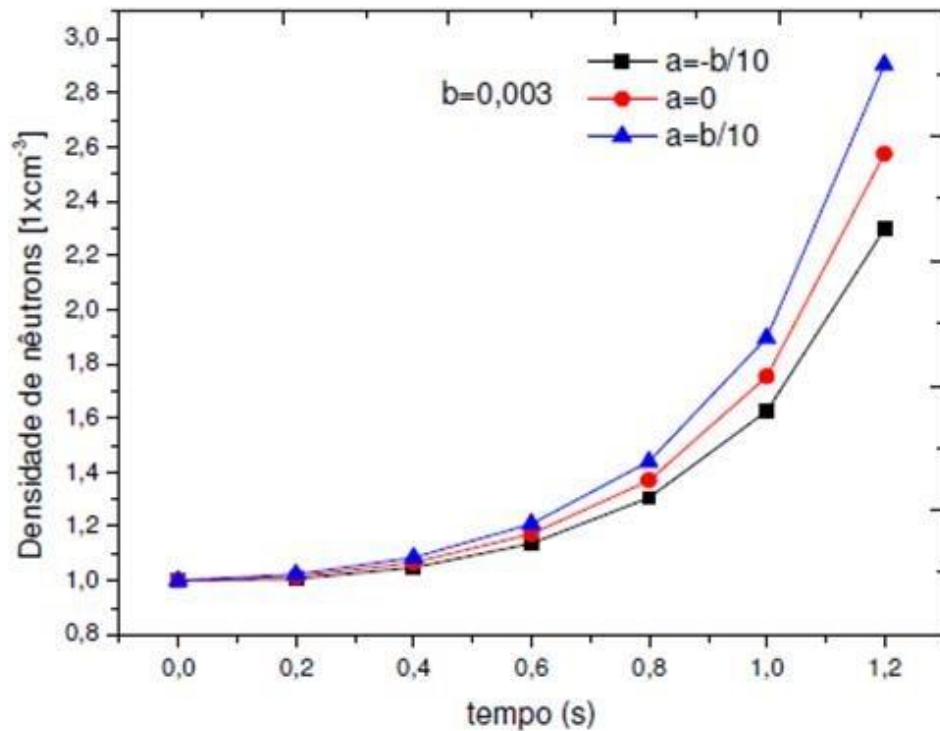


Figura 3 – Densidade de nêutrons para $\rho = at + bt^2$. (Petersen, 2011).

Todos esses resultados obtidos por Petersen (2011) foram excelentes quando comparados com outros resultados encontrados na literatura e é de extrema importância conhecer esses comportamentos da densidade de nêutrons para o controle do reator nuclear.

No trabalho de Zandona e colaboradores (2020) foi realizada uma simulação da densidade de nêutrons em um reator com reatividade variável, seguindo a equação $\rho = at$. O resultado pode ser observado na figura 4, onde pode-se verificar um salto na densidade logo após o ligamento da fonte, atingindo o máximo em aproximadamente $1,28 \text{ cm}^{-3}$, no tempo de 40 s, seguido de um decréscimo lento a partir desse ponto. Esse padrão de comportamento é esperado devido a inserção de absorvedores de nêutrons no sistema.

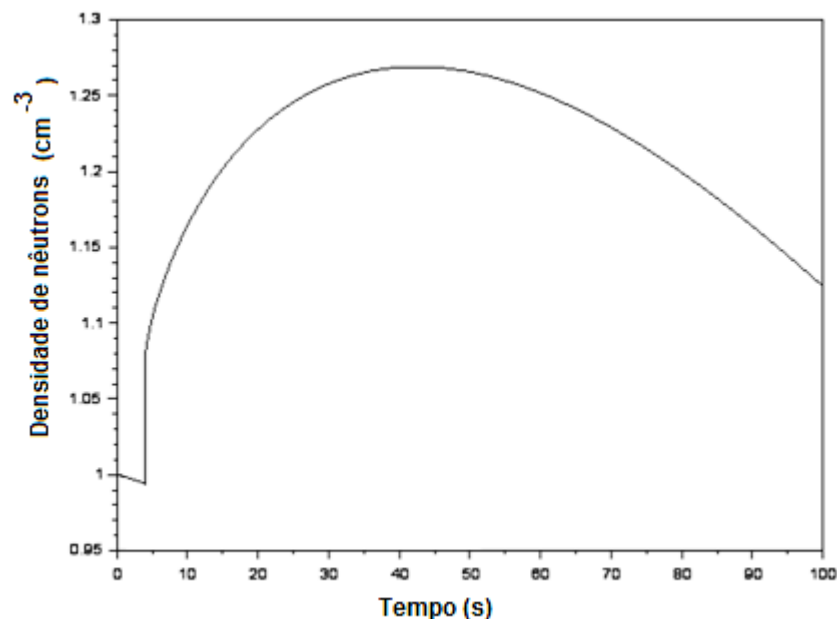


Figura 4 – Densidade de nêutrons para $\rho = at$. (Zandona *et al.*, 2020).

A compreensão da dinâmica do reator nuclear se baseia no estudo do comportamento da densidade de nêutrons dependente do tempo. Entretanto, o conhecimento dessa densidade de nêutrons em um reator, que pode responder a inúmeras perturbações, é moderado para que se mantenha o reator dentro dos padrões de segurança. Infelizmente, essa informação é extremamente difícil de obter e para estudar o comportamento de reatores nucleares é necessário resolver o modelo de difusão de nêutrons que é um sistema de equações diferenciais parciais fortemente acopladas. (Aboanber; Nahla; Aljawazneh, 2021)

Aboanber e colaboradores (2021) acreditam que o modelo fracionário das equações de cinética de ponto (a mesma técnica utilizada por Pettersen, 2011) pode ser uma boa representação para a densidade de nêutrons nos reatores nucleares. A Figura 5 retrata o comportamento do fluxo de nêutrons dentro do reator.

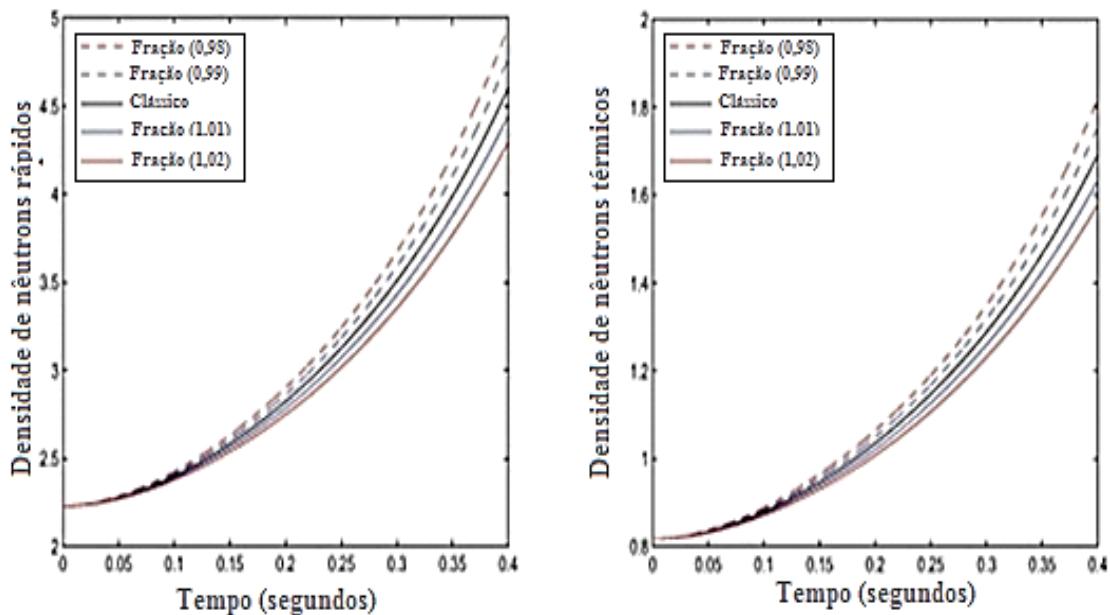


Figura 5 – Densidade de nêutrons rápidos. (Aboanber, *et al.*, 2021)

11. Considerações finais

A modelagem e simulação em regime transiente de reatores nucleares são de vital importância para o processo e permitem a aplicação de ferramentas de controle no sistema. A viabilidade dos reatores nucleares depende de um sistema de segurança eficiente na operação de suas plantas. Grande parte da segurança dessas operações está relacionada com o fluxo de nêutrons nesses reatores, o que necessita de um balanço bem equilibrado a fim de evitar grandes danos como superaquecimento e possíveis explosões. Ficou evidente a importância da compreensão do fluxo de nêutrons como o principal contribuinte para a potência do reator, portanto deve-se ser realizada uma análise criteriosa da moderação do fluxo de nêutrons para evitar uma superpotência no reator, que pode gerar danos e acidentes à planta nuclear.

Referências

- ABOANBER, A. E.; NAHLA, A. A.; ALJAWAZNEH, S. M. (2021). Fractional two energy groups matrix representation for nuclear reactor dynamics with an external source. *Annals of Nuclear Energy*, v. 153. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.108062>
- BENNET E THOMSON. (1989). *The Elements of Nuclear Power*. Chapter 8. The Operating characteristics of nuclear reactors. 3ed.
- ELETRONUCLEAR - ELETRONUCLEAR (Org.). (2020). Angra 2. Disponível em: <<http://www.eletronuclear.gov.br/aempresa/centralnuclear/angra2.aspx>>.
- FONSECA. C. (2017). *Energia Nuclear: Opinião dos docentes da Faculdade de Engenharia – UnB-FGA Gama Tecnologias Nucleares*. Brasília, Distrito Federal, DF, Brasil.
- FONSECA. M. (2009). *Reflexos da Manobrabilidade de Usinas Nucleares na operação de Sistema Elétrico*. Dissertação de Mestrado-Ciências em Engenharia Elétrica- Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- GALVÃO, H. P. (2017). *Modelagem Dinâmica do Circuito Primário e Secundário de Reatores PWR aplicando critérios de estabilidade*. Trabalho de Conclusão de Curso, Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- IAEA. (2016). *Nuclear Power Reactors in the World*. 36° ed. Vienna, Austria: IAEA. 86 p. (2). Company, 1971. 511 p.
- ISHIGURO, Y. (2012). *A Energia Nuclear para o Brasil*, Makron Books, São Paulo, SP, Brasil.
- MENDELSON & AYRES Jr. (2012). *Cálculo 5*. Ed. Porto Alegre: Editora Bookman.
- OLEGARIO, L. C. (2016). *Simulação Dinâmica de um PWR com Modelagem do Sistema Primário, Pressurizador e Geradores de Vapor*. Trabalho de Conclusão de Curso. Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- PETERSEN. C. (2011). *Solução Analítica das Equações da Cinética Pontual e Espacial da Teoria de Difusão de Nêutrons pelas Técnicas da GITT e Decomposição*. Tese de Doutorado, Universidade Federal do Rio Grande do Sul, Porto Alegre, RS, Brasil.
- REZENDE.G. (2009). *Reatores Nucleares de Potência*. Dissertação de Mestrado, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- SEGUNDO. C. (2018). *Análise Neutrônica com Dois Grupos de Nêutrons de um Reator Anelar Pulsado*. Dissertação de Mestrado, Universidade Federal de Pernambuco, Recife, PE, Brasil.
- SCHULTZ.G. et al. (2014). *Modelagem e Simulação dos Reatores Químicos BR e PFR no EMSO E GNU OCTAVE*. Enciclopédia Biosfera, Centro Científico Conhecer - Goiânia, v.10.
- ZANDONA, et al. (2020). *Solução das equações da cinética pontual de nêutrons, via Método de Fator de Integração Implícito com fonte externa*. Universidade Federal de Pelotas, Rio Grande do Sul, RS, BRASIL.