INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES

Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**Estudo de modelos para o comportamento a altas queimas de varetas combustível
urânio - 7% gadolínio para reatores a água leve pressurizada: avaliação dos
parâmetros para prolongamento do tempo de queima do núcleo**

CARLOS EDUARDO MATTOS

**Dissertação apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de Mestre
em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear -
Materiais**

Orientadora:

Profa. Dra. Elita F. Urano de Carvalho

**São Paulo
2018**

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**Estudo de modelos para o comportamento a altas queimas de varetas
combustível urânio - 7% gadolínio para reatores a água leve pressurizada:
avaliação dos parâmetros para prolongamento do tempo de queima do núcleo**

Versão corrigida

CARLOS EDUARDO MATTOS

**Dissertação apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de Mestre
em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear -
Materiais**

**Orientadora:
Profa. Dra. Elita F. Urano de Carvalho**

**São Paulo
2018**

FOLHA DE APROVAÇÃO

Autor: Carlos Eduardo Mattos

Título: Estudo de modelos para o comportamento a altas queimas de varetas combustível urânio - 7% gadolínio para reatores a água leve pressurizada: avaliação dos parâmetros para prolongamento do tempo de queima do núcleo

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear da Universidade de São Paulo para obtenção do título de Mestre em Ciências.

Data: 12/04/2018

Banca Examinadora

Prof.^a Dra. Elita Fontenele Urano de Carvalho

Instituição: IPEN

Julgamento: Aprovado

Prof.^a Dra. Stela Maria de Carvalho Fernandes

Instituição: UNINOVE

Julgamento: Aprovado

Prof.^a Dra. Claudia Giovedi Motta

Instituição: Centro Tecnológico da Marinha – CTM/SP

Julgamento: Aprovado

AGRADECIMENTO

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, pela possibilidade de realizar este trabalho.

A Profa. Dra. Elita Fontenele Urano de Carvalho, pela orientação, ensinamentos, dedicação, que foram fundamentais para a conclusão do presente trabalho.

À CAPES e a Eletronuclear pelo financiamento do projeto, através do edital CAPES/ Eletronuclear 012/2013.

Aos colegas Alberto, Artur, Gaspar, Maria, Mayara e Tânia, no qual compartilhamos as mesmas angústias e soluções.

Ao Prof. Dr. Antonio Teixeira e Silva pelo enriquecimento do trabalho proporcionado por seus comentários, bem como pelo incentivo, colaboração e valiosas discussões em diversas etapas deste trabalho.

Aos amigos e funcionários do Centro do Combustível Nuclear (CCN/SP) que acreditaram na realização dessa tarefa, pela ajuda, colaboração e incentivo dispensado.

À minha esposa Ana Lucia Moraes, que está sempre presente e em especial ao meu pai e familiares que sempre me apoiaram durante todos esses anos, que de alguma maneira contribuíram para este trabalho.

RESUMO

MATTOS, C. E., **Estudo de modelos para o comportamento a altas queimas de varetas combustível urânio- 7% gadolínio para reatores a água leve pressurizada: avaliação dos parâmetros para prolongamento do tempo de queima do núcleo.** 2018. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

O objetivo deste trabalho é verificar os resultados fornecidos pelo programa computacional FRAPCON-3, hoje na versão 5, utilizado no processo de simulação do comportamento de varetas combustíveis de reatores refrigerados a água pressurizada (Pressurized Water Reactor – PWR), sob situações operacionais de regime permanente, em condições de alta queima. Para realizar a verificação, foi utilizada a base de dados FUMEX-III, que fornece dados relativos a experimentos realizados com diversos tipos de combustíveis nucleares, submetidos a diversas condições operacionais. Através dos resultados obtidos na simulação do programa FRAPCON-3.5 e da sua comparação com os dados experimentais da base FUMEX-III, foi possível constatar que o programa possui boa capacidade de prever o comportamento operacional da vareta combustível em regime permanente a altas queimas. O trabalho consiste também em verificar a correlação entre UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ na análise dos modelos que simulam o comportamento das pastilhas combustíveis. A adição do óxido de gadolínio ou gadolína (Gd_2O_3), constitui-se na opção tecnológica mais solidamente consagrada e hoje comum em várias centrais nucleares. Por meio dos resultados obtidos nas simulações computacionais foram apresentadas e discutidas a influência das propriedades do UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$, quanto à temperatura no centro do combustível, liberação de gás de fissão na vareta, temperatura média do revestimento, volume interno e pressão interna da vareta combustível.

Palavras-chave: Combustível nuclear, simulação computacional, gadolínio, programa computacional.

ABSTRACT

MATTOS, C. E., **Study of models for high burn behavior of uranium-7% gadolinium fuel rods for pressurized light water reactors: evaluation of the parameters for prolongation of the time of burning of the nucleus.** 2018. Dissertation (Master in Nuclear Technology) - Institute of Nuclear Energy Research - IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

The objective of this work is to verify the results provided by the computer program FRAPCON-3, now in version 5, used in the simulation process of the behavior of fuel rods of pressurized water reactors - PWR permanent, in conditions of high burn. In order to carry out the verification, the FUMEX-III database was used, which provides data on experiments performed with different types of nuclear fuel, under different operating conditions. The results obtained in the simulation of the FRAPCON-3.5 program and its comparison with the experimental data of the FUMEX-III base showed that the program has a good ability to predict the operational behavior of the fuel rod in a steady state at high burn. The work also consists in verifying the correlation between UO_2 and $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ in the analysis of models that simulate the behavior of fuel pellets. The addition of gadolinium oxide (Gd_2O_3) constitutes the most solidly established and now common technological option in several nuclear power plants. The influence of the properties of UO_2 and $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ on the temperature at the center of the fuel, fission gas release on the rod, average coating temperature, internal volume and pressure were presented and discussed. of the fuel rod.

Key words: Nuclear fuel, computer simulation, gadolinium, computer program.

LISTA DE TABELAS

Tabela 1: Concentração e seção de choque para nêutrons térmicos dos isótopos de Gd conforme encontrados na natureza	25
Tabela 2: Parâmetros Termo Hidráulicos do Reator	66
Tabela 3: Descrição da Vareta Combustível Simulada	66

LISTA DE FIGURAS

	Página
Figura 1 - Elemento combustível típico de um reator PWR	28
Figura 2 - Vareta combustível utilizada em reatores PWR.....	29
Figura 3 – Densidade de pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ com e sem adição de Al.....	32
Figura 4 - Alterações observadas em uma pastilha de UO_2 durante a irradiação devido aos elevados gradientes de temperatura e à radiação	34
Figura 5 - Fluxograma simplificado do programa computacional FRAPCON-3.5 ..	48
Figura 6 - Fluxograma do laço de convergência para a obtenção da queda de temperatura na folga	50
Figura 7 - Condutividade térmica em função da concentração de gadolínio e da temperatura.....	58
Figura 8 - Comparação da expansão térmica entre UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$	60
Figura 9 - Comparação do inchamento do combustível nuclear entre UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$	63
Figura 10 - Temperatura Central do Combustível UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$	68
Figura 11 - Liberação de gases de Fissão UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$	69
Figura 12 - Pressão Interna da Vareta Combustível UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$	70
Figura 13 - Volume livre interior da vareta Combustível de UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$..	71
Figura 14 - Temperatura Média do Revestimento do UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$	72

SUMÁRIO

1 INTRODUÇÃO	11
2 OBJETIVO	19
2.1 Objetivos específicos	19
3 REVISÃO BIBLIOGRAFICA.....	20
3.1 Considerações estratégicas sobre veneno queimável.....	21
3.2 Aplicação do veneno queimável.....	22
3.3 Tipos de venenos queimáveis	22
3.4 Características do gadolínio	25
3.5 Elemento combustível utilizado em reatores do tipo PWR.....	27
3.6 Combustível Nuclear $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$	29
3.6.1 Processo de Co-precipitação.....	30
3.6.2 Processo de mistura de pós (via seca).....	30
3.6.3 Sinterização de pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$	32
3.7 Comportamento sob irradiação da pastilha combustível de UO_2.....	33
3.8 Comportamento da vareta combustível de UO_2 em regime de alta queima	40
3.9 Comportamento sob irradiação do revestimento	42
4 CÓDIGO COMPUTACIONAL FRAPCON	44
4.1 Série FRAPCON	44
4.2 Módulos do FRAPCON-3.5	45
4.3 Limitações do FRAPCON-3.5	47
4.4 Estrutura lógica do FRAPCON-3.5	47
4.5 Instruções do arquivo de entrada para o código FRAPCON-3.5	51

4.6 Arquivo de saída do FRAPCON-3.5	52
4.6.1 Resposta da Vareta Combustível	53
4.7 Características do programa computacional FRAPTRAN	53
5 DESENVOLVIMENTO E COMPARAÇÃO MODELOS DE UO_2 E $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$	56
5.1 Modelo da condutividade térmica do combustível (FTHCON)	56
5.1.1 Comparação da condutividade térmica	56
5.2 Modelo da expansão térmica do combustível (FTHEXP)	59
5.3 Inchamento de combustível (FSWELL)	60
6 MATERIAIS E MÉTODOS	64
6.1 Base de dados experimentais	64
6.2 Simulação Computacional com FRAPCON-3.5	64
6.3 Dados da vareta combustível	65
7 RESULTADOS E DISCUSSÃO	67
7.1 Temperatura central do combustível	67
7.2 Liberação de Gases de Fissão	68
7.2 Pressão interna da vareta combustível	69
7.3 Volume livre no interior da Vareta Combustível	70
7.4 Temperatura Média do Revestimento	71
CONCLUSÕES	73
TRABALHOS FUTUROS	75
REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS	76
APÊNDICE A	83
APÊNDICE B	87

1 INTRODUÇÃO

É fundamental para o futuro da energia nuclear que os reatores possam funcionar de forma segura e econômica para competir com outras formas de geração de energia. Com o aumento da demanda de energia elétrica decorrente das necessidades da sociedade moderna, muitas fontes de energia têm sido estudadas e utilizadas, levando em conta os impactos ambientais e sociais a serem gerados a curto e longo prazo. Numerosos métodos têm sido propostos para o controle de reatores nucleares, com a finalidade de produzir energia com alto grau de confiabilidade e custo competitivo.

Desta forma, imensos avanços têm sido obtidos na área de controle de reatores nucleares de potência e o uso do gadolínio tem tido uma participação decisiva, inicialmente em reatores refrigerados água fervente, tipo *Boiling Water Reactor (BWR)* e posteriormente, em reatores refrigerados água pressurizada, tipo *Pressurized Water Reactor (PWR)*, na busca da otimização do uso do combustível e redução de rejeitos nucleares. (SNELGROVE et al, 1997 e BARANAEV et al, 2003)

A minimização do custo do ciclo do combustível tem sido uma preocupação desde o início da geração de energia elétrica comercial por meio da energia nuclear. A diminuição do custo de geração de eletricidade depende de estratégias de gerenciamento do combustível nuclear dentro e fora do núcleo do reator. O gerenciamento do combustível dentro do núcleo do reator ("*in-core fuel management*"), que envolve o projeto do consumo, ou queima do combustível e o padrão de recargas de combustível, ou seja, a retirada do combustível queimado e introdução de combustível novo exerce influência determinante no custo da energia gerada, uma vez que influencia diretamente as atividades de gerenciamento do combustível fora do núcleo do reator ("*out-of-core fuel*

management”), dentre as quais pode-se citar o enriquecimento e a destinação final do combustível queimado como as mais importantes.

O objetivo principal do gerenciamento do combustível no núcleo do reator é otimizar a utilização do combustível, reduzindo o custo da eletricidade gerada. O responsável por esta tarefa tenta alcançar este objetivo alterando os parâmetros do núcleo que podem ser mudados sem violar as condições impostas por considerações operacionais e de segurança.

Portanto, fica claro que os meios que se encontraram para alcançar o objetivo de minimização do custo do ciclo do combustível são o aumento da queima do combustível, a extensão do ciclo de queima (intervalos de recarga), a diminuição do custo de armazenamento final dos rejeitos radioativos e o padrão adotado na distribuição de elementos combustíveis nas recargas, o qual está relacionado à vida útil do vaso de pressão do reator. (DURAZZO, M., 2001)

O aumento da queima do combustível conduz, na maioria das circunstâncias, ao aumento do ciclo de queima e, conseqüentemente, ao aumento do intervalo de tempo entre as recargas do combustível. Na maioria dos casos, particularmente no caso de países como o Brasil, onde a proporção da capacidade de geração de eletricidade por centrais nucleares é pequena e a tecnologia do reprocessamento não está disponível, o aumento da queima do combustível e o intervalo de recargas são metas conjuntas, uma vez que são minimizados os problemas de armazenamento final de combustíveis queimados e outros rejeitos nucleares gerados nas centrais. O menor tempo médio de paralisação da central nuclear associada aos maiores intervalos para recarga de combustível, passando de 12 para 18 meses ou até 24 meses, também conduz a uma importante diminuição no custo de geração de eletricidade. Este provavelmente é o fator mais importante de diminuição de custos, principalmente no caso de centrais nucleares acopladas a sistemas que não possuem capacidade de reserva adequada e devem comprar a eletricidade que deixam de gerar durante o desligamento para a recarga. Outro benefício do aumento dos intervalos de recarga é a menor exposição à radiação dos operadores da central nuclear. (DURAZZO, M., 2001)

Dentro deste contexto, diversos estudos vêm sendo realizados visando a aperfeiçoar os procedimentos operacionais na redução dos custos associados à

operação de uma usina nuclear, por meio da otimização do ciclo do combustível, fazendo com que o combustível nuclear permaneça por um período maior de tempo no interior do núcleo do reator e aproveitando ao máximo sua capacidade de produção de energia. Um dos desafios tecnológicos atuais é a utilização de combustíveis para ciclos estendidos de queima superiores a 45 gigawatt dia por tonelada métrica de urânio (GWd/MTU). Queimas até 62 GWd/MTU estão se tornando comuns. (DIAS, RAPHAEL M., 2016).

O combustível nuclear mais largamente empregado por todos os países que dispõem de usinas nucleares tem sido o dióxido de urânio, UO_2 . Particularmente sobre as propriedades deste óxido, existe um enorme arsenal de conhecimentos acumulado pelos países produtores de energia nuclear. Ainda assim, é sabido que a pesquisa e o desenvolvimento de combustíveis de melhor rendimento e/ou mais adequados à obtenção de energia nuclear é permanente e muito intensa.

A adição de óxidos de terras-raras ao UO_2 , na forma de “veneno queimável”, tem sido muito testada experimentalmente e, mesmo, empregada como tecnologia viável, sempre com o intuito de melhorar o desempenho dos geradores nucleares. Esses materiais, adicionados ao óxido puro tradicional, têm-se mostrado eficazes quando o objetivo é estender o ciclo do combustível do reator. Ao diminuir o tempo médio de interrupção no suprimento de energia por uma planta nuclear, o combustível torna-se um fator de eficiência energética com relevante importância. Fatores econômicos são, assim, grande impulsionadores desse tipo de pesquisa. (DURAZZO, M., 2001)

Entre tantos outros óxidos, a adição do óxido de gadolínio ou gadolína (Gd_2O_3), constitui-se na opção tecnológica mais solidamente consagrada. O uso de pastilhas de óxido combustível, com concentrações em torno de 7% em massa de gadolínio no urânio, é hoje comum em várias centrais nucleares.

A otimização do ciclo do combustível depende principalmente do aumento na sua queima, porém, é uma tarefa extremamente complexa, pois envolve a interação de um grande número de variáveis, as quais englobam as propriedades físico-químicas dos materiais envolvidos. Adicionado a isto, a exposição a mais longos períodos de irradiação implica em uma série de alterações na estrutura dos materiais empregados na construção do elemento combustível nuclear. Devido a este grande número de interações de fenômenos

físicos, químicos e termomecânicos que ocorrem na vareta combustível durante a irradiação, faz-se necessário realizar cálculos utilizando programas computacionais consolidados (códigos) no intuito de analisar o comportamento do combustível em condições normais e em transientes.

Entretanto, grande parte desses modelos são empíricos e fornecem soluções aproximados dos fenômenos. Como os programas computacionais utilizam dezenas desses modelos de forma interativa, os resultados gerados pelos códigos podem possuir um grau de incerteza relativamente elevado. Deste modo, é essencial que sejam realizados estudos que comparem os resultados fornecidos por esses programas computacionais com dados experimentais relacionados ao comportamento de varetas combustível.

Um grande esforço vem sendo realizado com a intenção de estudar o comportamento do combustível nuclear sob condições de queima estendida e os modelos que representem este comportamento a fim de simular o desempenho da vareta combustível em condição de operação. O aumento da queima do combustível nuclear foi atingido por meio do desenvolvimento de novos materiais, tais como, revestimentos avançados e também o uso de veneno queimável.

Os benefícios advindos deste maior aproveitamento do combustível nuclear são os seguintes: (ADAMSON et al., 2006)

- Econômicos (menor custo do ciclo do combustível);
- Possibilidade de longos ciclos (menor manipulação do combustível; menores doses de radiação);
- Melhor utilização de recursos naturais (diminuição da quantidade de urânio utilizada e, conseqüentemente, dos conjuntos de combustível por unidade de energia produzida);
- O aumento da margem para os limites de capacidade de armazenamento do combustível utilizado na planta;
- Eventual diminuição dos custos de transporte e armazenamento fora da planta.

A função do veneno queimável na forma de óxido (Gd_2O_3 , Er_2O_3) é basicamente controlar a população de nêutrons contribuindo no ajuste da

distribuição de potência, diminuindo os fatores de pico. Para tanto, o elemento químico empregado para essa função precisa capturar nêutrons decorrentes da fissão do urânio. Sua presença no núcleo do reator é necessária para controlar eficientemente o maior excesso de reatividade imposto pelo aumento da queima do combustível e da extensão do ciclo de queima. (DURAZZO, M., 2001)

O combustível $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ é amplamente utilizado em reatores refrigerados água leve e o gadolínio sendo um absorvedor de nêutrons pode reduzir o excesso de reatividade no primeiro ciclo de operação do reator. Atualmente o ciclo é de 15 a 18 meses e a quantidade de Gd_2O_3 no combustível varia entre 6 e 10% em massa, dependendo do ciclo. O prolongamento do ciclo é um dos métodos para aumentar a eficiência da operação do reator, sendo assim, faz-se necessário desenvolver a compreensão dos fenômenos que regem o desempenho do combustível sob irradiação e incorporar esse conhecimento em códigos computacionais para obter a melhor estimativa da previsão do comportamento do combustível. (BERNA et al, 1997, LANNING et al, 2005, GEELHOOD et al, 2014).

Para atingir os objetivos de avaliar o comportamento do combustível sob irradiação de reatores refrigerados a água leve *Light Water Reactor (LWR)*, a comissão reguladora nuclear dos Estados Unidos *United States Nuclear Regulatory Commission (US-NRC)*, fomentou um extenso desenvolvimento de programas computacionais, entre eles o FRAPCON e FRAPTRAN. O programa FRAPCON é uma ferramenta analítica e desenvolvida com base na linguagem de programação Fortran 90, e calcula o comportamento sob irradiação da vareta combustível de LWR durante períodos de longa queima em estado estacionário. O FRAPCON hoje na versão FRAPCON-3.5 calcula a variação no tempo de todas as variáveis significativas da vareta combustível, incluindo as temperaturas no combustível e no revestimento, deformações, oxidação do revestimento, densificação do combustível, inchamento do combustível, geração de produtos de fissão gasosos e variação da pressão interna da vareta. Além disso, o programa é projetado para gerar as condições iniciais para a análise de transientes da vareta combustível. (ALLISON C. M., 2001)

Os programas computacionais FRAPCON-3.5 e FRAPTRAN-1.5 estão acoplados à biblioteca de propriedades dos materiais empregados em reatores refrigerados de água leve. Adicionalmente, o FRAPCON-3.5 fornece as condições

iniciais utilizadas para a geração do arquivo de entrada de dados do programa computacional FRAPTRAN-1.5, utilizado para análise de transientes em varetas combustível.

O código computacional FRAPTRAN-1.5 é uma ferramenta analítica que determina o comportamento de varetas combustível de reatores refrigerados água leve - LWR quando a potência do reator ou as condições do refrigerante, ou ambos, se alteram rapidamente em função do tempo, ou seja, sob a ação de transientes. (GEELHOOD et al, 2010). O código computacional FRAPTRAN é composto de diversos subcódigos especializados que, de forma inter-relacionadas e interativa, determinam o comportamento de uma vareta combustível em condições de transientes. A execução do código FRAPTRAN-1.5 se inicia pelo processamento dos dados de entrada e em seguida são determinadas as condições da vareta combustível, por meio de cálculos em estado estacionário, que serão utilizadas para dar início à análise do transiente.

Deste modo, o código determina o impacto que as variações do tempo, da potência e das condições do refrigerante acarretam na seguintes condições operacionais da vareta combustível:

- Temperaturas do combustível, do revestimento e do refrigerante;
- Tensões e deformações elásticas e plásticas do revestimento;
- Deformações da pastilha combustível;
- Volume vazio e pressão interna da vareta combustível;
- Deformação (balloning) local do revestimento.

Condições que variam lentamente com o tempo, tais como densificação e inchamento do combustível e fluência e crescimento do revestimento, entre outras, não são calculadas pelo código FRAPTRAN-1.5. Entretanto, as condições presentes na vareta combustível no momento em que ocorre o transiente, e que são dependentes de diversas variáveis não consideradas pelo FRAPTRAN-1.5, podem ser fornecidas manualmente como dados de entrada ou, preferencialmente, por meio de um arquivo gerado pelo código FRAPCON-3.5. Essas características permitem que o código FRAPTRAN-1.5 seja utilizado nas seguintes tarefas: (GEELHOOD et al, 2010)

- ✓ Análise do comportamento de varetas combustível à ocorrência de acidentes postulados em projeto tais como perda do fluido refrigerante (LOCA) ou acidente inicializado por reatividade (RIA);
- ✓ Compreender e interpretar resultados experimentais;
- ✓ Guia para planejamento de trabalhos experimentais, incluindo a determinação dos limites de desempenho aceitáveis em transientes, identificar dados e modelos necessários para compreender o desempenho do combustível sob a ação de transientes e averiguar o efeito de alterações no projeto da vareta combustível em condições de acidentes;
- ✓ Realizar análises de sensibilidade dos efeitos que parâmetros, tais como, folga na interface combustível – revestimento (gap), pressão interna da vareta e ductilidade e deformação do revestimento impactam na resposta de varetas combustível quando submetidas a condições de transientes postulados.

O MATPRO é uma biblioteca de funções codificadas, também em FORTRAN, formando um pacote com as propriedades dos materiais utilizados nos códigos de desempenho, composto de sub-rotinas modulares que definem as propriedades térmicas, mecânicas e nucleares, em geral em função da temperatura e da fluência de nêutrons rápidos ($E > 1$ Mega Elétron-volt - MeV). Para cada sub-rotina é definida a condutividade térmica do combustível em função da temperatura e da irradiação. (HAGRMAN et. al., 1979).

O presente trabalho está inserido no contexto em que o IPEN/CNEN-SP, em particular o Centro do Combustível Nuclear-CCN e o Centro de Engenharia Nuclear-CEN, disponibilizou sua infraestrutura física e de pessoal técnico, assim como a pós-graduação e uma parceria com um programa de bolsas de pós graduação da Capes/Eletronuclear.

Dentro deste contexto, este trabalho foi realizado visando a verificar por meio de código computacional FRAPCON-3.5 a correlação dos modelos

aplicados ao combustível UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ em condições de alta queima. Este trabalho está estruturado como segue:

O capítulo 2 apresenta os objetivos geral e específicos deste estudo.

O capítulo 3 apresenta uma revisão bibliográfica, analisando os principais fenômenos que ocorrem em uma vareta combustível em condições operacionais. Também será mostrada a importância do veneno queimável para o desempenho da vareta combustível.

No capítulo 4 está disposto o código FRAPCON-3.5 apresentando suas características e limitações.

O capítulo 5 descreve os modelos e a comparação entre os combustíveis de UO_2 e $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$.

O capítulo 6 contém o estudo dos principais fenômenos que ocorrem em uma vareta combustível em condições operacionais, ou seja, quando submetidas à irradiação e a elevados carregamentos térmicos e mecânicos, obtidos por simulações fazendo uso do Programa FRAPCON-3.5. Também está mostrado a importância do veneno queimável (gadolínio) para o desempenho da vareta combustível

O capítulo 7 contém a análise e a discussão da evolução dos parâmetros ao longo da irradiação, os quais podem ser apresentados na forma gráfica pelo programa.

No capítulo 8 são apresentadas as conclusões obtidas com a realização deste estudo.

Nos apêndices A e B, são apresentados os dados dos arquivos de entrada e de saídas, respectivamente, dos combustíveis UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ referente ao programa computacional utilizado, FRAPCON- 3.5.

2 OBJETIVO

O objetivo deste trabalho é verificar por meio do código computacional FRAPCON-3.5 a correlação dos modelos utilizados para UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$, aplicados na simulação do comportamento de varetas combustível de reatores refrigerados a água leve pressurizada – *Pressurized Water Reactor (PWR)*, sob situações operacionais em regime permanente, em condições de alta queima.

2.1 Objetivos específicos

Os objetivos específicos consistem em estudar o comportamento da vareta com combustível $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ comparativamente ao UO_2 , avaliando parâmetros como: temperatura central do combustível, liberação de gases de fissão, volume livre no interior da vareta, pressão interna na vareta e temperatura média no revestimento, de modo a verificar se o programa FRAPCON-3.5 possui boa capacidade de prever o comportamento operacional de varetas combustível de PWR em regime permanente a altas queimas.

3 REVISÃO BIBLIOGRAFICA

Os combustíveis nucleares, de forma geral, são formados por elementos físseis sob diversas formas de compostos, e de materiais estruturais de que servem como elementos de ligação, revestimento e estrutura. Suas características são associadas de acordo com a necessidade neutrônica, térmica ou de desempenho sob irradiação.

Os principais materiais combustíveis estão em forma de ligas metálicas, cerâmicas e dispersões. Os materiais cerâmicos, são inorgânicos e não metálicos, possuem alto ponto de fusão, o que garante alto desempenho. As vantagens de materiais cerâmicos estão na possibilidade de utilizá-los a altas temperaturas; ter estabilidade sob irradiação, por não haver formação de fases a baixa temperatura e possuir alta resistência à corrosão, sendo compatível com o revestimento, geralmente ligas à base de zircônio, e com o refrigerante usado no reator.

O material mais utilizado é UO_2 , o qual se apresenta mais comumente sob a forma de pastilhas cilíndricas sinterizadas, com densidade teórica entre 92 e 95%. Como a condutividade térmica é baixa e a potência gerada no reator é elevada, é inevitável que haja um alto gradiente térmico na pastilha, causando grande tensão térmica e, conseqüentemente, rachaduras na pastilha com diminuição da condutividade térmica do combustível ao longo da irradiação. (SANTOS L. R., 2009, DURAZZO, M., 2001, SERAFIM, A. C., 2016)

O desenvolvimento de combustíveis para alta queima é importante na redução dos custos para reatores de água leve, uma vez que os combustíveis de alta queima têm vantagens como o aumento de potência. Uma estratégia para projetar combustíveis de alta queima é aumentar a condutividade térmica das pastilhas. Nos combustíveis de UO_2 o Gd é incorporado como veneno queimável para controlar sua queima. Entretanto a incorporação do Gd no UO_2 também reduz a condutividade térmica do combustível.

Efetuar testes em varetas combustível irradiadas é uma tarefa complicada, cara e posta que os efeitos da alta queima sobre os combustíveis nucleares podem comprometer a segurança operacional do reator, o investimento no desenvolvimento e certificação de códigos computacionais para simular o comportamento das varetas combustível durante a irradiação é muito importante.

3.1 Considerações estratégicas sobre veneno queimável

A minimização do custo do ciclo do combustível tem sido uma preocupação desde o início da geração de energia elétrica comercial por meio da energia nuclear, sendo que, a diminuição do custo de geração de eletricidade depende de estratégias de gerenciamento do combustível nuclear dentro e fora do núcleo do reator. O gerenciamento do combustível dentro do núcleo do reator, que envolve o projeto do consumo, ou queima, do combustível e o padrão de recargas de combustível, ou seja, a retirada do combustível queimado e introdução de combustível novo, exerce influência determinante no custo da energia gerada, uma vez que influencia diretamente as atividades de gerenciamento do combustível fora do núcleo do reator, dentre as quais pode-se citar o enriquecimento e a destinação final do combustível queimado como as mais importantes. (DURAZZO, M., 2001)

Assim sendo, para que se possa obter um melhor desempenho de um reator nuclear são adicionados certos materiais absorvedores de nêutrons, como já comentado, que controlam o excesso de reatividade do núcleo desde o início de sua vida útil. São chamados de “veneno queimável” e possuem alta seção de choque de absorção, podendo ser utilizados sob dois aspectos: na forma homogênea, ou seja, misturado uniformemente ao combustível, ou de forma heterogênea, onde são posicionados em varetas alternadas ao combustível.

Os principais materiais usados como veneno queimável são o boro e algumas terras-raras. O uso de veneno queimável em reatores nucleares tem como característica, a capacidade de absorver nêutrons gerando um isótopo que tenha baixa seção de choque de absorção, ou seja, produzir na reação de captura um isótopo que não possua capacidade de absorver nêutrons, possibilitando um controle de longa duração da reatividade do núcleo do reator.

A presença do veneno queimável possibilita o aumento da carga de combustível e seu enriquecimento, conduzindo a uma maior vida útil do núcleo do reator, pela compensação da reatividade global do núcleo inicial e das recargas.

3.2 Aplicação do veneno queimável

Para se aumentar o ciclo de queima, com consequente aumento dos intervalos de recarga, deve-se prover o núcleo com um maior excesso de reatividade, o que é obtido por meio do aumento do enriquecimento inicial do combustível.

O uso de veneno queimável por ser parte integrante do combustível, já que seu posicionamento é irrestrito, flexibiliza o projeto de queima e por estarem presentes nas próprias varetas de combustível, não há geração adicional de rejeitos radioativos, visto que são armazenados ou reprocessados junto com o combustível queimado, minimizando o problema da deposição final dos rejeitos, contendo uma menor reatividade residual no fim do ciclo de queima.

Como o veneno queimável é parte integrante do combustível, ele diminui a reatividade dos combustíveis novos no transporte e armazenamento, colaborando para uma maior flexibilidade das considerações de acidentes de criticalidade. Não existe no mercado, nos dias de hoje, muitas opções de venenos queimáveis integrados e o combustível $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$, que já é utilizado há um certo tempo nos reatores a água fervente – *BWR*, surge como opção natural para os reatores tipo PWR. (DURAZZO, M., 2001)

3.3 Tipos de venenos queimáveis

Os elementos de terras-raras são muito usados na indústria nuclear, tanto na forma metálica, como em dispersões de fase cerâmica em matrizes metálicas. Os de maior aplicação são Eu, Sm, Dy, Er e Gd, e dentre estes, o mais comum para reatores tipo LWR é o óxido Gd_2O_3 , adicionado ao UO_2 . Tal adição é realizada para que o combustível possa, de fato:

- ✓ Aumento na carga inicial do núcleo, gerando uma vida útil do núcleo mais prolongada;

- ✓ Redução, em quantidades suficientes, da reatividade inicial do núcleo, diminuindo a quantidade de barras de controle;
- ✓ Nivelamento da densidade de potência quando colocado em posições estratégicas do núcleo;
- ✓ Baixo custo de fabricação e reprocessamento do rejeito;
- ✓ Maior eficiência no início do ciclo de queima, com menor perda da reatividade do reator ao final do ciclo;
- ✓ Maior facilidade no aproveitamento dos rejeitos;
- ✓ Redução do inchamento da vareta;
- ✓ Maior flexibilidade no projeto de queima do combustível;
- ✓ Redução de custo no ciclo do combustível.

Apesar destas vantagens, a adição de um veneno queimável no combustível gera queda na condutividade térmica, dependendo da quantidade adicionada, ou alterações na estrutura cristalina do referido combustível pois, o veneno se agrega à rede, de forma substitucional, aumentando a porosidade na estrutura inicial do combustível

A utilização de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ como veneno queimável comercial teve início na década de 1960 quando a General Electric adotou esse tipo de controle no reator Dresden-2, tipo BWR. A partir deste momento todos os fabricantes de combustíveis nucleares foram paulatinamente utilizando esse tipo de veneno queimável. Devido à preocupação cada vez maior em se aprimorar a otimização do combustível nuclear nos reatores PWR, e também devido à vasta experiência obtida nesses anos todos com o uso do $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$, aliado ao fato de que os fabricantes de combustíveis para os reatores BWR e PWR serem os mesmos, a utilização deste tipo de combustível passou a ser uma opção natural a ser aplicada também nos reatores tipo PWR. (IAEA – TECDOC 844, 1995)

O contínuo desenvolvimento do uso do gadolínio como veneno queimável integrado, que no início usava concentrações de 1% em massa de Gd_2O_3 nos reatores BWR, passando para concentrações na faixa de 6 a 10% nos reatores PWR, teve como consequência a formação de uma importante base de dados. Esta base em conjunto com o bom desempenho das varetas combustível contendo $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ foram responsáveis pelo contínuo e crescente uso de Gd_2O_3 pelos fabricantes de combustível nuclear. (DURAZZO, M., 2001)

Um outro tipo de veneno queimável, também utilizado comercialmente, foi desenvolvido pela Westinghouse. Ele consiste em se depositar uma fina camada 20 micrômetro (μm) de boreto de zircônio (ZrB_2) na superfície das pastilhas de UO_2 . A maior vantagem deste tipo de veneno queimável integrado é sua menor absorção residual no fim do ciclo de queima. Uma desvantagem considerável é o seu custo. Tipicamente quando se utiliza boro natural, a quantidade de varetas no elemento combustível com este tipo de veneno queimável é de 30 a 40%. Caso se use o boro ^{10}B esta quantidade fica entre 12 e 30%. A Westinghouse iniciou os testes com esse combustível em 1981 e em 1987 já havia 20 reatores PWR usando este tipo de controle para um ciclo de 18 meses. Segundo a Westinghouse, numa comparação com o $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$, o ZrB_2 diminui o fator de pico radial em 2,2% e aumenta o ciclo de queima em 1%. Sob o ponto de vista operacional a única desvantagem do ZrB_2 , se comparado com $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$, é a possibilidade potencial de ter um coeficiente de temperatura do moderador positivo no início da vida do núcleo. (SECKER et al, 1990; SIMMONS, 1998; SRINILTA, 1987)

Uma segunda alternativa de se utilizar veneno queimável integrado ao UO_2 é a utilização de um outro elemento do grupo das terras-raras. Das terras-raras (Gd, Sm, Dy, Eu e Er), o samário, o disprosio e o európio possuem longas cadeias de absorção de nêutrons, nas quais vários isótopos formados participam significativamente no fenômeno da absorção, o que significa uma inaceitável absorção residual. O érbio possui seção de choque de absorção de nêutrons similar à do boro boro (seção de choque para absorção de nêutrons térmicos do ^{10}B – 3.837 barns - 1 barn = $1,0 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$) e suas características de absorção permitem flexibilidade no controle do coeficiente de temperatura do moderador. Com o uso do érbio, as amplas variações do fluxo de nêutrons com a queima, observadas no caso do gadolínio, são evitadas. O érbio tem sido usado nos reatores de pesquisas tipo TRIGA desde 1974 e tem se mostrado confiável e previsível. (GOLDSTEIN e STRASSER, 1983, DURAZZO, M., 2001)

Para ser usado nos reatores PWR, o Er_2O_3 é misturado e homogeneizado ao UO_2 em proporções menores que aquelas utilizadas para o Gd_2O_3 , ou seja, entre 1 e 2% em massa. Já o Gd_2O_3 é usado em concentrações de 6 a 10% em massa. Tipicamente a quantidade de varetas combustível contendo Er é da ordem de 20 a 30% do elemento combustível. As maiores

vantagens do veneno queimável contendo érbio quando comparado ao gadolínio são:

- Menor impacto nas propriedades do combustível, como condutividade térmica e ponto de fusão, devido a sua menor concentração se comparado com gadolínio;
- Excelente controle do coeficiente de temperatura do moderador.

Estudos recentes sugerem que o veneno queimável integrado a base de gadolínio seria mais indicado para ciclos de queima de 18 meses, enquanto que o veneno queimável utilizando o érbio seria mais indicado para ciclos de 24 meses. (ASOU e PORTA, 1997)

3.4 Características do gadolínio

O gadolínio natural possui os seguintes isótopos: ^{152}Gd , ^{154}Gd , ^{155}Gd , ^{156}Gd , ^{157}Gd , ^{158}Gd e ^{160}Gd . Apenas os isótopos ^{155}Gd e ^{157}Gd são úteis devido às suas seções de choque de absorção de nêutrons térmicos serem muito alta e são os principais elementos considerados nos cálculos do núcleo do reator. Os outros isótopos, que constituem 70% da quantidade total, têm baixas seções de choque de absorção e são principalmente responsáveis pela pequena absorção indesejável no final da vida útil do combustível. A Tabela 1 ilustra a seção de choque de cada isótopo, bem como sua concentração na mistura natural.

Tabela 1: Concentração e seção de choque para nêutrons térmicos dos isótopos de Gd conforme encontrados na natureza

Isótopos Gadolínio	Quantidade do Isótopo na Mistura Natural (%)	Sessão de Choque para Nêutrons Térmicos (barn)
Gd (mistura natural)	-----	48.890 ± 104
^{152}Gd	0,2	735 ± 20
^{154}Gd	2,18	85 ± 12
^{155}Gd	14,8	60.900 ± 500
^{156}Gd	20,47	$1,5 \pm 1,2$
^{157}Gd	15,65	254.000 ± 815
^{158}Gd	24,84	$2,2 \pm 0,2$
^{160}Gd	21,86	$0,77 \pm 0,2$

Fonte: IAEA – Tecdoc-844, 1995

Alguns aspectos importantes devem ser considerados no cálculo neutrônica do núcleo do reator que utiliza Gd como veneno queimável integrado. Dentre eles pode-se ressaltar:

- ✓ A seção de choque de absorção de nêutrons não é somente uma característica intrínseca do Gd. O tamanho das partículas no combustível $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ também tem uma importante influência nesta propriedade; (HARTLEY, 1983);
- ✓ Devido à alta seção de captura, a queima do Gd no combustível ocorre a partir da periferia da pastilha em direção ao centro, isto é, no começo do ciclo do combustível o ^{155}Gd e o ^{157}Gd queimam na camada mais periférica, blindando a penetração do nêutron para o interior da pastilha; (HARTLEY, 1983);
- ✓ O fato da captura de um nêutron pelos núclídeos ^{154}Gd e ^{156}Gd produzirem os núclídeos ^{155}Gd e ^{157}Gd respectivamente, indica que todos os outros isótopos do Gd deveriam ser considerados nos cálculos.

Além disso, alguns isótopos de Gd podem ser originar diretamente do processo de fissão e outros podem ainda serem formados a partir do decaimento dos produtos de fissão. Embora tenhamos a obtenção de todos os isótopos do Gd, seja a partir diretamente do processo de fissão e/ou a partir do decaimento dos produtos de fissão, somente a produção do isótopo ^{157}Gd , obtido a partir do decaimento dos produtos de fissão do ^{235}U é considerado no cálculo final da concentração do Gd. (IAEA-Tecdoc-844, 1995)

De todas as propriedades do combustível contendo Gd_2O_3 , a condutividade térmica é que tem recebido maior atenção nos últimos anos. Isso ocorre porque ao se adicionar Gd_2O_3 no UO_2 sua condutividade térmica sofre uma redução, conduzindo a um aumento de temperatura do combustível no reator.

Do ponto de vista nuclear, o gadolínio é um excelente veneno queimável, tendo seção de choque extremamente alta, e deixando

envenenamento residual relativamente pequeno no final do ciclo quando adequadamente utilizado. A escolha da concentração de Gd_2O_3 , do número de varetas, assim como do posicionamento dessas varetas no elemento combustível, é feita segundo vários critérios de forma que um determinado excesso de reatividade inicial seja compensado, uma distribuição mais homogênea de potência seja atingida, e as normas de segurança sejam respeitadas. (LITTLECHILD, J. E., 1973).

3.5 Elemento combustível utilizado em reatores do tipo PWR

Os reatores nucleares são alimentados por combustível contendo material físsil. O processo de fissão libera grandes quantidades de energia e, por esta razão, os componentes de fissão ^{235}U e/ou ^{239}Pu devem ser mantidos em uma forma física robusta capaz de suportar altas temperaturas de operação e um intenso ambiente de radiação de nêutrons. A estrutura do combustível precisam manter sua forma e integridade ao longo de um período dentro do núcleo do reator, evitando assim o vazamento de produtos de fissão no refrigerante do reator.

O elemento combustível de um reator nuclear tipo PWR é composto essencialmente de um conjunto de varetas combustível, rigidamente posicionadas em uma estrutura metálica, formada por grades espaçadoras, tubos guias e dois bocais, um inferior e um superior. Nos tubos guias são inseridas as barras de controle da reação nuclear. As grades espaçadoras são unidas a estes tubos por solda eletrônica como ilustra a Figura 1.

No elemento combustível, cada vareta combustível é composta de um revestimento tubular metálico no interior do qual se encontram empilhadas pastilhas cerâmicas de combustível nuclear. Em cada extremidade desta coluna de pastilhas combustível são colocadas pastilhas de alumina (Al_2O_3) com a finalidade de servir como isolante térmico.

Figura 1 - Elemento combustível típico de um reator PWR

Fonte: Westinghouse Electric Company

Para manter unida esta coluna de pastilhas, é colocada uma mola na parte superior da vareta combustível. Esta mola também possui a função de criar um espaço no interior da vareta combustível para o acomodamento dos gases de fissão produzidos no processo de irradiação. Finalmente, nas extremidades do tubo de revestimento, são soldados tampões (end plugs) de modo a tornar o tubo estanque em suas extremidades, impedindo desta maneira que os produtos de fissão gerados durante a operação do reator sejam liberados para o fluido refrigerante. A Figura 2 ilustra a estrutura típica de uma vareta combustível utilizada em reatores PWR.

Nas análises que serão realizadas no presente trabalho será considerada uma vareta combustível típica utilizada em reatores PWR, a qual é constituída de pastilhas de dióxido de urânio - UO_2 como material combustível e zircaloy-4 como material de revestimento.

Figura 2 - Vareta combustível utilizada em reatores PWR

Fonte: Regis Reis, 2014

3.6 Combustível Nuclear UO_2 - Gd_2O_3

A produção do combustível urânio-gadolínio consiste basicamente da adição do óxido de gadolínio na matriz de UO_2 visando à obtenção de uma solução sólida. A incorporação do Gd_2O_3 acarreta algumas mudanças nas propriedades das pastilhas, sendo que estas alterações devem ser controladas,

garantindo o desempenho do combustível no reator, minimizando falhas e possibilitando um aumento dos ciclos de recarga (ASSMANN et al, 1988).

As pastilhas $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ são feitas por compressão do pó e sinterização. O processamento de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ revelou-se mais complexo que o de UO_2 sozinho. A pequena proporção de Gd_2O_3 na mistura em pó 1,5% deve ser uniformemente distribuída no UO_2 antes e após a sinterização e a formação da solução sólida substitutiva deve ser completa antes da densificação. A inadequação da homogeneidade no pó e em grânulos prensados leva a defeitos severos no processo de sinterização. (PALANKI B., 2016)

Os processos normalmente utilizados para fabricação do combustível $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ são co-precipitação (via úmida) e mistura mecânica (via seca).

3.6.1 Processo de Co-precipitação

O método de co-precipitação consiste da dissolução de pós de U_3O_8 e Gd_2O_3 em ácido nítrico, da qual se obtêm as soluções aquosas de nitrato de urânio, $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ e nitrato de gadolínio, $\text{Gd}(\text{NO}_3)_3$. A mistura das soluções de nitrato é co-precipitada com NH_4OH (hidróxido de amônio) para a precipitação de $((\text{NH}_4)_2\text{U}_2)\text{O}_7$ (diuranato de amônio – DUA), ou NH_4HCO_3 (hidrogênio carbonato de amônio) para o $(\text{NH}_4)_4\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3$ (tricarbonato de amônio e urânio – TCAU) para produzir precipitados de DUAGd ou TCAUGd. (RIELLA et al, 1991)

Os sais obtidos são reduzidos a $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$, aproximadamente 650 °C, em atmosfera de hidrogênio. O pó resultante deste processamento é compactado, e as pastilhas sinterizadas a 1750 °C por 4 horas. As pastilhas obtidas por esse processo apresentam uma alta homogeneidade e uma solução de composição uniforme. (RIELLA et al, 1991)

A grande desvantagem deste processo são os altos custos envolvidos em equipamentos e em tratamento dos rejeitos líquidos.

3.6.2 Processo de mistura de pós (via seca)

A mistura mecânica de pós de UO_2 e Gd_2O_3 é um processo relativamente simples e com um custo considerado baixo. (ASSMANN et al, 1984; ASSMANN et al, 1988)

Visando uma maior homogeneidade do produto é feita uma mistura matriz dos pós de UO_2 e Gd_2O_3 , com razão 1:1, com posterior acréscimo da massa complementar de UO_2 e homogeneização. A homogeneidade das misturas é controlada pela medida da concentração de Gd_2O_3 utilizando critérios de amostragem. O pó é diretamente prensado e as pastilhas sinterizadas a altas temperaturas em atmosfera de hidrogênio. (MANZEL et al, 1988)

Segundo ASSMANN e PEEHS (1988), a mistura mecânica de pós de UO_2 e Gd_2O_3 pode dispensar a mistura matriz, quando utilizados sistemas de homogeneização de alta eficiência e pós de UO_2 com alta escoabilidade, normalmente provenientes do TCAU.

Uma desvantagem deste processo é o fato das pastilhas apresentarem certo grau de heterogeneidade, ou seja, além da solução sólida $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ são identificadas as fases livres de UO_2 e Gd_2O_3 . (ASSMANN et al, 1984; ASSMANN et al, 1988)

Devido às diferenças de propriedades entre UO_2 e Gd_2O_3 , um nível mínimo de homogeneidade aceitável deve ser definido em uma especificação. Geralmente, as especificações adotadas estabelecem limites para as fases Gd_2O_3 livre e UO_2 livre, ou seja, regiões onde a solução sólida não foi formada. (ASSMANN et al, 1988)

Algumas técnicas permitem o controle da homogeneidade das pastilhas, havendo a necessidade de se medir a quantidade de Gd_2O_3 livre, e a distribuição de tamanho de partícula desta fração, no sentido de manter o controle de produção. (HALLDAHL e ERICSSON, 1988)

Segundo ASSMANN; DÖRR e PEEHS (1984) a forma normalmente utilizada em produção, para se atingir a especificação de densidade nas pastilhas feitas a partir de mistura de pós, é a utilização de dopantes como Al na faixa de 200 ppm, ou a introdução de etapas de moagem, a adição de plastificantes, uma etapa de granulação do pó ou ainda uma combinação destas três últimas. (SOMAYAJULU et al, 1987)

A Figura 3 apresenta as densidades sinterizadas de pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$, com e sem a adição de Al, e também a faixa especificada de densidade. (MANZEL et al, 1988)

Figura 3 – Densidade de pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ com e sem adição de Al

Fonte: MANZEL et al, 1988

3.6.3 Sinterização de pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$

O processo tradicional de sinterização de pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ consiste do aquecimento das amostras a altas temperaturas, normalmente entre 1650 a 1750 °C, em atmosfera de hidrogênio. (ASSMANN et al, 1988)

Existem vários estudos sobre a sinterabilidade de pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$, na maioria desses estudos, as pastilhas foram sinterizadas em atmosfera redutora sendo observado o fato da densidade das pastilhas diminuir gradualmente com o aumento da concentração de Gd_2O_3 . (ASSMANN et al, 1988; LITTLECHILD et al, 1973; YUDA et al, 1991)

MANZEL e DÖRR (1988) estudaram a cinética de sinterização de pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ (4% em peso), obtidas via mistura de pós, através de ensaios de dilatometria, em atmosfera de hidrogênio. Observaram que a etapa inicial de sinterização, até 1200 °C, era muito semelhante a do UO_2 . Acima desta

temperatura, a contração das pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ era retardada, devido ao início da formação da solução sólida, que ocorre pela interdifusão dos íons Gd^{+3} na rede fluorita do UO_2 e dos íons U^{+4} na rede do Gd_2O_3 . A contração final, após o tratamento térmico a 1750 °C, por 4 horas, foi menor que a do UO_2 .

Sendo MANZEL e DÖRR (1988), a existência de uma barreira de difusão em torno das partículas de Gd_2O_3 , interfere no processo de interdifusão, diminuindo a taxa de sinterização e levando a densificação para temperaturas mais altas.

YUDA e UNE (1991) analisaram a cinética de sinterização de pastilhas de UO_2 e $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ com teores de 5 a 10% de Gd_2O_3 em atmosferas controladas de mistura de gases $\text{H}_2\text{O}/\text{H}_2$ e CO_2/CO por dilatométrica, em ciclos de 1650 °C por duas horas. A taxa de adensamento foi influenciada tanto pela atmosfera quanto pelo teor de Gd_2O_3 . No caso do UO_2 a atmosfera oxidante favoreceu o adensamento, enquanto para as pastilhas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ submetidas a atmosfera mais oxidante tiveram seu adensamento retardado devido a formação de poros grandes, gerados por mudanças volumétricas provocadas por diferença na taxa de adensamento das partículas de $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$.

DURAZZO (2004) fez um estudo relativo ao mecanismo do bloqueio da sinterização do combustível urânio-gadolínio quando preparado a partir de mistura de pós onde concluiu que a diminuição da densidade final é devida a porosidade gerada quando da formação da solução sólida em alta temperatura, em regiões de aglomerados de gadolínio pelo transporte preferencial de Gd para a matriz de UO_2 , fenômeno conhecido por efeito Kirkendal. Este resultado é compatível com os obtidos por YUDA et al, 1991.

3.7 Comportamento sob irradiação da pastilha combustível de UO_2

Para compreender o comportamento da pastilha combustível no interior do reator nuclear, vários estudos foram realizados e demonstraram várias ocorrência de alterações na geometria, dimensões, composição e microestrutura durante o processo de irradiação. Mesmo se tratando de um combustível cerâmico, as pastilhas combustível são submetidas a severas condições térmicas. (OLANDER, 1976, FROST, 1982 e ROBERTSON, 1969)

As pastilhas combustível são submetidas a severas condições térmicas e devido à baixa condutividade térmica da pastilha de UO_2 , o calor gerado pelas fissões nucleares que ocorrerem no interior da pastilha, encontra uma grande resistência à sua propagação, causando grandes diferenças de temperaturas entre a região central e a região periférica da pastilha combustível, o que implica em um gradiente de temperatura radial da ordem de $2000\text{-}2200^\circ\text{C/cm}$. (OLANDER, 1976).

Um gradiente de tal ordem causa um rápido trincamento da pastilha devido ao surgimento de tensões térmicas e, além disso, o processo de irradiação fornece condições para que se manifestem vários mecanismos de transporte no combustível, os quais acarretam alterações significativas na microestrutura, composição e dimensão do combustível. (ROY e SAH, 1985).

Os principais efeitos que a irradiação e os elevados gradientes térmicos causam na pastilha combustível de UO_2 podem ser observados na Figura 4, quando submetida às condições operacionais do núcleo do reator nuclear.

Figura 4 - Alterações observadas em uma pastilha de UO_2 durante a irradiação devido aos elevados gradientes de temperatura e à radiação

Fonte: Roy e Sah, 1985.

Esses efeitos podem ser divididos em algumas categorias principais:

➤ **Densificação** - fenômeno que ocorre nos estágios iniciais da irradiação de combustíveis cerâmicos e é ocasionado pelas interações dos fragmentos de fissão com o material combustível, que resulta em um encolhimento e dissolução da porosidade presente na pastilha combustível. (OLANDER, 1976)

Este processo ocorre em duas fases:

- I. Quando um fragmento de fissão atravessa um grão do material combustível e rompe os poros que se encontram em seu caminho, transformando os poros em vacâncias na rede cristalográfica do material combustível;
- II. Essas vacâncias migram então para os contornos de grão. A migração das vacâncias para os contornos de grão resulta na densificação do combustível.

➤ **Trincamento e Relocação da pastilha combustível:** Durante a primeira rampa de potência aplicada ao elemento combustível, ocorre uma elevada diferença de temperatura entre a região central e a região periférica da pastilha combustível. Este alto gradiente térmico implica no aparecimento de deformações termo-elásticas, que vão se elevando até que o limite de ruptura da pastilha combustível seja atingido, acarretando no trincamento da mesma. Uma vez que o limite de ruptura é excedido, poderão ocorrer deslocamentos repentinos de pedaços da pastilha combustível, os quais irão reduzir a dimensão da folga existente entre a pastilha combustível e a superfície interna do revestimento. Este aumento aparente do diâmetro da pastilha combustível devido ao trincamento, que acarreta na diminuição da folga entre a pastilha combustível e o revestimento, é denominado relocação da pastilha combustível. (OGUMA, 1983).

O trincamento e a relocação da pastilha combustível acarreta diversas alterações no comportamento da vareta combustível. Os principais efeitos observados são os seguintes (MAKI e MEYER, 1978):

- Alteração das características da condução do calor gerado na pastilha combustível, causada pelo surgimento das trincas e pelas alterações das dimensões do gap;
- Maior liberação dos gases de fissão, devido ao aumento das superfícies livres da pastilha combustível e ao trincamento da região central da pastilha, a qual possui uma maior concentração de gases de fissão armazenados no combustível;
- Interação entre os fragmentos da pastilha combustível com o revestimento. Devido ao fato da expansão térmica da pastilha combustível ser maior que a do revestimento, podem surgir grandes forças de contato entre os fragmentos da pastilha combustível e a superfície interna do revestimento, levando à ocorrência do fenômeno denominado PCMI (Pellet Clad Mechanical Interaction). Adicionalmente, produtos de fissão liberados, tais como iodo e/ou cério, atacam quimicamente o revestimento, causando um efeito denominado PCCI (Pellet Clad Chemical Interaction). Os efeitos combinados de PCMI e PCCI podem levar à falha do revestimento por corrosão sob tensão ou SCC (Stress Corrosion Cracking).

➤ Redistribuição do combustível – Processo que ocasiona alteração na microestrutura do combustível durante a operação no núcleo do reator devido à irradiação e em maior intensidade pelas elevadas temperaturas presentes na pastilha combustível. (OLANDER, 1976)

➤ Redistribuição dos produtos de fissão: Devido ao gradiente térmico presente na pastilha combustível, alguns produtos de fissão se movem a partir da região em que foram criados. Deste modo, certas regiões do combustível podem

possuir uma maior concentração desses produtos de fissão, o que pode afetar, localmente, as propriedades químicas e físicas do material combustível. Uma das mais importantes consequências da redistribuição dos produtos de fissão é a possibilidade de ataque químico ao material do revestimento por parte do combustível. (OLANDER, 1976)

De acordo com OLANDER (1976) as principais características dos produtos de fissão são as seguintes:

- Os gases nobres Kr (criptônio) e Xe (xenônio) são insolúveis na matriz do combustível e podem formar bolhas intragranulares e intergranulares (nos contornos de grãos). Podem ainda ser liberados da pastilha combustível para o volume livre da vareta combustível;
- Os elementos Zr (zircônio) , Nb (nióbio) , Ce (cério), Pr (praseodímio) , Ba (bário) e Sr (estrôncio) estão presentes como óxidos não voláteis no combustível, e não se redistribuem;
- Metais nobres como o Ru (rutênio), Rh (ródio), Pd (paládio) e Mo (molibdênio) encontram-se presentes na forma elementar e migram significativamente;
- Os produtos de fissão voláteis Cs (césio), Rb (rubídio), I (iodo), Te (telúrio), Sb (antimônio) e Cd (cádmio) tendem a migrar para as regiões mais frias do combustível, ou seja, para a região periférica da pastilha combustível. Quando ocorre o contato entre a superfície externa da pastilha combustível com a parede interna do revestimento, a concentração desses elementos nesta região pode causar o ataque químico do revestimento.

➤ Produtos de fissão – Movimentação de alguns produtos de fissão a partir da região em que foram criados. Deste modo, certas regiões do combustível podem possuir uma maior concentração desses produtos de fissão, o que pode afetar, localmente, as propriedades químicas e físicas do material combustível. Uma das mais importantes consequências da redistribuição dos produtos de fissão é a possibilidade de ataque químico ao material do revestimento por parte do combustível. (OLANDER, 1976)

➤ Inchamento – Alterações dimensionais do combustível que levam a uma significativa interação mecânica entre o combustível e o revestimento, a qual, frequentemente, causa a falha do revestimento. Esta falha pode ocorrer devido a trincas ocasionadas por corrosão sob tensão ou pela interação mecânica entre a pastilha e o revestimento.

➤ Formação de plutônio: As pastilhas combustíveis utilizadas em reatores de água pressurizada são, em geral, constituídas apenas de UO_2 . Entretanto, durante o processo de irradiação, uma parte do ^{238}U presente nessas pastilhas é convertido em ^{239}Pu através da captura radiativa de nêutrons rápidos. A quantidade de plutônio presente no combustível aumenta de modo progressivo com a queima, podendo atingir valores da ordem de 1,2% da composição do combustível quando uma queima da ordem de 50 MWd/kgU é atingida. Por ser um elemento físsil, o plutônio gerado no interior da pastilha combustível contribui com o processo de geração de energia e, em queimas superiores a 40 MWd/kgU, se torna o elemento preponderante neste processo, compensando a depleção do ^{235}U . (TERREMOTO, 2012; LASSMAN et al., 1993).

➤ Liberação de gases – Mecanismos de liberação: atômica e térmica.

- Liberação atômica: Provocada pelo recuo direto de fragmentos de fissão dentro de uma camada com espessura igual à distância penetrada por esses fragmentos de aproximadamente 10 μm . Deste modo, átomos de gás gerados próximos às superfícies externas da pastilha combustível podem escapar para o volume vazio da vareta combustível. Durante este

processo de escape, esses átomos colidem elasticamente com outros átomos, causando também a ejeção desses outros átomos; (OLANDER, 1976)

- Liberação térmica: Processo que envolve, principalmente, os gases xenônio e criptônio produzido durante o processo de fissão do combustível nuclear. Como esses gases possuem baixa solubilidade no UO_2 , depois de um período relativamente curto de irradiação, uma quantidade relativamente grande de gás de fissão é gerada dentro dos grãos do combustível com dimensões menores do que 30 nanômetro (nm). (JERNKVIST e MASSIH, 2004).

➤ Fluência devido à irradiação - As taxas de fluência no UO_2 são proporcionais às tensões e à taxa de fissão aplicada à pastilha combustível. No que se refere à irradiação, a taxa de fluência da pastilha combustível de UO_2 é afetada de duas maneiras distintas: (OLANDER, 1976)

- Fluência acentuada por fissão: Em altas temperaturas, a taxa de fluência é maior do que a observada na ausência de radiação, porém exibe a mesma dependência com relação à temperatura. Sob condições de irradiação, a fluência em altas temperaturas e sob baixas tensões tem suas taxas aumentadas em um fator de aproximadamente quatro vezes.
- Fluência produzida pela irradiação: Ocorre unicamente devido à irradiação. Sob condições de baixas temperaturas, nas quais a fluência térmica pode ser desprezada, ocorre a manifestação de uma fluência independente da temperatura.

3.8 Comportamento da vareta combustível de UO_2 em regime de alta queima

Durante a operação no núcleo de um reator nuclear, o elemento combustível encontra-se em um ambiente bastante severo, envolvendo altos níveis de radiação e com a aplicação de elevados carregamentos térmicos e mecânicos. Isto faz com que ocorram numerosos e complexos fenômenos nos diversos componentes de um elemento combustível, fenômenos estes que ocasionam uma série de alterações químicas, físicas, metalúrgicas e estruturais.

Entretanto, quando o combustível é submetido a longos tempos de operação no núcleo de um reator nuclear, implicando em condições de alta queima acima de 45 megawatt dia por quilograma de urânio (MWd/kgU), diversos fenômenos são significativamente acentuados e se tornam fatores limitadores de vida para as varetas combustíveis.

O dano de radiação dentro do combustível causa uma série de alterações micro estruturais, incluindo geração de defeitos pontuais, geração de produtos de fissão e formação de bolhas. Todas essas alterações diminuem a condutividade térmica. Essas mesmas alterações micro estruturais causam uma série de outros efeitos, incluindo inchamento do combustível, fragilização, etc. Assim, todas essas várias mudanças nas propriedades estão inter-relacionadas e são devidas a mudanças na microestrutura de combustível. (TONKS et al, 2015)

Nos regimes de altas queimas ocorre a reestruturação do combustível de UO_2 , relacionada com um aumento da queima local e da taxa de fissão, ambos combinados com uma menor temperatura na borda da pastilha combustível. O processo dá-se início na borda da pastilha combustível e é caracterizado pela subdivisão dos grãos, aumento da porosidade e diminuição dos gases na matriz do combustível (MATZKE et al, 1997, DIAS, RAPHAEL M., 2016)

A condutividade térmica dos materiais combustíveis é uma das mais importantes propriedades para se avaliar o desempenho térmico sob irradiação. Define-se condutividade térmica como a capacidade de transportar calor através de um determinado material e é muito importante para o comportamento do combustível nuclear, pois a temperatura da pastilha, a expansão térmica, a liberação de gases por processo térmico, o crescimento do grão e o inchamento

gasoso são fortemente afetados pela condutividade térmica da pastilha (JERNKVIST, L. O.; MASSIH, A., 2004)

Devido ao impacto da condutividade térmica do combustível na eficiência e segurança do reator, esforços significativos foram feitos para entender seu comportamento em função da temperatura e queima. Numerosas medidas experimentais da condutividade térmica no UO_2 não irradiado levaram ao desenvolvimento de vários modelos semi-empíricos da condutividade térmica do UO_2 (FINK, J. K., 2000). Foram coletados dados adicionais sobre a condutividade térmica do UO_2 irradiado, e foram desenvolvidos vários modelos que determinam a degradação da condutividade térmica em função da queima (HARDING et al, 1989 e HIERNAUT et al, 2010). Embora esses modelos empíricos funcionem bem dentro das condições em que os dados foram coletados, eles não podem ser extrapolados fora dessas condições.

Um dos mais importantes fatores que pode influenciar o desempenho dos combustíveis nucleares em reatores PWR são os gases de fissão, sobretudo os gases liberados em regimes de altas queima. (MOGENSEN et al, 1985) Os gases xenônio e criptônio são produzidos em um curto tempo de irradiação (JERNKVIST e MASSIH, 2004). O xenônio funciona também como um absorvedor de nêutrons, sendo assim como um veneno para a reação nuclear (LAMARSH, J. R., 1966)

O processo térmico é um processo importante de produção e liberação de gases de fissão devido à baixa solubilidade destes gases no UO_2 , ocorrendo a formação de bolhas entre grãos do combustível. A radiação pode induzir a absorção do gás, estourando as bolhas e formando bolhas ainda menores, que podem ampliar a formação dos átomos de gás na solução. Estes gases difusos podem migrar por entre os contornos de grãos do combustível, formando bolhas menores podendo estas bolhas se interligar formando uma rede de túneis e migrar para o volume livre do revestimento (JERNKVIST e MASSIH, 2004).

Um efeito que contribui para a liberação dos gases de fissão atômico é a reestruturação do combustível e a formação da estrutura de alta queima (JERNKVIST e MASSIH, 2004).

3.9 Comportamento sob irradiação do revestimento

A oxidação do revestimento é um processo constante e contínuo durante a permanência do combustível no reator nuclear, visto que a água do líquido refrigerante é a grande responsável pela formação do óxido na parte externa da vareta. Uma das maiores preocupações é evitar que ocorram perfurações no revestimento. O aparecimento dessas perfurações pode causar danos que inutilizem todo o elemento combustível, além de contaminar o fluido refrigerante com material radioativo. Tais perfurações, em geral, são decorrentes da corrosão e de rupturas mecânicas, ou ainda, de uma combinação desses dois efeitos.

O material mais utilizado como revestimento de varetas combustível para reatores refrigerados a água pressurizada PWR é o Zircaloy-4, porém este vem sendo gradativamente substituído por ligas mais recentes como o ZIRLOTM, fabricado pela Westinghouse, do Duplex e M5 fabricados pela AREVA e do E110 fabricado pela Eletrostal (STEINBRÜCK et al, 2011). Algumas características que tornam este material adequado para tal aplicação são sua baixa seção de absorção de nêutrons térmicos e suas boas características mecânicas e de resistência à corrosão quando submetido às condições normais de operação em um reator nuclear, ou seja, sob condições de irradiação, corrosão e com carregamentos térmicos e mecânicos (PICKMAN, D. O., 1972). Estes novos materiais buscam reduzir a quantidade de ferro e de estanho em sua composição. Alguns fabricantes estão adicionando o nióbio em suas ligas, como é o caso do M5TM e do E110.

Durante a irradiação por nêutrons no interior do núcleo de um reator nuclear, ocorrem diversas alterações nas propriedades mecânicas do Zircaloy-4. O Zircaloy possui excelente resistência a corrosão em meio aquoso e em muitos outros meios corrosivos ácidos e alcalinos. Os principais agentes corrosivos do Zircaloy são os produtos de fissão que atuam na parede interna do revestimento, especialmente o Cs - Césio e o I - Iodo, tidos como os responsáveis pelo mecanismo de clivagem transgranular que propaga a trinca durante a irradiação.

O revestimento de Zircaloy pode ter uma taxa de corrosão acentuada e sofre fragilização, ou seja, absorve hidrogênio formado nas reações de oxidação

(de 20% a 30%). Formação de hidretos. devido à captura de hidrogênio incorporado na forma de hidretos. (TEIXEIRA E SILVA, ANTONIO, 2016)

A fragilização por hidrogênio é um processo pelo qual o aço perde a sua ductilidade e resistência mecânica devido as trincas minúsculas que resultam da pressão interna do hidrogênio (H_2) ou do gás metano (CH_4) que se formam nos contornos do grão. Em ligas de zircônio, a fragilização por hidrogênio é causada pela hidretação do zircônio. As fontes de hidrogênio que causam a fragilização são encontradas na fabricação do aço, nas etapas de processamento, na soldagem, no armazenamento ou contenção do gás hidrogênio e como um subproduto da corrosão uniforme.

Do lado interno da vareta, a corrosão ocorre devido à liberação de moléculas de hidrogênio retidos nos poros do combustível durante a fabricação. Do lado externo, a fonte é o próprio meio aquoso de refrigeração. Além disto, as condições de pressão e temperatura na parede externa da vareta induzem a formação de uma camada oxidada, onde parte do hidrogênio também é absorvida pelo revestimento. (TEIXEIRA E SILVA, ANTONIO, 2016)

Essas alterações decorrem do fato de que, assim como em outros metais, o Zircaloy-4 é altamente influenciado por defeitos em sua rede cristalina causados pelo bombardeamento de nêutrons rápidos. Esse bombardeamento acarreta a formação de defeitos pontuais, vacâncias, intersticiais, discordâncias e aglomerados de defeitos. A intensidade da formação desses defeitos depende da temperatura, fluência de nêutrons e da composição química do revestimento. (HANNERZ e VESTERLUND, 1975)

Um dos efeitos mais pronunciados nas propriedades mecânicas do Zircaloy-4 ocasionados pela irradiação diz respeito às alterações nas propriedades mecânicas. Estudos realizados mostram que ocorre um aumento significativo na tensão de escoamento, na tensão de ruptura e redução do alongamento. (PICKMAN, D. O., 1972)

4 CÓDIGO COMPUTACIONAL FRAPCON

Prever com confiabilidade o comportamento sob irradiação de combustíveis do tipo vareta para reatores refrigerados a água leve - LWR tem sido um dos maiores objetivos dos programas de pesquisa na área de segurança de reatores. Para atingir esses objetivos, a (US-Nuclear Regulatory Commission US-NRC) fomentou extenso desenvolvimento de programas computacionais, assim como testes in-pile e out-of-pile para validar a capacidade analítica desses códigos. Um dos códigos desenvolvidos com fomento da US- NRC para avaliar o comportamento de combustíveis de LWRs sob irradiação foi o programa FRAPCON. O FRAPCON já na sua versão 3 atualização 5, FRAPCON-3.5, é uma ferramenta analítica que calcula o comportamento sob irradiação de uma vareta combustível de LWRs, quando as variações de potência e as condições de contorno são suficientemente lentas para que o termo regime permanente seja aplicado. Isso inclui situações, tais como longos períodos à potência constante e rampa de potência com subidas lentas, típicas da operação normal de um reator nuclear. (BERNA et al., 1997)

4.1 Série FRAPCON

Desde que a US-NRC foi fundada em 1975, o desenvolvimento de códigos relacionados ao estudo do desempenho dos combustíveis nucleares tem sido uma das suas mais importantes preocupações. Atualmente, a agência americana patrocina a série FRAPCON e FRAPTRAN como parte do seu programa de pesquisa sobre a segurança da operação de reatores nucleares. (BERNA et al., 1997)

Os códigos desenvolvidos são utilizados pela agência como parte do processo para o licenciamento de outros códigos para uso comercial desenvolvido por empresas da área nuclear. Os códigos de distribuidores comerciais, para a

análise e simulação de varetas combustível, devem obter resultados compatíveis com os obtidos pelo FRAPCON para serem então licenciados pela US-NRC.

O desenvolvimento do FRAPCON foi um esforço conjunto entre o *Idaho National Laboratory* (INL, antigo INEEL) e o *Pacific Northwest National Laboratory* (PNNL) que no passado lançaram o FRAPCON-1, utilizando como base o código FRAP-S3 desenvolvido pelo INL. O objetivo do programa FRAPCON tem sido calcular com precisão o comportamento sob irradiação de uma vareta combustível de reatores refrigerados a água leve sob estado estacionário. (BERNA et. al., 1997)

O FRAPCON foi primeiro escrito na linguagem de computadores FORTRAN IV para ser utilizado em estações de trabalho baseadas no sistema operacional UNIX como a DEC 5000 ou o SUN SPARCstation 10. Atualmente, o FRAPCON é escrito na linguagem de computadores FORTRAN 90. O código calcula as temperaturas, pressão e as deformações de uma vareta combustível em função do tempo, da potência e da condição do líquido refrigerante. (GEELHOOD et al., 2014)

Os fenômenos modelados pelo código incluem a condução de calor através do revestimento, deformação plástica e elástica do revestimento, interação mecânica entre a pastilha e o revestimento, liberação de gases de fissão, pressão interna da vareta combustível, transferência de calor entre a pastilha combustível e o revestimento, oxidação do revestimento e a transferência de calor entre o revestimento e o refrigerante. O pacote também inclui o FRAPT-6 (hoje FRAPTRAN) para cálculo de comportamento do combustível em regime de transientes. (BERNA et al., 1997)

4.2 Módulos do FRAPCON-3.5

O FRAPCON-3.5 calcula os principais parâmetros, e o código suporta nós radiais relativo à pastilha de combustível e nós axiais em relação à vareta combustível, sendo condicionados a intervalos de tempo. A condutividade térmica entre a pastilha e o revestimento e a folga é calculada a cada incremento de tempo e a transferência de calor no combustível é calculada em cada nó. O código é complexo e contém mais de 200 sub-rotinas agrupadas em pacotes, não todos os quais precisam ser compilados para cada execução. Estes pacotes são:

➤ FRPCON - A principal seção do código, incluindo todos os modelos térmicos; também inclui modelo mecânico e de materiais;

➤ FRACAS-I – sub-rotinas que compõem o modelo mecânico. O módulo utiliza o critério de Von Mises fundamentado na energia da distorção. O FRAPCON-3.5 suporta a opção de elementos finitos, (Finite Element Analysis - FEA). Na opção FEA, a quantidade de nós pode fazer com que a simulação não obtenha a convergência numérica. O FRACAS é um modelo que inclui os efeitos da expansão térmica e da pressão interna do gás. Um modelo considerado generalista simplifica e negligência a deformação induzida, por tensões no combustível; portanto, representa o modelo rígido de contato. O FRACAS separa duas situações: tanto quando a folga (*gap*) está aberta, como quando está fechada;

➤ MATPRO - Propriedades dos materiais nucleares, biblioteca MATPRO combustíveis, revestimento ligas de zircônio.

Os fenômenos da cinética química, a oxidação e a deposição de hidretos precipitados são discretos, ou seja, não são calculados na forma de malhas nodais. As falhas do revestimento são razoavelmente aferidas no estado estacionário. O código FRAPCON-3.5 tem como saída um arquivo de condições iniciais, denominado de RESTART, destinado ao processo de inicialização do FRAPTRAN. O código gera informações de resposta da vareta combustível em função das informações de fabricação, condições de contorno e histórico de potência. Estas informações são fornecidas ao usuário sob a forma de saída impressa e na forma de gráficos. (LANNING et al, 2005)

A capacidade de calcular com precisão o desempenho da vareta combustível do reator refrigerado a água leve em condições de queima em longo prazo é um dos principais objetivos do programa de pesquisa de segurança do reator que está sendo conduzido pela US-NRC. Para atingir esse objetivo, a US-NRC patrocinou um extenso programa de desenvolvimento de programas computacionais, bem como experimentos para avaliar os recursos do código

analítico. O código de computador desenvolvido para calcular a queima de longo prazo de uma única vareta de combustível é o FRAPCON-3.

As propriedades do material no FRAPCON-3.5 estão contidas em sub-rotinas modulares que vão desde a temperatura ambiente até temperaturas acima da fusão e para níveis de queima média da vareta entre 0 a 62 GWd/MTU. (LANNING et al, 2005)

4.3 Limitações do FRAPCON-3.5

O código é limitado para reatores refrigerados a água leve e pesada, revestimento de liga de zircônio com uma folga entre pastilha / revestimento (gap) com gás hélio e validado até uma queima média de 62 GWd/MTU, embora o código deva fornecer previsões razoáveis para queimar além deste nível para alguns parâmetros. Os parâmetros de entrada para outras formas de combustível, como combustíveis metálicos e outros refrigerantes, como sódio líquido não estão disponíveis. (LUSCHER e GEELHOOD, 2014)

Os modelos térmicos do código baseiam-se em condições e equações de estado estacionário e calculam apenas o fluxo de calor radial. Este pressuposto é válido para uma vareta combustível típica, isto é, relação comprimento / diâmetro. Da mesma forma, os modelos de liberação de gases são baseados em dados de rampas de potência estável e lenta, e não refletem as taxas de liberação esperadas para mudanças rápidas de potência. (LUSCHER e GEELHOOD, 2014)

4.4 Estrutura lógica do FRAPCON-3.5

A estrutura lógica mais detalhada utilizada pelo código FRAPCON-3.5 é ilustrada na Figura 5. Como pode ser observado nessa figura, o processamento tem início por meio da inserção dos dados de entrada, passando, em seguida, para a determinação das condições iniciais da vareta combustível. Um incremento de tempo, definido nos dados de entrada, é então adicionado e uma nova condição em estado estacionário é obtida. Este novo estado serve como condição inicial para um novo incremento de tempo, que fará com que seja obtido um novo estado para a vareta combustível. O número de vezes que este procedimento

será repetido é estabelecido pelo número de incrementos de tempo definido nos dados de entrada. (JERNKVIST; MASSIH, 2002)

Em cada execução do anel dos intervalos de tempo, o código resolve o equilíbrio termomecânico da vareta combustível para cada novo ponto ao longo da entrada de potência da vareta versus histórico de tempo fornecido pelo usuário.

Figura 5 - Fluxograma simplificado do programa computacional FRAPCON-3.5

Fonte: (JERNKVIST; MASSIH, 2002)

Em cada uma das etapas definidas pelos incrementos de tempo, são efetuados os seguintes procedimentos:

- Cálculo das temperaturas do refrigerante, revestimento e pastilha combustível;
- Cálculo da deformação do combustível e do revestimento;
- Cálculo da condutância na interface pastilha-revestimento;
- Cálculo da liberação de gases de fissão, volume de vazio da vareta combustível e pressão interna dos gases.

Como pode ser observado no fluxograma apresentado na Figura 4, a condição obtida para a vareta combustível para cada nó axial em cada incremento de tempo é determinada por meio da execução contínua dos dois laços de repetição responsáveis pela convergência dos valores da temperatura na interface combustível-revestimento e da pressão interna dos gases da vareta combustível.

No laço de interação interno (queda de temperatura na interface combustível-revestimento) é determinada, inicialmente, a distribuição de temperaturas na pastilha combustível e no revestimento, utilizando a condutância da interface pastilha-revestimento do incremento de tempo anterior. Esta distribuição de temperaturas é então utilizada para determinar a deformação ocasionada pelas expansões térmicas do combustível e do revestimento.

Com os dados obtidos por meio destes cálculos, determina-se um novo valor para a folga (*gap*) existente entre o combustível e o revestimento, o qual é utilizado para determinar um novo valor de condutância na interface entre o combustível e o revestimento. Este novo valor será então utilizado no próximo ciclo da interação.

Este processo repetitivo no laço interno é executado continuamente até que dois ciclos sequenciais apresentem essencialmente a mesma queda de temperatura na interface combustível-revestimento. (JERNKVIST; MASSIH, 2002)

O laço de interação externo (pressão do gás) possui um procedimento semelhante ao laço interno, porém com a finalidade de determinar a pressão interna dos gases da vareta combustível. Para efetuar esta tarefa, é realizado um

procedimento que alterna o cálculo da pressão do gás no volume vazio da vareta combustível com o cálculo da deformação da vareta combustível. (JERNKVIST; MASSIH, 2002)

Em cada ciclo realizado pelo laço externo, o número de moles de gás é calculado e o valor da pressão do gás no interior da vareta combustível é atualizado em função da deformação da vareta combustível e da distribuição das temperaturas obtidas no laço de interação interno. Este procedimento é repetido até que dois ciclos sucessivos apresentem essencialmente o mesmo resultado para a pressão do gás no interior da vareta combustível. A Figura 6 ilustra de modo mais detalhado o procedimento de cálculo utilizado neste laço. No momento em que esta convergência ocorre, um novo incremento de tempo é efetuado. (JERNKVIST; MASSIH, 2002)

Figura 6 - Fluxograma do laço de convergência para a obtenção da queda de temperatura na folga

Fonte: (GEELHOOD; LUSCHER; BEYER, 2014)

4.5 Instruções do arquivo de entrada para o código FRAPCON-3.5

As sub-rotinas do FRAPCON-3.5 foram agrupadas em pacotes, o pacote FRPCON contém as rotinas condutoras, as rotinas auxiliares e os modelos térmicos. O código computacional é alimentado com as variáveis de entrada descritas em um arquivo do tipo texto chamado de arquivo de entrada. Nesse arquivo, são descritos o número de nós axiais, com limite máximo de nós para o comprimento ativo da vareta e o número de nós radiais da pastilha.

As variáveis referentes à irradiação, como o perfil de queima, são descritas por meio da taxa linear de potência em cada nó. No aspecto dimensional, praticamente todas as dimensões geométricas da pastilha e revestimento são descritas. No aspecto termodinâmico, definem-se a cada incremento de tempo o fluxo mássico do refrigerante, a temperatura de entrada do refrigerante e a pressão interna. No aspecto dos materiais, definem-se o tipo de revestimento e o tipo de reator escolhido, também definem-se rugosidade e temperatura de sinterização do revestimento. Realiza-se a escolha dos modelos de gases de fissão e adota-se os modelos mecânicos. (LANNING et al, 2005)

Para sua construção, o arquivo de entrada destinado ao teste pode ser escrito em unidade do sistema internacional ou em unidades inglesas. Portanto, são utilizados parâmetros geométricos determinados pela engenharia do combustível. Esses formalizam as variáveis de entrada do código de desempenho. A análise dos parâmetros de entrada é a etapa na qual todos os detalhes são definidos.

O código de desempenho deve suportar totalmente, todas as características dos reatores térmicos moderados por água leve, definidos comercialmente por múltiplos fabricantes destinados à geração de energia elétrica, com ênfase em reatores refrigerados a água pressurizada, alguns detalhes não são definidos, como a concentração de boro, a localização da vareta no núcleo e a configuração dos arranjos dos elementos combustíveis.

O código de desempenho FRAPCON-3.5 estabelece limites de irradiação de até 62 GWd/MTU. (LANNING et al, 2005)

Para as definições da última seção do arquivo de entrada devem ser utilizadas as seguintes variáveis:

- Variáveis de entrada que especificam o modelo da vareta combustível;
- Variáveis das dimensões da mola;
- Variáveis da fabricação da pastilha;
- Variáveis de entrada especificando as condições de preenchimento da vareta combustível;
- Variáveis de entrada especificando as condições do reator;
- Variáveis de entrada que especificam o histórico de energia;
- Variáveis de entrada que especificam perfil de energia axial;
- Variáveis de entrada que especificam os dados de operação;
- Variáveis de entrada especificando os dados de saída.

4.6 Arquivo de saída do FRAPCON-3.5

O FRAPCON-3.5 gera uma resposta para a vareta combustível em função das informações de fabricação, condições de contorno e histórico de potência. Essa resposta é fornecida ao usuário na forma impressa e na forma gráfica. As informações fornecidas para a análise da vareta combustível consiste dos efeitos que são permanentes ao longo da queima, tais como fluência do revestimento, inchamento do combustível, densificação do combustível, potência radial normalizada e perfis de queima e inventário de produtos de fissão.

Existe também a capacidade de se fornecer as informações em regime permanente para inicialização do código FRAPTRAN. As informações fornecidas para a análise transiente da vareta combustível consiste dos efeitos que são permanentes ao longo da queima, tais como fluência do revestimento, inchamento do combustível, densificação do combustível, potência radial normalizada e perfis de queima e inventário de produtos de fissão. Variáveis que variam lentamente com o tempo tal como densificação, inchamento, fluência do revestimento, crescimento axial sob irradiação e liberação de gases não são calculadas pelo FRAPTRAN-1.5 e são lidas do FRAPCON-3.5. (TEIXEIRA E SILVA, 2016)

4.6.1 Resposta da Vareta Combustível

O FRAPCON-3 fornece resultados calculados para a resposta térmica, mecânica e de pressão interna da vareta combustível. Os resultados são apresentados de três formas: uma impressão de cada região axial, uma impressão do histórico de potência e uma impressão de uma página resumo. A impressão da região axial apresenta a potência local, tempo, intervalo de tempo e queima. Também apresenta a distribuição radial de temperaturas na vareta, a temperatura do refrigerante, tensões e deformações no revestimento (tantos as recuperáveis quanto as permanentes), a condutância da folga, a pressão interfacial pastilha-revestimento e as informações sobre a transferência de calor do refrigerante. (TEXEIRA E SILVA, 2016)

A saídas para a potência-intervalo de tempo apresenta a queima da vareta combustível, o volume de vazios e as temperaturas associadas, a fração em moles dos gases constituintes e frações liberadas, a quantidade total dos moles de gases na vareta e a pressão dos gases na vareta. Também, essa impressão apresenta as tensões, deformações, temperaturas e energia armazenada em função da região axial. (TEXEIRA E SILVA, 2016)

A pagina de resumo apresenta as informações da região axial mais quente. Essa inclui temperaturas do revestimento, da folga pastilha-revestimento e do combustível, pressão interfacial combustível-revestimento, tensões e deformações do revestimento, diâmetro externo do combustível, condutância da folga e pressão dos gases, espessura da camada de óxido para o zircaloy e captura de hidrogênio. (TEXEIRA E SILVA, 2016)

4.7 Características do programa computacional FRAPTRAN

O código computacional FRAPTRAN-1.5 é uma ferramenta analítica que determina o comportamento de varetas combustível de reatores refrigerados água leve (LWR) quando a potência do reator ou as condições do refrigerante, ou ambos, se alteram rapidamente em função do tempo, ou seja, sob a ação de transientes. (GEELHOOD et al, 2010). Deste modo, o código determina o impacto que as variações do tempo, da potência e das condições do refrigerante acarretam na seguintes condições operacionais da vareta combustível:

- ✓ Temperaturas do combustível, do revestimento e do refrigerante;
- ✓ Tensões e deformações elásticas e plásticas do revestimento;
- ✓ Deformações da pastilha combustível;
- ✓ Volume vazio e pressão interna da vareta combustível;
- ✓ Deformação (balloning) local do revestimento.

Condições que variam lentamente com o tempo, tais como densificação e inchamento do combustível e fluência e crescimento do revestimento, entre outras, não são calculadas pelo código FRAPTRAN. Entretanto, as condições presentes na vareta combustível no momento em que ocorre o transiente, e que são dependentes de diversas variáveis não consideradas pelo FRAPTRAN, podem ser fornecidas manualmente como dados de entrada ou, preferencialmente, por meio de um arquivo gerado pelo código FRAPCON. Essas características permitem que o código FRAPTRAN seja utilizado nas seguintes tarefas: (GEELHOOD et al, 2010)

- Análise do comportamento de varetas combustível à ocorrência de acidentes postulados em projeto tais como perda do fluido refrigerante (LOCA) ou acidente inicializado por reatividade (RIA);
- Compreender e interpretar resultados experimentais;
- Guia para planejamento de trabalhos experimentais, incluindo a determinação dos limites de desempenho aceitáveis em transientes, identificar dados e modelos necessários para compreender o desempenho do combustível sob a ação de transientes e averiguar o efeito de alterações no projeto da vareta combustível em condições de acidentes;
- Realizar análises de sensibilidade dos efeitos que parâmetros, tais como, folga na interface combustível – revestimento (gap),

pressão interna da vareta e ductilidade e deformação do revestimento impactam na resposta de varetas combustível quando submetidas a condições de transientes postulados.

O código computacional FRAPTRAN é composto de diversos subcódigos especializados que, de forma inter-relacionadas e interativa, determinam o comportamento de uma vareta combustível em condições de transientes.

5 DESENVOLVIMENTO E COMPARAÇÃO MODELOS DE UO_2 E $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$

5.1 Modelo da condutividade térmica do combustível (FTHCON)

A sub-rotina FTHCON é usada para calcular a condutividade térmica do combustível em função da temperatura, com informações precisas do comportamento da vareta combustível. O modelo no MATPRO foi obtido do modelo de (LUCUTA et al, 1996) que representou a degradação da condutividade térmica com a queima e foi incorporado no FRAPCON-3. No entanto, houve vários problemas com o modelo de LUCUTA, que levou à sua substituição por um modelo modificado pelas indústrias de combustíveis nucleares *Nuclear Fuels Industries (NFI)* e utilizados nos códigos FRAPCON-3.5 e FRAPTRAN-1.5 para UO_2 , $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ e MOX, respectivamente.

5.1.1 Comparação da condutividade térmica

A condutividade térmica do UO_2 é um parâmetro que influencia sensivelmente o comportamento térmico da pastilha combustível durante a operação no núcleo do reator, sendo uma das propriedades mais importantes para avaliar o seu comportamento sob irradiação.

Ambos o FRAPCON-3.5 e o FRAPTRAN-1.5 atualmente modelam a condutividade térmica da vareta combustível com a versão modificada do modelo de condutividade térmica proposta pela NFI. A versão modificada do modelo de condutividade térmica do NFI é apresentada na Equação 1 para UO_2 utilizado pelo FRAPCON-3.5.

$$k_{95} = \left[\frac{D}{1 + (6,5 - 0,00469T')(1 - D)} \right] \left[\frac{C_v}{(A + BT'')(1 + 3e_{th})} \right] + 5,2997 \times 10^{-3} T e^{\left[\frac{-13358}{T} \right]} \left\{ 1 + 0,169 \left[\left(\frac{13358}{T} \right) + 2 \right]^2 \right\} \quad (1)$$

Onde:

k_{95} = condutividade térmica do UO_2 não irradiado, W/m-K;

D = Fração da densidade teórica;

C_v = Contribuição de fônons para o calor específico em volume constante (J/kg*K). O primeiro termo da correlação para a capacidade de calor específica do combustível é usado para este fator;

e_{th} = Tensão linear causada por expansão térmica quando a temperatura > 300 K;

T = temperatura, K;

T' = Correção de porosidade para temperatura < 1364 K, $T' = 6,50 - T * (4,69 \times 10^{-5})$, para temperatura > 1834 K, e para temperaturas na faixa de 1364 a 1834K, T' é encontrado por interpolação;

T'' = Temperatura do combustível se < 1800 K. Para temperaturas > 2300 K, T'' é igual a 2050 K; para temperatura na faixa de 1800 a 2300 K, T'' é encontrado por interpolação;

A = Fator proporcional à contribuição do defeito pontual ao caminho ($\text{m}^3/\text{s}/\text{kg}^*\text{K}$); a correlação usada para este fator é $0,339 + 12,6 \times \text{valor absoluto}(2,0 - \text{relação O/M})$;

B = Fator proporcional à contribuição do espalhamento fônon-fônon para o caminho livre médio do fônon ($\text{m}^3/\text{s}/\text{kg}^*\text{K}$); a correlação usada para este fator é $0,06867 \times (1 + 0,6238 \times \text{teor de plutônio do combustível})$.

O modelo NFI foi ainda modificado no FRAPCON-3.5 com uma correlação de dados que inclui a porcentagem de gadolínio. (MASSIH et al., 1992)

O modelo tem como parâmetro de entrada a variável “gadln” caso haja a necessária utilização conforme a Equação 2 demonstra. A equação mostra que, se a variável for igual a zero o calculo é realizado sem a concentração de gadolínio, o modelo é usado apenas para densidade teórica do UO_2 de 95%.

$$k_{95} = \left[\frac{D}{1 + a \cdot \text{gad} + (6,5 - 0,00469T')(1 - D)} \right] \left[\frac{C_v}{(A + BT'')(1 + 3e_{th})} + 5,2997 \times 10^{-3} T e^{\left[\frac{-13358}{T} \right]} \left\{ 1 + 0,169 \left[\left(\frac{13358}{T} \right) + 2 \right]^2 \right\} \right] \quad (2)$$

Onde:

a = constante igual a 1.1599;

gad = fração de gadolínio em massa (%);

De todas as propriedades do combustível contendo Gd_2O_3 , a condutividade térmica é quem tem recebido maior atenção nos últimos anos. Isso ocorre porque ao se adicionar Gd_2O_3 no UO_2 sua condutividade térmica sofre uma redução, conduzindo a um aumento de temperatura do combustível no reator. A Figura 7 ilustra a variação da condutividade térmica em função da concentração de gadolínio e da temperatura entre UO_2 e UO_2 -7% Gd_2O_3 . Demonstra uma redução da condutividade térmica causado pelo gadolínio. (FUKUSHIMA et al, 1982)

Figura 7 - Condutividade térmica em função da concentração de gadolínio e da temperatura

Fonte: Autor da dissertação

5.2 Modelo da expansão térmica do combustível (FTHEXP)

A sub-rotina FTHEXP modela as mudanças dimensionais na pastilha combustível não irradiada causada pela expansão térmica. Ele pode lidar com qualquer combinação de UO_2 e $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ ou PuO_2 . As mudanças dimensionais no combustível afetam o tamanho da folga entre a pastilha e o revestimento, o qual é um fator importante na determinação da transferência de calor e, portanto, da energia armazenada, um parâmetro importante para a análise de segurança.

O modelo baseia-se em ambas as medições da constante de rede por difração de raios-x, que foram aplicadas para o desenvolvimento do modelo a temperatura abaixo de 526 °C, e os dados das medidas de expansão térmica em massa. A mesma forma de modelo é usada para combustíveis UO_2 e PuO_2 , com as constantes alteradas dependendo do tipo de combustível. A expansão térmica de combustível para óxido misto é determinada com base na fração em massa. O modelo de expansão térmica no FRAPCON-3.5 e FRAPTRAN-1.5 pode estimar a expansão térmica do combustível acima de 1926 °C.

A expansão térmica de uma substância é geralmente medida pelo acompanhamento da mudança do comprimento em certa direção em função da temperatura. sendo que isto é experimentalmente mais simples do que acompanhar a mudança no volume da amostra. Este procedimento também possibilita a determinação do grau de anisotropia do material constituinte da amostra. A mudança de comprimento da amostra é proporcional ao comprimento inicial, sendo usualmente expressada como $(L_T - L_0) / L_0$ onde L_T é o comprimento à temperatura T e L_0 é o comprimento em alguma temperatura padrão, geralmente 25 °C. A quantidade $L_T - L_0$ é frequentemente abreviada como ΔL , o coeficiente de expansão térmica α , a dada temperatura, é a derivada de $\Delta L / L_0$ pela temperatura.

A unidade e a magnitude desta quantidade é expressa como $\mu\text{.m.m}^{-1}\text{.K}$, ou mais comumente 10^{-6}C^{-1} . A expansão volumétrica pode ser similarmente expressa substituindo-se o volume V pelo comprimento.

A representação das curvas dilatométricas é feita colocando a expansão térmica ($\Delta L / L$) nas ordenadas e o tempo ou a temperatura nas abcissas como ilustra a Figura 8.

Figura 8 - Comparação da expansão térmica entre UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$

Fonte: Autor da dissertação

5.3 Inchamento de combustível (FSWELL)

A sub-rotina FSWELL calcula o inchamento do combustível, que é causado pelo acúmulo de produtos de fissão sólidos e gasosos durante a irradiação. Para calcular as mudanças dimensionais do combustível, a sub-rotina está diretamente ligada a três sub-rotinas, ou seja, o inchamento de combustível (FSWELL) deve ser combinado com os efeitos de alongamento induzido pela fluência (FCREEP) e densificação devido à sinterização por pressão (FHOTPS) e irradiação (FUDENS).

➤ FCREEP - O modelo FCREEP calcula a deformação por deformação dos combustíveis UO_2 ou de óxidos mistos, inclui também uma taxa de fluência dependente do tempo para UO_2 , válida para condições de reator estacionário e transiente. A fluência do combustível é modelada como uma função do tempo,

temperatura, tamanho do grão, densidade, taxa de fissão, relação oxigênio / metal (O/M) e estresse externo;

➤ FHOTPS – O modelo FHOTPS calcula a taxa de redução de volume do combustível sob pressões hidrostáticas e temperaturas elevadas para urânio e plutônio. O modelo simula a remoção da porosidade fechada desenvolvida durante a fabricação da pastilha combustível e a porosidade criada pelos gases de fissão liberados;

➤ FUDENS - Densificação do combustível em regime permanente. A sub-rotina FUDENS calcula as variações dimensionais do combustível devido a densificação induzida pela irradiação dos combustíveis UO_2 e $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$ durante as primeiras mil horas da operação do reator. A densificação é calculada em função da queima do combustível, da temperatura e da densidade inicial. (BERNA et al., 1997)

A sub-rotina FUDENS usa um de dois métodos para calcular a variação de densidade máxima durante a irradiação. A variação de densidade observada durante um teste de re-sinterização (1.973 K por mais de 24 horas) em laboratório é a entrada preferida para o cálculo. Se a variação da densidade por re-sinterização não é fornecida como dado de entrada, o código usa a densidade não irradiada do combustível e a temperatura de sinterização do combustível na fabricação para os cálculos. (TEIXEIRA E SILVA, 2016)

O modelo de deformação radial devido à expansão térmica, inchamento por irradiação e densificação foi introduzido no FRAPCON-3 e pertence ao modelo FRACAS-I, onde influi diretamente no resultado final da deformação da pastilha combustível. O modelo presente no FRAPCON-3 para o inchamento por irradiação, a cada intervalo iterativo, acumula uma taxa de 0,077% do volume por GWd/MTU. (BERNA et al., 1997).

A partir do FRAPCON-3.4, esta taxa de acúmulo foi mudada, sendo uma taxa de 0,062% do volume por MWd/kgU até 80 MWd/kgU e uma taxa de 0,086% do volume por MWd/kgU acima de 80 MWd/kgU. (GEELHOOD et al. , 2011). O FRAPCON-3.5 manteve as taxas de acúmulo da versão 3.4 e recebeu um modelo para inchamento gasoso baseado no dados de Mogensen como apresentado em sua documentação. (GEELHOOD et al, 2014)

Os dados de Mogensen foram obtidos experimentalmente após a irradiação de um elemento combustível IFA 148 no reator de Halden, onde foi concluído que o gás liberado durante um transiente de potência é seguido por uma reestruturação do combustível. (MOGENSEN et al, 1985)

O time do PNNL que desenvolve o FRAPCON em concordância com (Lassmann et al, 1998, Lucuta et al, 1996 e Mogensen et al, 1985) acredita que os resultados das pesquisas feitas sugerem que o inchamento gasoso afeta a pastilha de UO_2 e pode influenciar permanentemente a tensão de escoamento do revestimento em queimas estendidas das varetas de combustível, como também afirma a documentação do FRAPCON em (Geelhood et al, 2014).

As correlações utilizadas para calcular o inchamento do combustível UO_2 nessas condições são dadas nas Equações 3 e 4.

Para queima menor do que 80 MWd/kgU

$$\text{soldsw} = \text{bus} * (2,315 \times 10^{-23} + \text{sigswell} * 2,987 \times 10^{-24}) \quad (3)$$

Para queima maior do que 80 MWd/kgU

$$\text{soldsw} = \text{bus} * (3,211 \times 10^{-23} + \text{sigswell} * 5,974 \times 10^{-24}) \quad (4)$$

Onde:

soldsw = Volume fracionada devido aos produtos de fissão sólida (m^3 volume/ m^3 do combustível);

sigswell = Parâmetro definido pelo usuário que muda gradualmente o erro;

bus = Queima de combustível durante o tempo de queima (fissão / m^3)

fdens = Densidade inicial da pastilha (kg/m^3);

bu = Queima no final do intervalo (MWs/kgU);

bul = Queima no final do intervalo anterior (MWs/kgU).

Sendo que a variável “bus” carrega o valor do volume fracionário dos produtos de fissão / m^3 dada na Equação 5:

$$bus = fdens * 2,974 \times 10^{10} * (bu - bul) \quad (5)$$

O modelo FRAPCON-3.5 também foi revisado para combustíveis com gadolínio, reduzindo a taxa de inchamento de 0,62 para 0,50% do volume por MWd/kgU. A correlação utilizada para calcular o inchamento do combustível para o gadolínio é dada na Equação 6:

$$soldsw = bus * (1,867 \times 10^{-23} + sigswell * 2,987 \times 10^{-24}) \quad (6)$$

A Figura 9 ilustra as correlações de inchamento do combustível para UO_2 e UO_2 -7% Gd_2O_3 em relação a temperatura, considerando do modelo FS WELL.

Figura 9 - Comparação do inchamento do combustível nuclear entre UO_2 e UO_2 -7% Gd_2O_3

Fonte: Autor da dissertação

6 MATERIAIS E MÉTODOS

Neste capítulo serão apresentadas as simulações realizadas e seus resultados. O objetivo destas simulações é comparar os resultados fornecidos pelo FRAPCON-3.5 para o combustível de UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$, sob situações operacionais de regimes permanente e em condições de alta queima.

6.1 Base de dados experimentais

Para realizar a verificação e medir a eficiência na simulação do desempenho do combustível sob condições de irradiação com o programa PRAPCON-3.5, foi utilizada a base de dados FUMEX-III, que fornece dados relativos a experimentos realizados com diversos tipos de combustíveis nucleares, submetidos a diversas condições operacionais.

O programa FUMEX-III promovido pela Agência Internacional de Energia Atômica (*International Atomic Energy Agency – IAEA*) tem por finalidade constituir uma base de dados relacionados ao desempenho de diversos tipos de elementos combustíveis, empregados em diferentes tipos de reatores nucleares, sob diversas condições operacionais, condições essas que envolvem regimes estacionário e de transiente, em condições de alta queima, além de dados relacionados a acidentes dos tipo LOCA (*Loss of Coolant Accident*) e RIA (*Reactivity Initiated Accident*).

6.2 Simulação Computacional com FRAPCON-3.5

O material de interesse neste trabalho consiste de pastilhas de $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$, fazendo parte do estudo de modelos para o comportamento a altas

queimas de varetas combustível para reatores refrigerados a água leve pressurizada PWR.

A produção do combustível urânio-gadolínio consiste basicamente da adição do óxido de gadolínio na matriz de UO_2 , visando à obtenção de uma solução sólida. A simulação computacional feita com o código objetivou comparar os resultados apresentados para 7% em massa de gadolínio com UO_2 nos seguintes itens:

- Temperatura central do combustível;
- Liberação de gases de fissão;
- Volume livre no interior da vareta;
- Pressão interna na vareta;
- Temperatura média no revestimento.

A escolha da porcentagem 7% em massa de gadolínio é justificada no fato que as plantas de Angra I e Angra II utilizem esse combustível. Para a simulação foi gerado um arquivo de entrada modificando o parâmetro que informa a fração de gadolínio.

A queima do combustível foi realizada até 60 MWd/kgU, sendo que o arquivo de entrada utilizado se encontra no apêndice A. A simulação realizada gera um arquivo de saída onde para cada intervalo de tempo são listadas todas as variáveis calculadas.

Para entender o comportamento do combustível e os resultados apresentados, foram feitos gráficos comparativos com os resultados das simulações entre UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$. Os resumos dos arquivos de saída gerados pelo FRAPCON-3.5 estão listados no apêndice B e contêm todos os dados necessários para fazer os gráficos e analisar o comportamento da vareta, segundo cada simulação feita.

6.3 Dados da vareta combustível

A simulação realizada e seus resultados apresentados pelo programa FRAPCON-3.5 é de uma vareta combustivel 16x16 de um reator PWR padrão,

com revestimento em zircaloy, preenchida com gás hélio e pastilhas com chanfros para dilatação. A simulação ocorre para se fazer a comparação com a fração percentual de gadolínio de 7% em massa, em regime de alta queima de até 60 MWd/kgU, cujas especificações técnicas estão detalhadas na Tabela 3. A Tabela 2 apresenta os parâmetros termo hidráulicos do reator.

Tabela 2: Parâmetros Termo Hidráulicos do Reator

Potência térmica total	2850 MWt
Pressão do refrigerante	15,51 MPa
Temperatura de entrada refrigerante	287,7°C
Potência linear média da vareta	20,17 kW/m
Fluxo de massa de refrigerante	5.900 kg/s.m ²
Velocidade média do refrigerante	4,98 m/s

Tabela 3: Descrição da Vareta Combustível Simulada

Altura da pastilha	9,91 mm
Diâmetro externo da pastilha	8,255 mm
Chanfro e concavidade	Sim
Altura da coluna da pastilhas	3810 mm
Enriquecimento ²³⁵ U	3,48 %
Diâmetro externo do revestimento	9,70 mm
Diâmetro interno do revestimento	8,43 mm
Espessura do revestimento	0,5715 mm
Pressão do gás de enchimento	2,62 MPa
Gás de enchimento	He
Queima média da vareta	60 MWd/kgU
Densidade	95,0 %D _t
Volume livre inicial	25,42 ml
Volume livre no final da vida	17,8 ml
Número de nós axiais	12
Folga diametral (<i>gap</i>)	0,0875 mm
Δ volume gás (EOL-BOL)	5,7 %

7 RESULTADOS E DISCUSSÃO

Os dados foram extraídos do arquivo de saída fornecido pelo executável FRAPCON-3.5 e plotados por meio de uma planilha do Microsoft Excel, uma vez que a variável no arquivo de entrada “nplot”, indicando seu valor inicial em 1, define o controle na saída do arquivo de plotagem para o parâmetro.

7.1 Temperatura central do combustível

A temperatura central do combustível é um resultado dos modelos, que representam o comportamento térmico da vareta.

As pastilhas combustível são submetidas a severas condições térmicas e devido à baixa condutividade térmica da pastilha de UO_2 , o calor gerado pelas fissões nucleares que ocorrerem no interior da pastilha, encontra uma grande resistência à sua propagação, causando grandes diferenças de temperaturas entre a região central e a região periférica da pastilha combustível, o que implica em um gradiente de temperatura radial.

A Figura 10 mostra a comparação entre a temperatura central do combustível à base de UO_2 e de UO_2 -7% Gd_2O_3 . Na faixa entre 10 e 32 MWd/kgU precisa de mais atenção, ela reflete um aumento na temperatura, que é justificado pela adição de gadolínio no combustível de UO_2 , visto que a vareta combustível com gadolínio tem menor condutividade térmica, fato considerável em termos do comportamento do combustível com veneno queimável. As diferenças de temperatura encontrada no início e no final do ciclo foi em média de 8%.

Figura 10 - Temperatura Central do Combustível UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$

Fonte: Autor da dissertação

7.2 Liberação de Gases de Fissão

No que se refere ao percentual liberado de gases de fissão, a simulação obteve um valor aproximado de 1,8% do total de gás produzido no final de vida da vareta combustível para queima aproximada de 55 MWd/kgU, tanto para o combustível UO_2 quanto $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$. Os resultados obtidos com o UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$, indicam que ocorre um aumento significativo na liberação atômica de gases de fissão quando queimas superiores a 40-42 MWd/kgU são atingidas.

Este comportamento pode ser observado nas curvas apresentadas na Figura 11 e não apresentando nenhuma diferença significativa na simulação no início e no final do ciclo de queima.

Figura 11 - Liberação de gases de Fissão UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$

Fonte: Autor da dissertação

7.2 Pressão interna da vareta combustível

O gráfico apresentado na Figura 12 apresenta os resultados obtidos para a variação da pressão interna na vareta combustível de UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ para as condições empregadas no experimento. A figura mostra que o resultado fornecido pelo programa FRAPCON-3.5 se apresenta dentro do esperado sem nenhuma diferença significativa na pressão interna na vareta combustível para os dois combustíveis.

Figura 12 - Pressão Interna da Vareta Combustível UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$

Fonte: Autor da dissertação

7.3 Volume livre no interior da Vareta Combustível

A determinação do volume livre no interior da vareta combustível é de fundamental importância para o cálculo de sua pressão interna. O valor experimental obtido no final da vida para a vareta de UO_2 e a vareta contendo $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ foi de 17,1 e 17,4 ml, respectivamente, informada pelo programa. A Figura 13 ilustra o gráfico de UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ dentro do esperado uma vez que o valor do volume livre no interior da vareta esperado ao final da vida é de 17,8 ml conforme descrição inicial da vareta combustível simulada.

Figura 13 - Volume livre interior da vareta Combustível de UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$

Fonte: Autor da dissertação

7.4 Temperatura Média do Revestimento

A temperatura média do revestimento do combustível é um resultado indireto que depende do tamanho da folga entre as pastilhas e o revestimento e da temperatura do combustível. Em todos os resultados obtidos pelo programa FRAPCON-3.5 a temperatura média do revestimento se manteve igual no início e no fim da queima conforme mostra a Figura 14.

Figura 14 - Temperatura Média do Revestimento do UO_2 e UO_2 -7% Gd_2O_3

Fonte: Autor da dissertação

CONCLUSÕES

Por meio do desenvolvimento deste trabalho, foi possível obter uma compreensão dos diversos fenômenos que se manifestam durante a operação de varetas combustível a altas queimas, com os combustíveis UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ utilizadas em reatores refrigerados a água leve pressurizada (PWR) relativo à avaliação dos parâmetros para prolongamento do tempo de queima do núcleo.

Também foi possível compreender a estrutura lógica do programa computacional FRAPCON-3.5, além de se obter o conhecimento necessário para a elaboração dos respectivos arquivos de dados de entrada e a execução do programa.

Para a simulação do comportamento da vareta combustível TSQ002 utilizada no experimento utilizando o programa computacional FRAPCON-3.5 para UO_2 e para $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$, quanto:

- Temperatura central do combustível - com uma diferença na temperatura no início e no fim da queima devido a adição de gadolínio por possuir menor condutividade térmica;
- Liberação de gases de fissão – não apresentando nenhuma diferença entre o UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ se mantendo igual no início e no fim da queima;
- Volume livre – apresentando diferenças mínimas e aceitáveis entre o UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ em todo o processo de queima;
- Pressão interna – mostra que o resultado fornecido pelo programa FRAPCON-3.5 se apresenta dentro do esperado

sem nenhuma diferença significativa, quando comparado com o resultado fornecido com a fração de gadolínio;

- Temperatura média do revestimento – o resultado obtido do UO_2 e $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ a temperatura média do revestimento se mantiveram iguais no início e no fim da queima, dentro do esperado.

Também vale a pena ressaltar que os resultados obtidos, por meio do emprego do programa computacional FRACON-3.5, mostram que os modelos de:

- Condutividade térmica;
- Inchamento do combustível;
- Expansão térmica.

Tanto para uma vareta combustível contendo UO_2 e para $\text{UO}_2\text{-7\%Gd}_2\text{O}_3$ são conservativos e de grande importância para a validação do projeto de varetas combustível.

Por fim, dentro da proposta pelo presente trabalho, que era o de adquirir o conhecimento necessário para se utilizar o programa computacional FRAPCON-3.5 e avaliar o comportamento da vareta combustível com 7% em massa de gadolínio, conclui-se que a colocação de gadolínio junto matriz de UO_2 , não traz nenhum efeito adverso para a vareta combustível e que em termos de desempenho não tem nenhuma implicação quanto à fração utilizada de 7%.

TRABALHOS FUTUROS

Como trabalhos futuros, seria interessante comparar os resultados obtidos da simulação com o programa computacional FRAPCON-3.5, com as frações de 2, 5 e 10%, com dados experimentais contendo gadolínio em regime permanente e transiente da Agencia Internacional de Energia Atômica – AIEA.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. ADAMSON, R.; Cox, B.; Davies, J.; GARZAROLLI, F.; RUDLING, P.; VAIDYANATHAN, S., "*Pellet Cladding Interaction (PCI and PCMI)*", **ZIRAT-11**, 2006.
2. ALLISON C. M., "*A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis*", **NUREG/CR-6150 VOLUME IV**, Idaho Falls, 2001.
3. ASSMANN, H.; PEEHS, M., "*Survey of binary oxide fuel manufacturing and quality control*", **Journal Nuclear Materials.**, V. 153, 1988.
4. ASSMANN, H.; DORR, W.; PEEHS, M., "*Oxide fuels with controlled microstructure*", **Journal of the American Ceramic Society**, V. 67, 1984.
5. ASOU, M.; PORTA, J., "*Prospects for poisoning reactor cores of the future*", **Nuclear Engineering and Design**, V. 168, 1997.
6. BERNA, G. A.; DAVIS, K. L.; LANNING, D. D., FRAPCON-3: A computer code for the calculation of steady-state, thermal-mechanical behavior of oxide fuel rods for high burnup, Relatório técnico, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (United States). Div. of Systems Technology; Pacific Northwest Lab., Richland, WA (United States); Idaho **National Engineering Laboratory**, Idaho Falls, ID (United States), 1997.
7. DIAS, R. M., Estudo de modelos para o comportamento a altas queimas de Varetas combustível de reatores a água leve pressurizada. **Dissertação mestrado IPEN/USP**, 2016.

8. DURAZZO, M., Estudo de mecanismo de bloqueio da sinterização do sistema $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$, **Tese (Doutorado em Tecnologia Nuclear) - Instituto de Pesquisas Energéticas Nucleares - IPEN-CNEN/SP**, 2001.
9. DURAZZO, M.; OLIVEIRA, F. B. V.; URANO DE CARVALHO, E. F.; RIELLA, H. G., “Phase studies in the $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ system”, **Journal Nuclear Materials**, 2010.
10. FINK, J. K.; CHASANOV, M. G.; LEIBOWITZ, L., “Thermophysical properties of uranium dioxide”. **Journal Nuclear Materials**, V. 102, 2000.
11. FROST, B. R. T., “Nuclear Fuel Elements: Design, Fabrication and Performance”, Argonne National Laboratory, **Pergamon Press**, Illinois, 1982.
12. FUKUSHIMA, S.; OHMACHI, T.; MAEDA, A.; WATANABE, H., “The effect of gadolinium content on the thermal conductivity of near-stoichiometric (U, Gd) O_2 solid solutions”, **Journal Nuclear Materials**, V. 105, 1982.
13. GEELHOOD, K. J.; LUSCHER, W. G.; BEYER, C. E.; “FRAPCON-3.5: A Computer Code for the Calculation of Steady-State Thermal-Mechanical Behaviour of Oxide Fuel Rods for High Burnup.” **NUREG/CR-7022**, V. 1, PNNL-19418, 2014.
14. GOLDSTEIN, L.; STRASSER, A. A., “A comparison of gadolínia and boron for burnable poison applications in pressurized water reactors”, **Nuclear Technology**, V. 60, 1983.
15. HAGRMAN, D. L.; REYMANN, G. A., MATPRO-VERSION 11: a handbook of materials properties for use in the analysis of light water reactor fuel rod behavior. Idaho **National Engineering Lab.**, Idaho Falls (USA) NUREG/CR-0497, 1979.
16. HALLDAHL, L.; ERICSSON, S., “Characterization of homogeneity in (U, Gd) O_2 -pellets”, **Journal Nuclear Materials**, V. 153, 1988.

17. HANNERZ, K.; VESTERLUND, G., "*Zircaloy Cladding Mechanical Properties*", **Nuclear Engineering and Design**, V. 33, 1975.
18. HARDING, J. H; MARTIN, D. G.; POTTER, P. E., "Propriedades termo-químicas e termo-químicas de materiais de reatores rápidos", **Harwell Laboratory UKAEA Report EUR 12402**, 1989.
19. HIERNAUT, J. P.; Staicu, D.; Wiss, T.; Sheindlin, M.; Rondinella, V. V.; Ronchi, C., "*Impact of auto-irradiation on the thermophysical properties of oxide nuclear reactor fuels*", Institute for Transuranium Elements, 76126 Karlsruhe, Germany, 2010.
20. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY - IAEA, "*Characteristics and use of urania-gadolínia fuels*", **Relatório IAEA-TECDOC-844**. Vienna, Austria, 1995.
21. JERNKVIST, L. O.; MASSIH, A., "*Evaluation of the FRAPCON-3 Computer Code*", SKI Report 02:29. **ISSN 1104-1374**, 2002.
22. JERNKVIST, L. O.; MASSIH, A., "*Models for Fuel Rod Behavior at High Burnup*", SKI Report 2005:41, **ISSN 1104-1374**, 2004.
23. BARANAEV, Y. D.; POPOV, V. V., SHARAPOV, V. N.; TROYANOV, V. M., "*The Feasibility of employing inert matrix ceramic fuels in a Russian light water reactor*", **Journal Nuclear Materials**, 2003.
24. YUDA, R.; UNE, K., "*Effect of sintering atmosphere on the densification of UO₂-Gd₂O₃ compacts*", **Journal Nuclear Materials**, V. 178, 1991.
25. LAMARSH, J. R. "*Introduction to nuclear reactor theory*", Addison-Wesley Publishing Company, 1996.

26. LANNING, D. D.; BEYER, C. E.; GEELHOOD, K. G., "*FRAPCON-3 Updates, Including Mixed- Oxide Fuel Properties*", **NUREG/CR-6534, Vol. 4**, PNNL-11513, **Pacific Northwest National Laboratory**, Richland, WA., 2005.
27. LASSMAN, K.; O'CARROL, C.; VANDERLAAR, J.; WALKER, C. T., "*The Radial Distribution of Plutonium in High Burnup UO_2 Fuels*", **Journal Nuclear Materials**, V. 28, 1993.
28. LITTLECHILD, J. E.; BUTLER, G. G.; LESTER, G. W., "*The production of burnable poison oxide fuel. Nuclear fuel performance proceedings of the international conference*", London, 1973.
29. LUCUTA, P. G.; MATZKE, H. S.; HASTINGS, I. J., "*A Pragmatic Approach to Modeling Thermal Conductivity of Irradiated UO_2 Fuel: Review and Recommendations*", **Journal Nuclear Materials**, 232:166-180, 1996.
30. LUSCHER, W. G.; GEELHOOD, K. J., "*Material Property Correlations: Comparisons Between FRAPCON 3.4, FRAPTRAN 1.4 e MATPRO*", **NUREG/CR-7024. PNNL19417**, 2011.
31. MAKI, J. T.; MEYER, J. E., "*LWR Fuel Performance Analysis – Fuel Cracking and Relocation*", **Massachusetts Institute of Technology**, Cambridge. MIT-EL 78-038, 1978.
32. MANZEL, R.; DORR, W. O., "*Manufacturing and irradiation experience with UO_2 / Gd_2O_3 fuel*", **Ceram. Bull.**, V. 59, 1988.
33. MASSIH, A. R.; PERSSON, S.; WEISS, Z., "*Modeling of $(U, Gd)O_2$ Fuel Behavior in Boiling Water Reactors*", **Journal of Nuclear Materials**, 188:323-330, 1992.
34. MATZKE, H.; SPINO, J., "*Formation of the Rim Structure in High Burnup Fuel*", **Journal of Nuclear Materials**, V. 248, 1997.

35. MOGENSEN, M.; WALKER, C. T.; RAY, I. L. F.; COQUERELLE, M., "*Local fission gas release and swelling in water reactor fuel during slow power transients*", **Journal of nuclear materials**, 131(2):162-171, 1985.
36. OGUMA, M., "*Cracking and Relocation Behavior of Nuclear Fuel Pellets During Rise to Power*", **Nuclear Engineering and Design**, V. 76, 1983.
37. OLANDER, D. R., "*Fundamental aspects of nuclear reactor fuel elements*", Relatório técnico, California Univ., Berkeley (USA). **Department of Nuclear Engineering**, 1976.
38. PALANKI, B., "*Fabrication of UO_2 - Gd_2O_3 Fuel Pellets*". **Journal of Materials Science and Chemical Engineering**, V. 4, 2016.
39. PICKMAN, D. O., "*Properties of Zircaloy Cladding*", **Nuclear Engineering and Design**. V. 21, 1972.
40. REIS, R., Análise do comportamento sob irradiação do combustível nuclear a altas queimas com os programas computacionais frapcon e fraptran, **Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) - Instituto de Pesquisas Energéticas Nucleares - IPEN-CNEN/SP**, 2014.
41. RIELLA, H. G.; DURAZZO, M.; HIRATA, M.; NOGUEIRA, R. A., " *UO_2 - Gd_2O_3 solid solutions formation from wet and dry processes*", **Journal Nuclear Materials**, V. 178, 1991.
42. ROBERTSON, J. A. L., "*Irradiation Effects in Nuclear Fuels*", New York. Gordon and Breach, **Science Publishers**, 1969.
43. ROY, P. R.; SAH, D. N., "*Irradiation Behavior of Nuclear Fuels*", **Pramāna**, V. 24, 1985.
44. SANTOS, L. R., Estudo do processamento do combustível UO_2 -7% Gd_2O_3 via mistura mecânica com reutilização de rejeitos do processo de fabricação e

aditivo de densificação, **Tese (Doutorado em Tecnologia Nuclear) - Instituto de Pesquisas Energéticas Nucleares - IPEN-CNEN/SP**, 2009.

45. SECKER, J. R.; ERWIN, R. D., “*ZrB₂: the optimum integral fuel burnable absorber for PWRs*”, **Transactions of the American Nuclear Society**, V. 62, 1990.

46. SERAFIM, A. C., Estudo de Densificação do Combustível Urânio - 7% Gadolínio (Gd₂O₃) nanoestruturado, **Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) - Instituto de Pesquisas Energéticas Nucleares - IPEN-CNEN/SP**, 2016.

47. SIMMONS, R. L.; JONES, N. D.; POPA, F. D.; MUELLER, D. E.; PRITCHETT, J. E., “*Integral fuel burnable absorbers with ZrB₂ in pressurized water reactors*”, **Nuclear Technology**, V. 80, 1988.

48. SNELGROVE, J. L.; HOFMAN, G. L.; MEYER, M. K.; TRYBUS, C. L.; Wiencek, T. C., “*Development of very-high-density low – enriched-uranium fuels*”, **Nuclear Engineering and Design**, 1997.

49. SOMAYAJULU, G. V. S. R. K.; BALARAMAMOORTHY, K.; CHANDRAMOULI, V. A., “*PHWR/BWR fuel manufacturing experience in India*”. IAEA Improvements in water reactor fuel technology and utilization, Vienna, 1987.

50. SRINILTA, S.; SCHMIDT, R. F.; PRITCHETT, J. E., “*A comparison of gadolinium and ZrB₂ as integral burnable absorbers in PWRs*”, **Transactions of the American Nuclear Society**, V. 55, 1987.

51. STEINBRÜCK, M.; NÓRA VÉR; MIRCO GROBE., “*Oxidation of Advanced Zirconium Cladding Alloys in Steam at Temperatures in the Range of 600-1200 °C, Oxidation of metals*”, 76(3-4):215-232, 2011.

52. TEIXEIRA E SILVA, ANTONIO, “COMPORTAMENTO DOS MATERIAIS DE REVESTIMENTO ZIRCALOY E AÇO INOXIDÁVEL”, **Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN**, São Paulo, 2016.
53. TERREMOTO, L. A. A., “Danos de Irradiação em Materiais Cristalinos”, **Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN**, São Paulo, 2012.
54. TONKS, M., R.; LIU, XIANG-YANG; ANDERSSON, D.; PEREZ, D.; CHERNATSYNSKY, A.; PASTORE, G.; STANEK, C. R.; WILLIAMSON, R.; “*Development of a multiscale thermal conductivity model for fission gas in UO_2* ”, **Journal of Nuclear Materials**, 2015.
55. WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC, Street Pittsburgh, Disponível em: <<http://westinghouse.com>> , Aceso em: 15/Abril/2018.

APÊNDICE A

Arquivo de Dados de Entrada FRAPCON-3.5 – Sem gadolínio

```

*****
*          frapcon3, steady-state fuel rod analysis code, version 1          *
*-----*
*
*          CASE DESCRIPTION: ANO-2 Assembly D040   rod TSQ002
*
*UNIT      FILE DESCRIPTION
*-----*
*          -----Output:
*          Output :
*          6          STANDARD PRINTER OUTPUT
*
*          Scratch:
*          5          SCRATCH INPUT FILE FROM ECH01
*
*          Input:    FRAPCON3 INPUT FILE (UNIT 55)
*
*****
* GOESINS:
FILE05='nullfile', STATUS='scratch', FORM='FORMATTED',
      CARRIAGE CONTROL='LIST'
*
* GOESOUTS:
FILE06='TSQ002 - Gd.out',      STATUS='UNKNOWN', CARRIAGE CONTROL='LIST'
FILE66='TSQ002 - Gd.plot', STATUS = 'UNKNOWN', FORM = 'FORMATTED'
/*****
      ANO-2 Assembly D040 rod TSQ002

$frpcn
im = 70, na = 12, nr = 17,
ngasr = 45,
$end
$frpcon
cpl = 10.7, crdt = 0.2, crdtr = 0.0, dco = 0.382,
thkcld = 0.025, thkgap = 0.0035,
den = 95.0, dishsd = 0.1, dspg = 0.33,
dspgw = 0.055, enrch = 3.48, fgpar = 380.0, hdish = 0.0135,
hplt = 0.390, icm = 4, pitch = 0.50,
icor = 0, idxgas = 1, iplant = -2, iq = 0, jdlpr = 0, fa = 1.0,
jn = 25,25,25,24,24,
totl = 12.5, roughc = 2e-5, roughf = 3e-5, vs = 8.0,
nunits = 1, rsntn = 150., nplot = 1,
flux(1) = 13*0.26e17, p2 = 70*2250.0,tw = 70*554.,
go = 70*4.35e6,nsp=1,
jst = 9*1,11*2,17*3,14*4,19*5,
qf(1) = 0.54,0.83,1.03,1.10,1.14,1.14,1.12,1.11,1.10,1.08,1.07,
1.06,1.06,1.06,1.05,1.05,1.06,1.07,1.07,1.07,1.06,1.00,0.93,0.73,0.46,
x(1) = 0,0.75,1.25,1.75,2.25,2.75,3.25,3.75,4.25,4.75,5.25,5.75,
6.25,6.75,7.25,7.75,8.25,8.75,9.25,9.75,10.25,10.75,11.25,11.75,12.5,
qf(26) = 0.58,0.86,1.02,1.06,1.09,1.10,1.09,1.09,1.09,
1.08,1.08,1.07,1.07,1.07,1.07,1.06,1.06,1.06,1.06,1.05,1.04,
1.00,0.95,0.87,0.52,
x(26) = 0,0.75,1.25,1.75,2.25,2.75,3.25,3.75,4.25,4.75,5.25,5.75,
6.25,6.75,7.25,7.75,8.25,8.75,9.25,9.75,10.25,10.75,11.25,11.75,12.5,
qf(51) = 0.63,0.90,1.04,1.07,1.09,1.08,1.07,1.07,1.06,
1.05,1.04,1.04,1.04,1.04,1.03,1.04,1.04,1.04,1.05,1.05,1.04,

```

```

1.02,0.97,0.83,0.56,
x(51) = 0,0.75,1.25,1.75,2.25,2.75,3.25,3.75,4.25,4.75,5.25,5.75,
6.25,6.75,7.25,7.75,8.25,8.75,9.25,9.75,10.25,10.75,11.25,11.75,12.5,
qf(76) = 0.61,0.81,0.95,1.02,1.06,1.07,1.06,1.06,1.06,
1.05,1.06,1.06,1.06,1.07,1.08,1.08,1.10,1.11,1.13,1.12,1.07,
0.99,0.84,0.61,
x(76) = 0,0.52,0.83,1.16,1.65,2.28,2.87,3.50,4.15,
4.78,5.37,6.00,6.65,7.28,7.87,8.50,9.15,9.78,10.37,11.00,11.82,12.13,12.5,
qf(100) = 0.69,0.82,0.94,1.00,1.03,1.04,1.04,1.04,1.04,
1.05,1.05,1.05,1.05,1.06,1.06,1.07,1.08,1.09,1.09,1.09,1.06,1.01,0.88,0.75,
x(100) = 0,0.52,0.83,1.16,1.65,2.28,2.87,3.50,4.15,
4.78,5.37,6.00,6.65,7.28,7.87,8.50,9.15,9.78,10.37,11.00,11.82,12.13,12.5,
ProblemTime= 9.8,68.7,91.5,139.6,187.7,209.8,236.6,263.0,292.3,
307.2,321.0,334.7,362.2,389.7,417.0,444.4,471.7,499.0,526.2,548.7,
553.3,561.3,570.7,586.2,605.9,621.4,639.0,668.9,696.3,726.5,
756.4,786.2,813.9,843.2,886.4,905.4,919.8,
926.6,933.5,947.2,974.9,1002,1030,1057,1085,1112,1140,1168,1196,1223,1243,
1249,1256,1270,1296,1322,1350,1376,1403,1430,1456,1483,1510,1537,
1563,1590,1617,1644,1670,1697,
qmpy =3.28,4.34,4.31,4.3,4.32,4.29,4.32,4.35,2.88,
6.95,6.95,6.91,6.84,6.8,6.76,6.73,6.7,6.68,6.65,6.62,
5.95,5.95,5.76,5.78,5.86,5.87,5.81,5.79,5.77,5.75,
5.72,5.68,5.68,5.62,4.8,5.05,5.62,
4.37,4.41,4.4,4.37,4.38,4.39,4.4,4.42,4.43,4.4,4.4,4.4,4.4,4.4,
2.75,2.97,2.82,2.88,2.92,3.01,3.09,3.14,3.21,3.27,
3.33,3.39,3.46,3.52,3.59,3.66,3.69,3.82,3.89,
slim = .05,
$end

```

Arquivo de Dados de Entrada FRAPCON-3.5 – Com 7% de gadolínio

```

*****
*          frapcon3, steady-state fuel rod analysis code, version 1          *
*-----*
*
*          CASE DESCRIPTION: ANO-2 Assembly D040   rod TSQ002                *
*
*UNIT      FILE DESCRIPTION
*-----*
*          -----Output:
*          Output :
*          6          STANDARD PRINTER OUTPUT
*
*          Scratch:
*          5          SCRATCH INPUT FILE FROM ECH01
*
*          Input:    FRAPCON3 INPUT FILE (UNIT 55)
*
*****
* GOESINS:
FILE05='nullfile', STATUS='scratch', FORM='FORMATTED',
      CARRIAGE CONTROL='LIST'
*
* GOESOUTS:
FILE06='TSQ002 - Gd7.out',   STATUS='UNKNOWN', CARRIAGE CONTROL='LIST'
FILE66='TSQ002 - Gd7.plot', STATUS = 'UNKNOWN', FORM = 'FORMATTED'
/*****
      ANO-2 Assembly D040 rod TSQ002

$frpcn
im = 70, na = 12, nr = 17,
ngasr = 45,
$end
$frpcon
cpl = 10.7, crdt = 0.2, crdtr = 0.0, dco = 0.382,
thkcld = 0.025, thkgap = 0.0035,
den = 95.0, dishsd = 0.1, dspg = 0.33,
dspgw = 0.055, enrch = 3.48, fg pav = 380.0, hdish = 0.0135,
hplt = 0.390, icm = 4, pitch = 0.50, gadoln = 0.07,
icor = 0, idxgas = 1, iplant = -2, iq = 0, jdlpr = 0, fa = 1.0,
jn = 25,25,25,24,24,
totl = 12.5, roughc = 2e-5, roughf = 3e-5, vs = 8.0,
nunits = 1, rsntnr = 150., nplot = 1,
flux(1) = 13*0.26e17, p2 = 70*2250.0,tw = 70*554.,
go = 70*4.35e6,nsp=1,
jst = 9*1,11*2,17*3,14*4,19*5,
qf(1) = 0.54,0.83,1.03,1.10,1.14,1.14,1.12,1.11,1.10,1.08,1.07,
1.06,1.06,1.06,1.05,1.05,1.06,1.07,1.07,1.07,1.06,1.00,0.93,0.73,0.46,
x(1) = 0,0.75,1.25,1.75,2.25,2.75,3.25,3.75,4.25,4.75,5.25,5.75,
6.25,6.75,7.25,7.75,8.25,8.75,9.25,9.75,10.25,10.75,11.25,11.75,12.5,
qf(26) = 0.58,0.86,1.02,1.06,1.09,1.10,1.09,1.09,1.09,1.09,
1.08,1.08,1.07,1.07,1.07,1.07,1.06,1.06,1.06,1.06,1.05,1.04,
1.00,0.95,0.87,0.52,
x(26) = 0,0.75,1.25,1.75,2.25,2.75,3.25,3.75,4.25,4.75,5.25,5.75,
6.25,6.75,7.25,7.75,8.25,8.75,9.25,9.75,10.25,10.75,11.25,11.75,12.5,
qf(51) = 0.63,0.90,1.04,1.07,1.09,1.08,1.07,1.07,1.06,
1.05,1.04,1.04,1.04,1.04,1.03,1.04,1.04,1.04,1.05,1.05,1.04,
1.02,0.97,0.83,0.56,
x(51) = 0,0.75,1.25,1.75,2.25,2.75,3.25,3.75,4.25,4.75,5.25,5.75,
6.25,6.75,7.25,7.75,8.25,8.75,9.25,9.75,10.25,10.75,11.25,11.75,12.5,
qf(76) = 0.61,0.81,0.95,1.02,1.06,1.07,1.06,1.06,1.06,
1.05,1.06,1.06,1.06,1.07,1.08,1.08,1.10,1.11,1.13,1.12,1.07,
0.99,0.84,0.61,
x(76) = 0,0.52,0.83,1.16,1.65,2.28,2.87,3.50,4.15,
4.78,5.37,6.00,6.65,7.28,7.87,8.50,9.15,9.78,10.37,11.00,11.82,12.13,12.5,
qf(100) = 0.69,0.82,0.94,1.00,1.03,1.04,1.04,1.04,1.04,
1.05,1.05,1.05,1.05,1.06,1.06,1.07,1.08,1.09,1.09,1.09,1.06,1.01,0.88,0.75,

```

```

x(100) = 0,0.52,0.83,1.16,1.65,2.28,2.87,3.50,4.15,
4.78,5.37,6.00,6.65,7.28,7.87,8.50,9.15,9.78,10.37,11.00,11.82,12.13,12.5,
ProblemTime= 9.8,68.7,91.5,139.6,187.7,209.8,236.6,263.0,292.3,
307.2,321.0,334.7,362.2,389.7,417.0,444.4,471.7,499.0,526.2,548.7,
553.3,561.3,570.7,586.2,605.9,621.4,639.0,668.9,696.3,726.5,
756.4,786.2,813.9,843.2,886.4,905.4,919.8,
926.6,933.5,947.2,974.9,1002,1030,1057,1085,1112,1140,1168,1196,1223,1243,
1249,1256,1270,1296,1322,1350,1376,1403,1430,1456,1483,1510,1537,
1563,1590,1617,1644,1670,1697,
qmpy =3.28,4.34,4.31,4.3,4.32,4.29,4.32,4.35,2.88,
6.95,6.95,6.91,6.84,6.8,6.76,6.73,6.7,6.68,6.65,6.62,
5.95,5.95,5.76,5.78,5.86,5.87,5.81,5.79,5.77,5.75,
5.72,5.68,5.68,5.62,4.8,5.05,5.62,
4.37,4.41,4.4,4.37,4.38,4.39,4.4,4.42,4.43,4.4,4.4,4.4,4.4,4.4,
2.75,2.97,2.82,2.88,2.92,3.01,3.09,3.14,3.21,3.27,
3.33,3.39,3.46,3.52,3.59,3.66,3.69,3.82,3.89,
slim = .05,
$end

```

APÊNDICE B

Arquivo de Saída de Entrada FRAPCON-3.5 – Sem gadolínio

```

xxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxx
x                      **** FRAPCON-3.5 May 2014          ****                      x
x                      Released April    2014              x
x                      ANO-2 Assembly D040 rod TSQ002      x
x                      run date: 17-Jul- 5                page 915                x
xxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxxx

```

***** Peak power axial node output *****

	time	peak	burnup	power	clad temp (F)	RadGap	fuel temp (F)	cont.	clad stress	strain	fuel	gap con	press	ave.	ZrO2	H2
xxx	days	node	MWd/kgU	kW/ft	od. avg id. mils		od. avg cent	psia	hoop axial	pct	od in	B/hft2F	psia fgr%	mils	ppm	
1	9.8	3	0.24	3.71	577. 592. 607. 2.64		819.1025.1245.	0. -11572.	-6585.	0.0566	0.32705	687. 846.	0.0	0.02	13.3	
2	68.7	3	2.18	4.91	585. 605. 625. 2.16		851.1140.1452.	0. -11509.	-6556.-0.0268	0.32785		850. 856.	0.0	0.04	16.8	
3	91.5	3	2.93	4.87	585. 605. 624. 1.93		827.1112.1419.	0. -11433.	-6520.-0.0512	0.32797		944. 869.	0.0	0.04	17.5	
4	139.6	3	4.50	4.86	585. 605. 624. 1.76		811.1098.1407.	0. -11399.	-6505.-0.0991	0.32820		1025. 874.	0.0	0.05	18.6	
5	187.7	3	6.08	4.88	585. 605. 624. 1.57		792.1085.1397.	0. -11342.	-6478.-0.1440	0.32841		1146. 883.	0.0	0.05	19.6	
6	209.8	3	6.80	4.85	585. 605. 624. 1.47		780.1072.1382.	0. -11296.	-6457.-0.1640	0.32844		1220. 890.	0.0	0.05	19.9	
7	236.6	3	7.67	4.88	585. 605. 625. 1.40		775.1072.1387.	0. -11256.	-6438.-0.1879	0.32850		1277. 896.	0.0	0.06	20.3	
8	263.0	3	8.55	4.92	586. 605. 625. 1.32		769.1071.1390.	0. -11211.	-6417.-0.2113	0.32856		1347. 903.	0.1	0.06	20.7	
9	292.3	3	9.19	3.26	575. 588. 601. 1.42		707. 897.1092.	0. -11479.	-6542.-0.2364	0.32822		1214. 862.	0.1	0.06	21.0	
10	307.2	3	9.94	7.53	603. 632. 662. 0.85		802.1304.1855.	0. -10582.	-6125.-0.2165	0.32938		2125. 997.	0.1	0.06	21.3	
11	321.0	3	10.64	7.53	603. 632. 662. 0.83		798.1303.1857.	0. -10563.	-6116.-0.2296	0.32943		2187. 1000.	0.1	0.06	21.6	
12	334.7	3	11.33	7.49	602. 632. 662. 0.79		790.1295.1846.	0. -10540.	-6105.-0.2443	0.32946		2294. 1004.	0.1	0.07	21.8	
13	362.2	3	12.69	7.41	602. 631. 661. 0.72		778.1283.1831.	0. -10504.	-6088.-0.2755	0.32952		2479. 1009.	0.1	0.07	22.3	
14	389.7	3	14.05	7.37	602. 631. 660. 0.63		763.1270.1816.	0. -10441.	-6059.-0.3077	0.32959		2827. 1019.	0.1	0.07	22.7	
15	417.0	3	15.39	7.32	601. 631. 660. 0.54		747.1256.1801.	0. -10381.	-6031.-0.3400	0.32965		3298. 1029.	0.1	0.07	23.1	
16	444.4	3	16.74	7.29	601. 630. 659. 0.44		731.1242.1787.	0. -10315.	-6001.-0.3725	0.32972		3978. 1040.	0.1	0.07	23.5	
17	471.7	3	18.07	7.26	601. 630. 659. 0.35		716.1229.1774.	0. -10247.	-5970.-0.4048	0.32978		5024. 1051.	0.1	0.08	23.8	
18	499.0	3	19.39	7.24	601. 630. 659. 0.25		700.1216.1762.	0. -10174.	-5936.-0.4369	0.32985		6860. 1063.	0.1	0.08	24.2	
19	526.2	3	20.71	7.20	601. 629. 658. 0.16		684.1203.1748.	0. -10101.	-5902.-0.4686	0.32991		10771. 1075.	0.1	0.08	24.5	
20	548.7	3	21.79	7.17	601. 629. 658. 0.07		670.1190.1734.	0. -10033.	-5871.-0.4945	0.32996		22683. 1086.	0.1	0.10	27.3	

21	553.3	3	21.99	6.43	596.	622.	648.	0.09	662.1122.1599.	0.	-10147.	-5924.-0.5025	0.32981	18254.	1070.	0.1	0.10	27.8
22	561.3	3	22.33	6.43	596.	622.	648.	0.07	659.1120.1599.	0.	-10129.	-5916.-0.5106	0.32983	22799.	1073.	0.1	0.10	28.6
23	570.7	3	22.73	6.23	595.	620.	645.	0.06	654.1101.1562.	0.	-10150.	-5925.-0.5207	0.32981	25569.	1070.	0.1	0.11	29.6
24	586.2	3	23.38	6.25	595.	620.	645.	0.05	653.1105.1570.	0.	-10111.	-5907.-0.5357	0.33017	30344.	1076.	0.2	0.12	31.3
25	605.9	3	24.22	6.34	596.	621.	647.	0.05	655.1117.1593.	0.	-10043.	-5876.-0.5546	0.33013	30703.	1087.	0.2	0.13	33.5
26	621.4	3	24.88	6.35	596.	622.	647.	0.05	655.1122.1601.	0.	-9992.	-5852.-0.5697	0.33006	30754.	1095.	0.2	0.14	35.2
27	639.0	3	25.62	6.28	596.	621.	646.	0.05	654.1119.1595.	0.	-9959.	-5837.-0.5870	0.33001	30740.	1100.	0.2	0.15	37.1
28	668.9	3	26.87	6.26	596.	621.	646.	0.05	654.1123.1601.	0.	-9894.	-5807.-0.6157	0.32995	30728.	1110.	0.2	0.17	40.4
29	696.3	3	28.02	6.24	596.	621.	646.	0.05	654.1126.1607.	0.	-9816.	-5771.-0.6416	0.32986	30723.	1123.	0.2	0.18	43.4
30	726.5	3	29.28	6.22	597.	621.	646.	0.05	654.1130.1612.	0.	-9736.	-5734.-0.6502	0.32977	30713.	1136.	0.2	0.20	46.7
31	756.4	3	30.52	6.19	597.	621.	646.	0.05	654.1132.1615.	0.	-9686.	-5711.-0.6723	0.32974	30687.	1144.	0.2	0.22	50.0
32	786.2	3	31.75	6.14	597.	621.	645.	0.05	653.1133.1616.	0.	-9620.	-5680.-0.6958	0.32967	30662.	1155.	0.2	0.24	53.2
33	813.9	3	32.89	6.14	597.	621.	646.	0.05	654.1138.1624.	0.	-9559.	-5652.-0.7184	0.32959	30647.	1165.	0.2	0.26	56.3
34	843.2	3	34.09	6.08	597.	621.	645.	0.05	652.1136.1619.	1684.	-6066.	-3287.-0.7116	0.32954	34009.	1169.	0.2	0.27	59.5
35	886.4	3	35.59	5.19	591.	611.	632.	0.05	638.1050.1457.	1547.	-6992.	-4369.-0.7376	0.32945	33598.	1155.	0.2	0.30	63.6
36	905.4	3	36.29	5.46	593.	615.	636.	0.05	643.1080.1513.	2419.	-1107.	1949.-0.7079	0.32955	33887.	1161.	0.2	0.31	65.5
37	919.8	3	36.88	6.08	597.	621.	645.	0.05	652.1147.1637.	3609.	6926.	10115.-0.6584	0.32972	34332.	1172.	0.2	0.32	67.1
38	926.6	11	33.18	4.66	616.	634.	652.	0.05	657.1019.1377.	1903.	-4595.	-2861.-0.8357	0.32912	34097.	1152.	0.2	0.82	159.5
39	933.5	11	33.39	4.70	616.	635.	653.	0.05	658.1025.1386.	2104.	-3234.	-1394.-0.8290	0.32915	34146.	1153.	0.2	0.83	160.6
40	947.2	11	33.83	4.69	616.	635.	653.	0.05	658.1025.1387.	2333.	-1686.	223.-0.8214	0.32917	34163.	1153.	0.2	0.84	162.9
41	974.9	11	34.69	4.66	616.	634.	652.	0.05	658.1024.1385.	2750.	1128.	3088.-0.8069	0.32922	34184.	1154.	0.3	0.86	167.4
42	1002.0	11	35.54	4.67	617.	635.	653.	0.05	658.1028.1392.	3156.	3875.	5774.-0.7903	0.32927	34231.	1155.	0.3	0.89	171.9
43	1030.0	11	36.42	4.68	617.	635.	653.	0.05	659.1032.1399.	3463.	5958.	7678.-0.7734	0.32933	34257.	1156.	0.3	0.91	176.6
44	1057.0	11	37.27	4.69	618.	636.	654.	0.05	659.1036.1405.	3665.	7331.	8857.-0.7571	0.32939	34212.	1157.	0.3	0.94	181.2
45	1085.0	11	38.16	4.71	618.	636.	655.	0.05	660.1042.1414.	3805.	8288.	9638.-0.7397	0.32944	34041.	1159.	0.3	0.96	186.0
46	1112.0	11	39.01	4.72	619.	637.	655.	0.05	661.1046.1421.	3883.	8824.	10036.-0.7236	0.32950	33726.	1163.	0.4	0.99	190.7
47	1140.0	11	39.89	4.69	618.	637.	655.	0.05	660.1045.1419.	3896.	8918.	9991.-0.7098	0.32954	33360.	1166.	0.5	1.02	195.5
48	1168.0	11	40.78	4.69	619.	637.	655.	0.05	661.1048.1423.	3942.	9239.	10249.-0.6940	0.32960	32986.	1170.	0.6	1.04	200.4
49	1196.0	11	41.66	4.69	619.	637.	655.	0.05	661.1050.1428.	3975.	9470.	10437.-0.6782	0.32965	32601.	1174.	0.6	1.07	205.3
50	1223.0	11	42.51	4.69	619.	637.	656.	0.05	661.1053.1432.	4003.	9663.	10605.-0.6629	0.32970	32221.	1178.	0.7	1.09	210.1
51	1243.0	11	43.14	4.69	620.	638.	656.	0.05	662.1055.1435.	4036.	9896.	10837.-0.6517	0.32974	31920.	1182.	0.8	1.11	213.6
52	1249.0	10	45.52	2.90	593.	604.	615.	0.05	619. 857.1084.	1156.	-9693.	-9667.-0.7171	0.32952	30479.	1156.	0.8	1.03	198.2
53	1256.0	10	45.67	3.13	596.	608.	620.	0.05	624. 883.1129.	1488.	-7436.	-9005.-0.6990	0.32958	30564.	1161.	0.8	1.03	198.9
54	1270.0	10	45.94	2.97	594.	605.	617.	0.05	621. 866.1099.	1394.	-8074.	-9767.-0.7039	0.32956	30355.	1160.	0.8	1.04	200.2
55	1296.0	10	46.47	3.03	595.	606.	618.	0.05	622. 874.1113.	1813.	-5228.	-6581.-0.6902	0.32961	30214.	1164.	0.9	1.05	202.7
56	1322.0	10	47.01	3.08	595.	607.	619.	0.05	623. 880.1123.	2180.	-2729.	-3809.-0.6777	0.32965	30054.	1167.	0.9	1.07	205.2
57	1350.0	10	47.61	3.17	597.	609.	621.	0.05	625. 892.1144.	2662.	558.	-164.-0.6607	0.32971	29905.	1171.	1.0	1.08	208.1
58	1376.0	10	48.17	3.25	598.	610.	623.	0.05	627. 902.1162.	3099.	3538.	3157.-0.6449	0.32976	29756.	1175.	1.0	1.10	210.8
59	1403.0	10	48.77	3.31	599.	612.	624.	0.05	629. 909.1175.	3467.	6049.	5965.-0.6306	0.32981	29571.	1178.	1.1	1.11	213.7
60	1430.0	10	49.39	3.38	600.	613.	626.	0.05	631. 919.1191.	3828.	8511.	8743.-0.6148	0.32986	29389.	1182.	1.1	1.13	216.7
61	1456.0	10	49.99	3.44	601.	614.	627.	0.05	632. 927.1206.	4110.	10439.	10935.-0.5999	0.32991	29195.	1186.	1.2	1.15	219.6
62	1483.0	10	50.62	3.51	602.	615.	629.	0.05	634. 936.1221.	4338.	12004.	12730.-0.5845	0.32996	28979.	1190.	1.2	1.16	222.7
63	1510.0	10	51.27	3.57	603.	617.	630.	0.05	635. 944.1236.	4509.	13180.	14093.-0.5689	0.33001	28748.	1194.	1.3	1.18	225.9
64	1537.0	10	51.93	3.64	604.	618.	632.	0.05	637. 954.1253.	4642.	14095.	15166.-0.5525	0.33007	28509.	1198.	1.4	1.20	229.2
65	1563.0	10	52.58	3.71	605.	619.	634.	0.05	639. 963.1268.	4719.	14631.	15806.-0.5371	0.33012	28255.	1203.	1.4	1.21	232.5
66	1590.0	10	53.26	3.78	606.	621.	635.	0.05	641. 973.1285.	4773.	15008.	16268.-0.5204	0.33017	27978.	1208.	1.5	1.23	236.0
67	1617.0	10	53.96	3.85	607.	622.	637.	0.05	642. 983.1303.	4799.	15194.	16510.-0.5034	0.33023	27681.	1213.	1.6	1.25	239.6
68	1644.0	10	54.66	3.89	608.	623.	638.	0.05	643. 988.1312.	4765.	14968.	16273.-0.4891	0.33028	27343.	1217.	1.6	1.27	243.2

69	1670.0	10	55.37	4.02	610.	625.	641.	0.05	647.1006.1343.	4847.	15543.	16957.-0.4679	0.33035	27079.	1224.	1.7	1.29	246.9
70	1697.0	10	56.11	4.10	611.	627.	643.	0.05	649.1017.1361.	4808.	15286.	16686.-0.4501	0.33041	26748.	1230.	1.8	1.31	250.8

[illegible]

```

end of life strain range (percent) =      0.0039
fission gas cumulative fraction release = 0.017756
ZrO2 weight gain , (gm/m**2) =      45.91

```

REGULATORY OUTPUT SUMMARY

[illegible]

Arquivo de Saída de Entrada FRAPCON-3.5 – 7% de gadolínio

```

*****
x          **** FRAPCON-3.5 May 2014          ****          x
x          Released April    2014              x
x          ANO-2 Assembly D040 rod TSQ002      x
x          run date:  17-Jul- 5                page    1    x
*****

```

***** Peak power axial node output *****

xxx	xxxxxx	xxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	xxxxxx	
time	peak	burnup	power	clad temp	(F)	RadGap	fuel temp	(F)	cont.	clad stress	strain	fuel	gap con	press	ave.	ZrO2	H2			
days	node	MWd/kgU	kW/ft	od.	avg	id.	mils	od.	avg	cent	psia	hoop	axial	pct	od in	B/hft2F	psia	fgr%	mils	ppm
1	9.8	3	0.24	3.71	577.	592.	607.	2.69	824.	985.1099.	0.	-11619.	-6607.	0.0560	0.32692	673.	839.	0.0	0.02	13.3
2	68.7	3	2.18	4.91	585.	605.	625.	2.12	846.	1212.1574.	0.	-11492.	-6548.	-0.0267	0.32802	872.	866.	0.0	0.04	16.8
3	91.5	3	2.93	4.87	585.	605.	624.	1.83	817.	1194.1599.	0.	-11341.	-6478.	-0.0504	0.32818	991.	883.	0.0	0.04	17.5
4	139.6	3	4.50	4.86	585.	605.	624.	1.66	800.	1184.1610.	0.	-11293.	-6455.	-0.0975	0.32842	1087.	890.	0.0	0.05	18.6
5	187.7	3	6.08	4.88	585.	605.	624.	1.46	781.	1175.1620.	0.	-11223.	-6423.	-0.1418	0.32863	1224.	901.	0.0	0.05	19.6
6	209.8	3	6.80	4.85	585.	605.	624.	1.37	770.	1163.1606.	0.	-11177.	-6401.	-0.1615	0.32865	1305.	908.	0.0	0.05	19.9
7	236.6	3	7.67	4.88	585.	605.	625.	1.31	767.	1158.1573.	0.	-11149.	-6388.	-0.1851	0.32867	1353.	912.	0.0	0.06	20.3
8	263.0	3	8.55	4.92	586.	605.	625.	1.25	761.	1158.1578.	0.	-11107.	-6369.	-0.2083	0.32872	1426.	918.	0.1	0.06	20.7
9	292.3	3	9.19	3.26	575.	588.	601.	1.39	704.	956.1214.	0.	-11419.	-6514.	-0.2336	0.32830	1243.	872.	0.1	0.06	21.0
10	307.2	3	9.94	7.53	603.	632.	662.	0.72	781.	1432.2147.	0.	-10382.	-6032.	-0.2097	0.32966	2496.	1027.	0.1	0.06	21.3
11	321.0	3	10.64	7.53	603.	632.	662.	0.70	779.	1433.2150.	0.	-10371.	-6027.	-0.2217	0.32970	2552.	1029.	0.1	0.06	21.6
12	334.7	3	11.33	7.49	602.	632.	662.	0.67	772.	1424.2137.	0.	-10354.	-6019.	-0.2355	0.32972	2672.	1032.	0.1	0.07	21.8
13	362.2	3	12.69	7.41	602.	631.	661.	0.62	762.	1413.2119.	0.	-10329.	-6007.	-0.2655	0.32976	2876.	1036.	0.1	0.07	22.3
14	389.7	3	14.05	7.37	602.	631.	660.	0.54	748.	1399.2103.	0.	-10275.	-5982.	-0.2966	0.32981	3288.	1044.	0.1	0.07	22.7
15	417.0	3	15.39	7.32	601.	631.	660.	0.46	734.	1386.2086.	0.	-10222.	-5958.	-0.3280	0.32986	3856.	1053.	0.1	0.07	23.1
16	444.4	3	16.74	7.29	601.	630.	659.	0.37	720.	1373.2071.	0.	-10165.	-5931.	-0.3597	0.32990	4693.	1062.	0.1	0.07	23.5
17	471.7	3	18.07	7.26	601.	630.	659.	0.29	706.	1360.2057.	0.	-10104.	-5903.	-0.3912	0.32995	6015.	1073.	0.1	0.08	23.8
18	499.0	3	19.39	7.24	601.	630.	659.	0.20	692.	1348.2044.	0.	-10039.	-5873.	-0.4227	0.33000	8453.	1083.	0.1	0.08	24.2
19	526.2	3	20.71	7.20	601.	629.	658.	0.12	678.	1335.2029.	0.	-9974.	-5843.	-0.4538	0.33004	14110.	1094.	0.1	0.08	24.5
20	548.7	3	21.79	7.17	601.	629.	658.	0.05	667.	1325.2016.	0.	-9914.	-5816.	-0.4792	0.33040	30750.	1104.	0.1	0.10	27.3
21	553.3	3	21.99	6.43	596.	622.	648.	0.08	660.	1243.1850.	0.	-10059.	-5883.	-0.4875	0.32989	20159.	1083.	0.1	0.10	27.8
22	561.3	3	22.33	6.43	596.	622.	648.	0.06	658.	1242.1850.	0.	-10043.	-5876.	-0.4954	0.32990	25044.	1086.	0.1	0.10	28.6
23	570.7	3	22.73	6.23	595.	620.	645.	0.06	655.	1220.1805.	0.	-10074.	-5890.	-0.5055	0.32987	25364.	1081.	0.1	0.11	29.6
24	586.2	3	23.38	6.25	595.	620.	645.	0.05	653.	1224.1813.	0.	-10040.	-5874.	-0.5203	0.33022	30372.	1087.	0.2	0.12	31.3
25	605.9	3	24.22	6.34	596.	621.	647.	0.05	655.	1238.1840.	0.	-9977.	-5845.	-0.5391	0.33018	30730.	1096.	0.2	0.13	33.5
26	621.4	3	24.88	6.35	596.	622.	647.	0.05	655.	1242.1847.	0.	-9932.	-5824.	-0.5540	0.33011	30777.	1104.	0.2	0.14	35.2
27	639.0	3	25.62	6.28	596.	621.	646.	0.05	654.	1238.1838.	0.	-9909.	-5814.	-0.5713	0.33006	30759.	1108.	0.2	0.15	37.1
28	668.9	3	26.87	6.26	596.	621.	646.	0.05	654.	1241.1842.	0.	-9858.	-5790.	-0.6000	0.33001	30741.	1116.	0.2	0.17	40.4
29	696.3	3	28.02	6.24	596.	621.	646.	0.05	654.	1243.1845.	0.	-9794.	-5760.	-0.6259	0.32991	30731.	1126.	0.2	0.18	43.4
30	726.5	3	29.28	6.22	597.	621.	646.	0.05	654.	1246.1849.	0.	-9729.	-5730.	-0.6543	0.32982	30714.	1137.	0.2	0.20	46.7
31	756.4	3	30.52	6.19	597.	621.	646.	0.05	654.	1247.1849.	0.	-9662.	-5700.	-0.6820	0.32973	30694.	1148.	0.2	0.22	50.0

32	786.2	3	31.75	6.14	597.	621.	645.	0.05	653.1247.1847.	0.	-9601.	-5671.-0.7093	0.32964	30667.	1157.	0.2	0.24	53.2
33	813.9	3	32.89	6.14	597.	621.	646.	0.05	654.1252.1854.	0.	-9546.	-5646.-0.7155	0.32955	30649.	1167.	0.2	0.26	56.3
34	843.2	3	34.09	6.08	597.	621.	645.	0.05	653.1248.1846.	0.	-9535.	-5641.-0.7361	0.32953	30596.	1169.	0.2	0.27	59.5
35	886.4	3	35.59	5.19	591.	611.	632.	0.05	639.1145.1647.	0.	-9675.	-5706.-0.7682	0.32944	30280.	1149.	0.2	0.30	63.6
36	905.4	3	36.29	5.46	593.	615.	636.	0.05	643.1180.1712.	1708.	-5907.	-2174.-0.7525	0.32941	33693.	1159.	0.2	0.31	65.5
37	919.8	3	36.88	6.08	597.	621.	645.	0.05	652.1258.1862.	3224.	4327.	8340.-0.6963	0.32959	34149.	1170.	0.2	0.32	67.1
38	926.6	11	33.18	4.66	616.	634.	652.	0.05	657.1104.1547.	1187.	-9429.	-7529.-0.8749	0.32899	33921.	1145.	0.2	0.82	159.5
39	933.5	11	33.39	4.70	616.	635.	653.	0.05	658.1110.1558.	1434.	-7762.	-5850.-0.8682	0.32902	33967.	1147.	0.2	0.83	160.6
40	947.2	11	33.83	4.69	616.	635.	653.	0.05	658.1110.1557.	1682.	-6087.	-4268.-0.8621	0.32904	33979.	1148.	0.2	0.84	162.9
41	974.9	11	34.69	4.66	616.	634.	652.	0.05	658.1109.1554.	2059.	-3540.	-1747.-0.8510	0.32907	33986.	1148.	0.3	0.86	167.4
42	1002.0	11	35.54	4.67	617.	635.	653.	0.05	658.1113.1561.	2473.	-745.	1194.-0.8370	0.32912	34020.	1149.	0.3	0.89	171.9
43	1030.0	11	36.42	4.68	617.	635.	653.	0.05	659.1117.1568.	2867.	1927.	3884.-0.8226	0.32917	34038.	1151.	0.3	0.91	176.6
44	1057.0	11	37.27	4.69	618.	636.	654.	0.05	659.1121.1574.	3182.	4064.	5909.-0.8088	0.32921	34004.	1152.	0.3	0.94	181.2
45	1085.0	11	38.16	4.71	618.	636.	655.	0.05	660.1126.1583.	3437.	5793.	7455.-0.7938	0.32926	33847.	1155.	0.3	0.96	186.0
46	1112.0	11	39.01	4.72	619.	637.	655.	0.05	661.1130.1590.	3593.	6853.	8320.-0.7803	0.32931	33550.	1158.	0.4	0.99	190.7
47	1140.0	11	39.89	4.69	618.	637.	655.	0.05	660.1129.1586.	3644.	7204.	8462.-0.7697	0.32934	33196.	1161.	0.5	1.02	195.5
48	1168.0	11	40.78	4.69	619.	637.	655.	0.05	661.1131.1590.	3722.	7744.	8880.-0.7567	0.32939	32831.	1165.	0.6	1.04	200.4
49	1196.0	11	41.66	4.69	619.	637.	655.	0.05	661.1134.1594.	3775.	8110.	9151.-0.7437	0.32943	32452.	1169.	0.6	1.07	205.3
50	1223.0	11	42.51	4.69	619.	637.	656.	0.05	661.1136.1598.	3813.	8373.	9348.-0.7313	0.32947	32077.	1173.	0.7	1.09	210.1
51	1243.0	11	43.14	4.69	620.	638.	656.	0.05	662.1138.1600.	3846.	8608.	9556.-0.7221	0.32950	31785.	1176.	0.8	1.11	213.6
52	1249.0	10	45.52	2.90	593.	604.	615.	0.05	619. 908.1184.	0.	-9801.	-5767.-0.8045	0.32924	27696.	1140.	0.8	1.03	198.2
53	1256.0	10	45.67	3.13	596.	608.	620.	0.05	624. 938.1237.	1285.	-8817.	-4784.-0.7988	0.32925	30502.	1146.	0.8	1.03	198.9
54	1270.0	10	45.94	2.97	594.	605.	617.	0.05	621. 918.1202.	1174.	-9571.	-5657.-0.8063	0.32923	27569.	1144.	0.8	1.04	200.2
55	1296.0	10	46.47	3.03	595.	606.	618.	0.05	622. 927.1218.	1570.	-6879.	-2906.-0.7939	0.32926	30140.	1148.	0.9	1.05	202.7
56	1322.0	10	47.01	3.08	595.	607.	619.	0.05	623. 933.1229.	1911.	-4558.	-511.-0.7828	0.32930	29970.	1151.	0.9	1.07	205.2
57	1350.0	10	47.61	3.17	597.	609.	621.	0.05	625. 947.1253.	2375.	-1402.	2829.-0.7668	0.32935	29810.	1156.	1.0	1.08	208.1
58	1376.0	10	48.17	3.25	598.	610.	623.	0.05	627. 959.1274.	2791.	1439.	5760.-0.7521	0.32940	29651.	1160.	1.0	1.10	210.8
59	1403.0	10	48.77	3.31	599.	612.	624.	0.05	629. 967.1288.	3133.	3774.	8031.-0.7392	0.32945	29454.	1165.	1.1	1.11	213.7
60	1430.0	10	49.39	3.38	600.	613.	626.	0.05	631. 977.1307.	3485.	6174.	10301.-0.7247	0.32949	29262.	1169.	1.1	1.13	216.7
61	1456.0	10	49.99	3.44	601.	614.	627.	0.05	632. 987.1324.	3766.	8098.	12007.-0.7112	0.32954	29062.	1172.	1.2	1.15	219.6
62	1483.0	10	50.62	3.51	602.	615.	629.	0.05	634. 996.1340.	4004.	9722.	13348.-0.6972	0.32959	28842.	1176.	1.2	1.16	222.7
63	1510.0	10	51.27	3.57	603.	617.	630.	0.05	635.1006.1357.	4191.	11010.	14329.-0.6832	0.32963	28608.	1180.	1.3	1.18	225.9
64	1537.0	10	51.93	3.64	604.	618.	632.	0.05	637.1017.1377.	4349.	12091.	15113.-0.6682	0.32968	28370.	1185.	1.4	1.20	229.2
65	1563.0	10	52.58	3.71	605.	619.	634.	0.05	639.1027.1394.	4448.	12776.	15519.-0.6542	0.32973	28119.	1189.	1.4	1.21	232.5
66	1590.0	10	53.26	3.78	606.	621.	635.	0.05	641.1038.1414.	4527.	13325.	15809.-0.6389	0.32978	27843.	1194.	1.5	1.23	236.0
67	1617.0	10	53.96	3.85	607.	622.	637.	0.05	643.1049.1434.	4576.	13666.	15922.-0.6235	0.32983	27550.	1199.	1.6	1.25	239.6
68	1644.0	10	54.66	3.89	608.	623.	638.	0.05	643.1055.1444.	4549.	13488.	15508.-0.6112	0.32987	27216.	1203.	1.6	1.27	243.2
69	1670.0	10	55.37	4.02	610.	625.	641.	0.05	647.1075.1479.	4666.	14304.	16259.-0.5907	0.32994	26956.	1210.	1.7	1.29	246.9
70	1697.0	10	56.11	4.10	611.	627.	643.	0.05	649.1087.1499.	4639.	14124.	15913.-0.5745	0.33000	26628.	1215.	1.8	1.31	250.8

[illegible]

```

end of life strain range (percent) =      0.0030
fission gas cumulative fraction release = 0.017766
ZrO2 weight gain ,(gm/m**2) =      45.91

```

REGULATORY OUTPUT SUMMARY

[illegible]

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Diretoria de Pesquisa, Desenvolvimento e Ensino
Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária CEP: 05508-000
Fone/Fax(0XX11) 3133-8908
SÃO PAULO – São Paulo – Brasil
<http://www.ipen.br>

**O IPEN é uma Autarquia vinculada à Secretaria de Desenvolvimento,
associada à Universidade de São Paulo e gerida técnica e administrativamente
pela Comissão Nacional de Energia Nuclear, órgão do
Ministério da Ciência, Tecnologia e Inovação.**