

See discussions, stats, and author profiles for this publication at: <https://www.researchgate.net/publication/342026528>

TCC CCVG NOGUEIRA

Thesis · June 2020

DOI: 10.13140/RG.2.2.17537.48489

CITATIONS

0

READS

77

1 author:



Camila Nogueira

University of São Paulo

1 PUBLICATION 0 CITATIONS

SEE PROFILE

CAMILA CESAR VAZ GUIMARÃES NOGUEIRA

Seleção de Materiais para o Revestimento de
Elementos Combustíveis de Reatores Nucleares de
Potência

São Paulo

2020

CAMILA CESAR VAZ GUIMARÃES NOGUEIRA

Seleção de Materiais para o Revestimento de Elementos Combustíveis de Reatores Nucleares de Potência

Trabalho de Formatura
apresentado à Escola Politécnica
da Universidade de São Paulo
para obtenção de título de
Engenheira de Materiais

Orientador: Prof. Dr. Cesar
Roberto de Farias Azevedo

São Paulo

2020

Autorizo a reprodução e divulgação total ou parcial deste trabalho, por qualquer meio convencional ou eletrônico, para fins de estudo e pesquisa, desde que citada a fonte.

Catálogo-na-Publicação

Nogueira, Camila Cesar Vaz Guimarães

Seleção de Materiais para o Revestimento de Elementos Combustíveis de Reatores Nucleares de Potência / C. C. V. G. Nogueira -- São Paulo, 2020. 91 p.

Trabalho de Formatura - Escola Politécnica da Universidade de São Paulo. Departamento de Engenharia Metalúrgica e de Materiais.

1. Seleção de Materiais 2. Reatores Nucleares de Potência 3. Combustíveis Nucleares I. Universidade de São Paulo. Escola Politécnica. Departamento de Engenharia Metalúrgica e de Materiais II. t.

Dedicatória

Dedico este trabalho ao meu pai
Guilherme, por seu apoio e amor incondicionais.

Agradecimentos

Ao meu orientador Professor Dr. Cesar Roberto de Farias Azevedo, pelo apoio na criação desse trabalho e por sempre enfatizar os aspectos práticos e humanos da engenharia.

Aos meus professores da Escola Politécnica da USP e do IPEN, por compartilharem em suas aulas a paixão que sentem pelos temas que ensinam.

Aos meus amigos Rodrigo, Victor, João e Bianca, por tornarem a vida na Poli mais alegre, calorosa e bem-humorada.

Ao meu namorado Leonardo, meu companheiro da Poli e da vida, por me apoiar irrestritamente e por fazer da minha rotina a felicidade.

Ao meu irmão Henrique, por tornar a vida mais leve e engraçada e por ser meu confidente e companheiro.

À minha mãe Ana Paula (*in memoriam*), pelo exemplo de força, coragem, generosidade e paixão pela vida que me inspiram diariamente.

Ao meu pai Guilherme, por ser uma fonte de inspiração constante e por toda a dedicação e amor com sua família.

“Nothing in life is to be feared, it is only
to be understood. Now is the time to
understand more, so that we may fear less”

Marie Curie

Resumo

A energia nuclear é uma alternativa relevante para suprir as demandas energéticas atuais e futuras, pois durante seu funcionamento não libera gases de efeito estufa. Os materiais utilizados em reatores nucleares são fatores importantes no rendimento energético e na segurança operacional das plantas. Este trabalho propõe a seleção de materiais do revestimento de varetas combustíveis de reatores de água pressurizada (*Pressurized Water Reactor* – PWR) e do revestimento de partículas combustíveis nas esferas combustíveis dos reatores de leito de esferas (*Pebble Bed Reactor* – PBR) para aumentar o rendimento energético e a segurança de operação de ambos tipos de reatores. A seleção de materiais foi realizada através do uso do *software* educacional CES EduPack 2019, desenvolvido pela Granta Design. Como resultado deste trabalho, confirmou-se a adequação dos materiais utilizados atualmente no revestimento dos elementos combustíveis dos reatores do tipo PWR (liga de zircônio M5) e dos reatores do tipo PBR (carbeto de silício). Além disso, identificou-se o potencial de utilização do compósito SiC/SiC para reatores PWR e do carbeto de zircônio para reatores PBR.

Abstract

Nuclear energy is a relevant alternative to meet current and future energy demands, as it does not release greenhouse gases during its operation. The materials used in nuclear reactors are important factors for efficiency and operational safety of the plants. This work proposes the selection of materials for fuel rods cladding of Pressurized Water Reactors (PWR) and the coating of fuel particles of Pebble Bed Reactors (PBR) to increase the energy efficiency and of the operational safety of both reactor types. The selection of materials was carried out using the CES EduPack 2019 educational *software*, developed by Granta Design. As a result of this work, the suitability of the materials currently used in the cladding of fuel rods for the PWR (M5 zirconium alloy) and coating of fuel particles for the PBR (silicon carbide) was confirmed. In addition, the potential for using the SiC / SiC composite for PWR reactors and the zirconium carbide for PBRs was identified.

Figura 1 - Representação do funcionamento de um reator nuclear do tipo PWR (Ajustada - Nuclear-Energy, 2019).	6
Figura 2 - Representação de um elemento combustível típico de reatores PWR. À direita é possível ver os diferentes tipos de varetas (vareta combustível, tubo guia e tubo de instrumentação), as grades espaçadoras e a disposição das pastilhas combustíveis dentro das varetas combustíveis (Bertolo, 2016).	8
Figura 3 - Número de falhas em elementos combustíveis de reatores nucleares de água leve de 1990 a 2010. Detalhe dos principais mecanismos de falha observados (Adaptado – Fratoni e Terrani, 2017).	9
Figura 4 - Representação do mecanismo de falha “Fretagem entre as superfícies da grade e da vareta” (<i>Grid to Rod Fretting</i>), em que o fluxo do refrigerante causa vibrações na estrutura do elemento combustível, resultando em dano ao material e consequente falha (Adaptado - Hu, 2018).	10
Figura 5 - Micrografia de um caso real de PCI-SCC, em que é possível ver as trincas na pastilha e no revestimento (Adaptado - Whittle, 2016).	11
Figura 6 - Representação do funcionamento de um reator nuclear de leito de esferas (Adaptado – Energy Central, 2020).	17
Figura 7 - Foto do interior do núcleo do reator HTR-10 da China, em que são visíveis as esferas combustíveis (Ajustado – Kadak, 2005).	18
Figura 8 - Na parte Superior - Detalhe do elemento combustível, com partículas dispersas na matriz / Na parte Inferior – Representação em corte da partícula combustível (Adaptado – Nabielek e Mitchell, 2010).	20
Figura 9 - Gap da camada porosa de carbono devido à densificação no início da irradiação (Adaptado – Maki et al., 2002).	22
Figura 10 - Efeito de 3dpa de irradiação de nêutrons na curva tensão-deformação de aço austenítico recozido por solução do tipo 316LN (Adaptado – Zinkle e Was, 2013).	24

Figura 11 - Interface do <i>software</i> CES EduPack na base de dados dos elementos. Da tabela periódica à direita, é possível ver a folha de dados de qualquer elemento.....	29
Figura 12 - Interface do <i>software</i> CES EduPack na base de dados dos elementos. Em detalhe a função de plotar um gráfico, sendo necessário selecionar as propriedades que corresponderão aos eixos X e Y.....	30
Figura 13 - Interface do <i>software</i> CES EduPack na base de dados do nível 3 dos materiais. Em destaque o tipo, a família e propriedades de um material. À direita a folha de dados com detalhes do material.	31
Figura 14 - Interface do programa CES EduPack na base de dados dos elementos. Em destaque a função de limitar propriedades dos elementos.....	32
Figura 15 - Interface do programa CES EduPack na base de dados dos elementos. Definição de limites numéricos para propriedades.	33
Figura 16 - Interface do programa CES EduPack na base de dados do nível 3 dos materiais. Definição da equação que representará o eixo Y.	37
Figura 17 - Interface do programa CES EduPack na base de dados do nível 3 dos materiais. Inclusão de novos materiais na base de dados.	38
Figura 18 - Interface do programa CES EduPack na base de dados do nível 3 dos materiais. Escolha do comportamento a ser maximizado na análise.	42
Figura 19 - Gráfico obtido no programa CES EduPack que compara a seção de choque de absorção de nêutrons térmicos com a temperatura de fusão dos elementos químicos.....	43
Figura 20 - Gráfico obtido no programa CES EduPack que compara a temperatura de fusão com a seção de choque de absorção de nêutrons térmicos dos elementos químicos que passaram pela triagem realizada.	45
Figura 21 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação do reator com a eficiência para todos os materiais da base de dados. Destacadas as famílias dos materiais.....	46
Figura 22 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com sua eficiência. Os materiais que passaram pelas	

restrições realizadas estão coloridos e aqueles que não se qualificaram estão em cinza.	47
Figura 23 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com a eficiência, apenas dos materiais que passaram pela triagem.	48
Figura 24 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com a eficiência dos materiais que apresentaram melhores resultados.	49
Figura 25 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação do reator com a eficiência para todos os materiais da base de dados do nível 3 dos materiais. Destacadas as famílias dos materiais.	50
Figura 26 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com sua eficiência. Os materiais que passaram pelas restrições realizadas estão coloridos e aqueles que não se qualificaram estão em cinza.	51
Figura 27 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com a eficiência, apenas dos materiais que passaram pela triagem.	52
Figura 28 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com a eficiência dos materiais que apresentaram melhores resultados.	53

Tabela 1 - Descrição dos parâmetros levados em conta para a seleção de materiais.....	27
Tabela 2 - Descrição dos parâmetros considerados para a seleção de materiais do revestimento de partículas combustíveis em reatores de leito de esferas (PBR).....	39
Tabela 3 - Comparação da seção de choque de absorção de nêutrons térmicos, do limite de escoamento e da relação entre os dois para os elementos químicos.	44
Tabela 4 - Comparação do preço/quilo dos materiais em discussão	63

Sumário

1. Introdução	1
1.1. Objetivo	2
1.2. Justificativa	2
2. Revisão Bibliográfica.....	3
2.1. Histórico da indústria nuclear no mundo	3
2.2. O Reator Nuclear de Água Pressurizada (PWR - <i>Pressurized Water Reactor</i>).....	5
2.2.1. O elemento combustível do Reator de Água Pressurizada (PWR)	7
2.2.2. Principais Modos de Falha de Reatores de Água Pressurizada (PWR)	8
2.2.3. Materiais historicamente utilizados no revestimento de varetas combustíveis de reatores de água pressurizada (PWR)	12
2.2.3.1. Aços inoxidáveis austeníticos	12
2.2.3.2. Ligas de zircônio	13
2.3. O reator leito de esferas (PBR – <i>Pebble Bed Reactor</i>)	15
2.3.1. O combustível do reator PBR.....	18
2.3.2. Principais modos de falha de esferas combustíveis de reatores PBR	20
2.3.3. Materiais historicamente utilizados no revestimento de partículas TRISO	22
2.4. Demanda dos materiais em reatores nucleares	23
3. Metodologia.....	26
3.1. Metodologia, base de dados dos elementos	28
3.2. Metodologia para o reator de água pressurizada (PWR), base de dados do nível 3 dos materiais.....	34
3.3. Metodologia para o reator de leito de esferas (PBR), base de dados do nível 3 dos materiais.....	39
4. Resultados	43

4.1. Resultados, base de dados dos elementos	43
4.2. Resultados do reator de água pressurizada (PWR), base de dados do nível 3 dos materiais.....	45
4.3. Resultados do reator de leito de esferas (PBR), base de dados do nível 3 dos materiais	49
5. Discussão.....	54
5.1. Discussão elementos	54
5.2. Discussão sobre o reator de água pressurizada (PWR).....	55
5.3. Discussão sobre o reator de leito de esferas (PBR).....	62
6. Conclusões	68
7. Referências	69

1. Introdução

Em 2018, o consumo de energia global cresceu 2,3% e o de eletricidade cresceu 3,5% (Enerdata, 2018). Enquanto isso, de acordo com a Agência Internacional de Energia (IAEA, 2010), a emissão de CO₂ cresceu 2,4% no mesmo período. A tendência mundial aponta para um contínuo crescimento da demanda energética mundial. Porém, para atender esta demanda de forma sustentável, é necessário utilizar fontes de energia que tenham menor impacto ambiental.

As usinas de fissão nuclear são consideradas uma boa alternativa para a produção de energia elétrica em larga escala. Elas possuem elevado potencial de densidade de energia, isto é, são capazes de produzir grandes quantidades de energia em espaços físicos limitados, e não liberam gases de efeito estufa durante a operação. Entretanto, a gestão dos resíduos radioativos produzidos nos reatores ainda é uma questão desafiadora, que restringe o crescimento da utilização da energia nuclear. Existem também questões relevantes a respeito da segurança da geração nuclear de energia (Azevedo, 2011).

Atualmente, estão sendo desenvolvidos projetos mais modernos de reatores nucleares, com segurança intrínseca e maior eficiência. Para os reatores já em operação, há estudos sobre a extensão de suas vidas úteis e o aperfeiçoamento de seus mecanismos de segurança. (World Nuclear Association, 2019)

A ciência dos materiais tem um papel essencial no desenvolvimento de reatores nucleares avançados e na expansão dos *burnups* (medida da quantidade de energia retirada do combustível nuclear e do seu nível de esgotamento energético) e da vida útil dos reatores que já existem. Os materiais utilizados em reatores nucleares estão em constante aprimoramento. Por isso, é imprescindível a compreensão acerca dos mecanismos de degradação dos materiais nas condições extremas do reator, para que sua operação seja segura e eficiente.

1.1. Objetivo

Este trabalho tem como objetivo analisar a viabilidade da utilização de diferentes materiais no revestimento de elementos combustíveis de reatores nucleares, visando tanto a melhoria do desempenho de operação, quanto a redução de seus riscos operacionais. Como ferramenta foi utilizado o *software* educacional de seleção de materiais CES EduPack 2019.

1.2. Justificativa

Em agosto de 2019 iniciei o módulo vermelho de tecnologia nuclear da Escola Politécnica da USP em convênio com o Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN). Sempre tive curiosidade a respeito da área nuclear e as aulas que tive nesse ano despertaram meu interesse.

Dada a área do conhecimento do meu curso de graduação ser a engenharia de materiais, desde o início do curso de tecnologia nuclear me chamou atenção a forma como os materiais utilizados em um reator nuclear podem afetar seu desempenho. Tendo isso em mente, decidi associar o conhecimento sobre materiais que adquiri ao longo da graduação com o que aprendi no módulo vermelho sobre tecnologia nuclear para realizar este trabalho.

2. Revisão Bibliográfica

2.1. Histórico da indústria nuclear no mundo

Estudos a respeito de radiação atômica, mudanças atômicas e fissão nuclear foram iniciados em 1895. Nas décadas seguintes, esses estudos foram sendo aperfeiçoados, gerando grandes desenvolvimentos científicos na área química. Nesse período, foram desenvolvidos modelos atômicos, foram feitas descobertas como a existência dos nêutrons, a existência de isótopos dos diferentes tipos de radiação e da radioatividade. Em 1902, Rutherford demonstrou que a radioatividade era capaz de criar elementos químicos diferentes a partir da emissão de partículas nucleares. Já em 1934, foi descoberto o processo de fissão nuclear, no qual o bombardeio de nêutrons causa a divisão do núcleo dos átomos de alguns elementos (World Nuclear Association, 2019)

Durante a segunda guerra mundial, de 1939 a 1945, houve grande investimento na área nuclear, devido ao desejo de muitos países de desenvolver bombas atômicas. Depois das atrocidades feitas nesse período, em Hiroshima e Nagasaki, o foco principal da tecnologia nuclear voltou-se para a busca de um processo capaz de capturar, de maneira controlada, a energia da fissão nuclear para uso na propulsão naval e na produção de energia elétrica. Desde 1956, o foco principal da indústria nuclear tem sido a evolução tecnológica segura de usinas de energia nuclear. Apesar da mudança do foco das pesquisas de desenvolvimento e tecnologia, a história da indústria nuclear permaneceu manchada pelo uso dado a ela em 1945 (World Nuclear Association, 2019).

Apenas em 1963 os Estados Unidos, a União Soviética, o Reino Unido e outros 123 países assinaram um tratado para banir qualquer teste com bombas nucleares, exceto os realizados subterraneamente (JFK Library, 2019). Após terem sido desenvolvidos protótipos de reatores (nos anos 50), considerados como de Geração I, nos anos 60 houve o desenvolvimento dos reatores de Geração II, os primeiros reatores comerciais de potência. Alguns dos reatores criados nessa época ainda estão em funcionamento e continuam em constante evolução, tanto para aumentar a segurança e a eficiência de seus processos,

quanto para diminuir seus custos de operação (World Nuclear Association, 2019).

Em 1986, ocorreu o catastrófico acidente de Chernobyl, em que, por um erro humano, um dos reatores da planta veio a explodir, deixando o reator exposto e liberando material radioativo por uma extensa área. Depois desse acidente, em muitos países, a opinião pública tornou-se vigorosamente oposta à produção de energia nuclear (Hong, 2016).

Para a população, ficou a impressão de que os riscos oriundos da indústria nuclear eram altos demais. Nos anos 1970, já se registrava um declínio da produção e instalação de reatores de potência, principalmente devido ao surgimento de um forte movimento antinuclear, mas foi após o acidente de Chernobyl que se verificou o maior enfraquecimento e a estagnação da indústria de energia nuclear (Beale, 2016).

Nos anos 2000, a energia nuclear voltou a ser considerada como fonte viável de geração, devido à projeção do aumento da demanda por energia no mundo, principalmente em países em rápida expansão econômica, nos quais se fazia necessário um sistema integrado de distribuição de energia como forma de suprimir sua demanda crescente por energia (World Nuclear Association, 2019). Além disso, o propósito mundial de diminuir as emissões de carbono devido às mudanças climáticas se tornou urgente e isto acabou por trazer novamente as atenções mundiais para a energia nuclear, como alternativa viável para a produção energética.

Em 2011, ocorreu outro acidente nuclear, desta vez em Fukushima, Japão. Um terremoto seguido por um tsunami cortou o fornecimento de energia elétrica da planta (energia vital para a manutenção dos sistemas ativos de segurança) e gerou danos no sistema de refrigeração dos reatores da planta. Com isso, os núcleos dos reatores derreteram devido à falta de refrigeração e houve liberação de materiais radioativos. Apesar de nenhuma morte ter sido registrada por síndrome aguda de radiação, houve a evacuação de mais de 140.000 pessoas e o horror causado foi inevitável. Novamente, a população mundial voltava a ver a energia nuclear como ameaça. Todas as usinas nucleares do Japão, naquele

momento, responsáveis por 30% da eletricidade consumida no país, foram fechadas nos 14 meses seguintes (Martins, 2019).

Atualmente, estão em desenvolvimento diversos projetos de reatores de Geração IV. Esses reatores têm como prioridade a segurança da planta. Contam com sistemas de controle, de desligamento e de emergência superiores aos de outras gerações, além de utilizarem grande automatização de processos que outrora eram realizados por operários, pois, segundo a Agência de Energia Nuclear (Nuclear Energy Agency, 1988), a falha humana foi responsável pela maioria dos acidentes registrados até hoje.

Esses novos reatores da Geração IV são projetados para resistir a acidentes naturais, contando, inclusive, com plataformas de isolamento sísmico na base de suas estruturas. Muitos desses reatores são modulares, permitindo o ajuste da potência gerada na planta à demanda energética da rede, através da conexão em série de dois ou mais módulos. Além disso, os reatores modulares são muito menores, seus componentes podem ser transportados por vias terrestres e aquáticas, o que facilita sua instalação e manutenção em lugares afastados. A previsão é que esses reatores venham a ser amplamente comercializados e utilizados a partir de 2030 (World Nuclear Association, 2019).

2.2. O Reator Nuclear de Água Pressurizada (PWR - *Pressurized Water Reactor*)

Atualmente, há diversos tipos de reatores nucleares em operação. As maiores diferenças entre os tipos levam em consideração o tipo de refrigerante e de combustível utilizados, o tipo de nêutrons, os sistemas de troca de calor e a finalidade do reator. Segundo a Associação Nuclear Mundial (World Nuclear Association, 2019), em 2018, 66% dos reatores em operação no mundo eram do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*) – que utilizam água pressurizada como refrigerante. Os reatores de Angra 1 e Angra 2 são do tipo PWR (INB, 2019).

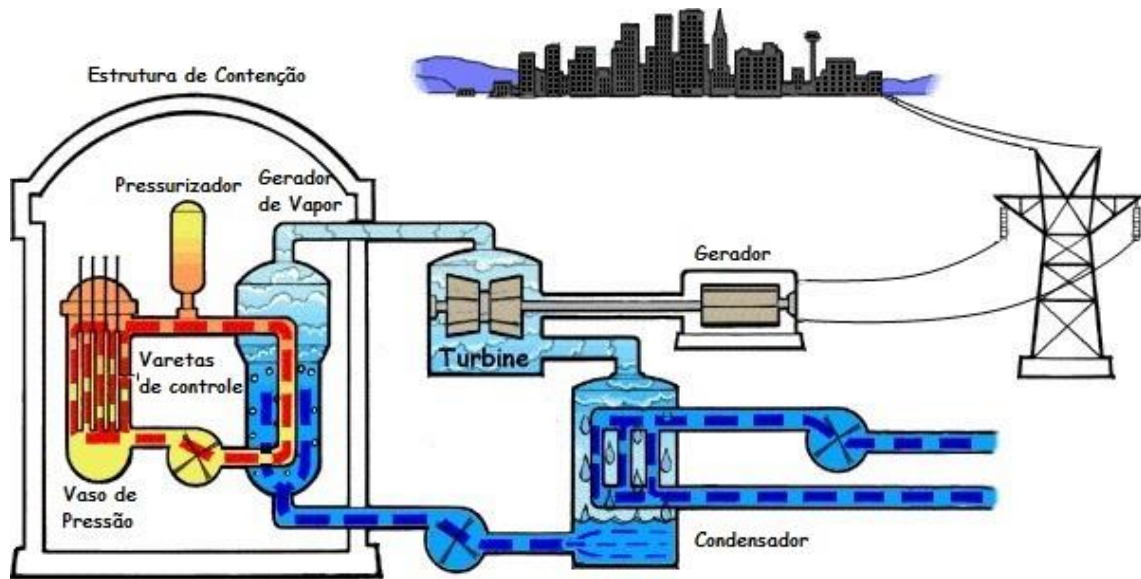


Figura 1 - Representação do funcionamento de um reator nuclear do tipo PWR (Ajustada - Nuclear-Energy, 2019).

A Figura 1 esquematiza o funcionamento de um reator nuclear de água pressurizada. De acordo com Nero (Nero, 1979), esse tipo de reator gera eletricidade da seguinte forma: As varetas de controle do reator controlam a reação em cadeia da fissão nuclear. A fissão gera calor e este eleva a 324°C a temperatura da água pressurizada que atravessa o núcleo. Após sair do núcleo, essa água passa pelo pressurizador, responsável por controlar a pressão do sistema primário, aumentando-a, quando necessário, através de aquecimento elétrico de água, ou reduzindo-a, através da condensação de vapor. Na sequência, essa água do circuito primário troca calor com a água do circuito secundário, fazendo com que a água do circuito secundário se transforme em vapor e que a temperatura da água do circuito primário caia para 288°C . Nessa condição, a água do circuito primário é bombeada para que retorne ao núcleo (Nero, 1979).

No circuito secundário, a energia térmica transmitida pela água do circuito primário faz com que a água do circuito secundário seja transformada em vapor dentro do sistema gerador. Esse vapor passa por separadores de líquidos e secadores e, em seguida, é utilizado para fazer girar uma turbina a vapor. Essa turbina encontra-se conectada a um gerador, que transforma a energia cinética em energia elétrica (Nero, 1979).

2.2.1. O elemento combustível do Reator de Água Pressurizada (PWR)

No coração dos reatores nucleares está o combustível. Por motivos de segurança, eficiência e consistência da energia a ser gerada, o combustível deve ser carregado no núcleo do reator em elementos de dimensões e formatos muito precisos. As funções básicas do elemento combustível são gerar fissões nucleares, transferir a energia gerada nessas fissões nucleares para o fluido refrigerante e reter os produtos de fissão. Além disso, pelo fato do combustível em si ser extremamente reativo e liberar muitas partículas durante o processo de fissão, ele não pode estar diretamente exposto ao refrigerante. Por essa razão, é necessário que seja protegido por um revestimento que não interfira na transferência de calor entre o combustível e o refrigerante, que não permita vazamentos, que sirva como barreira para os produtos de fissão radioativos e que seja resistente à corrosão (Sundaram, 1989).

O tipo de elemento combustível usado em reatores nucleares PWR é o de vareta. Chama-se de elemento combustível o conjunto de varetas combustíveis, tubos guia para as barras de controle, bocais (superior e inferior) e grades espaçadoras (para suporte estrutural). As varetas combustíveis são compostas por pastilhas de combustível cobertas por revestimento. O tipo mais comum de pastilha de combustível utilizada em reatores de potência é a de óxido de urânio (UO_2). Os tubos guia têm a missão de permitir a introdução de varetas de controle, que contém elementos absorvedores de nêutrons (como boro e háfnio), utilizados para controlar o processo reativo dentro do elemento combustível. As grades espaçadoras são utilizadas para fixar as varetas combustíveis e os tubos guia em suas posições específicas, impedindo que as varetas encostem umas nas outras, além de permitir a passagem do refrigerante. Os bocais, superior e inferior, têm a função de direcionar o fluxo do fluido de refrigeração do circuito primário por entre as varetas combustíveis, além de funcionarem como elementos estruturais para a fixação do elemento combustível à estrutura do reator (Perrota, 1999).

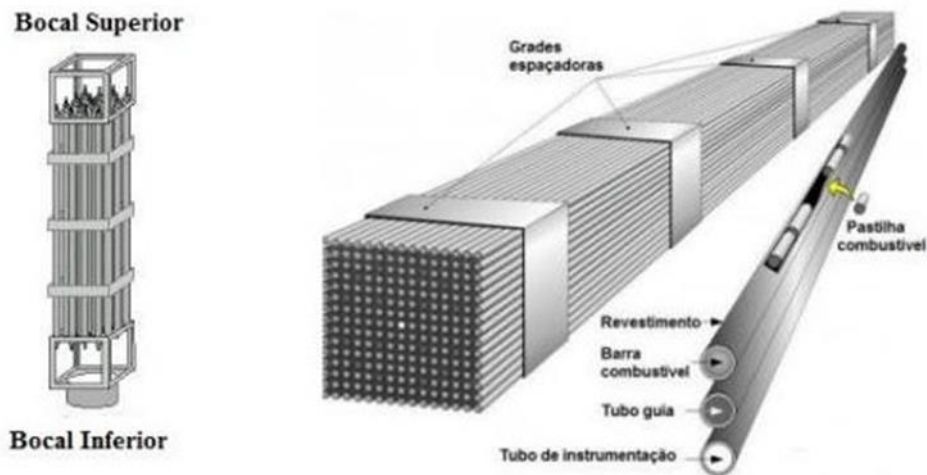


Figura 2 - Representação de um elemento combustível típico de reatores PWR. À direita é possível ver os diferentes tipos de varetas (vareta combustível, tubo guia e tubo de instrumentação), as grades espaçadoras e a disposição das pastilhas combustíveis dentro das varetas combustíveis (Bertolo, 2016).

2.2.2. Principais Modos de Falha de Reatores de Água Pressurizada (PWR)

A Agência Internacional de Energia Atômica fez estudo sobre os mecanismos de falhas de elementos combustíveis de reatores refrigerados a água leve (LWR). Nesse estudo, foi computado o número de falhas por ano, o tipo de falha e o tipo de reator (International Atomic Energy Agency, 2010). A Figura 3 apresenta os dados obtidos nesse estudo da Agência Internacional de Energia Atômica.

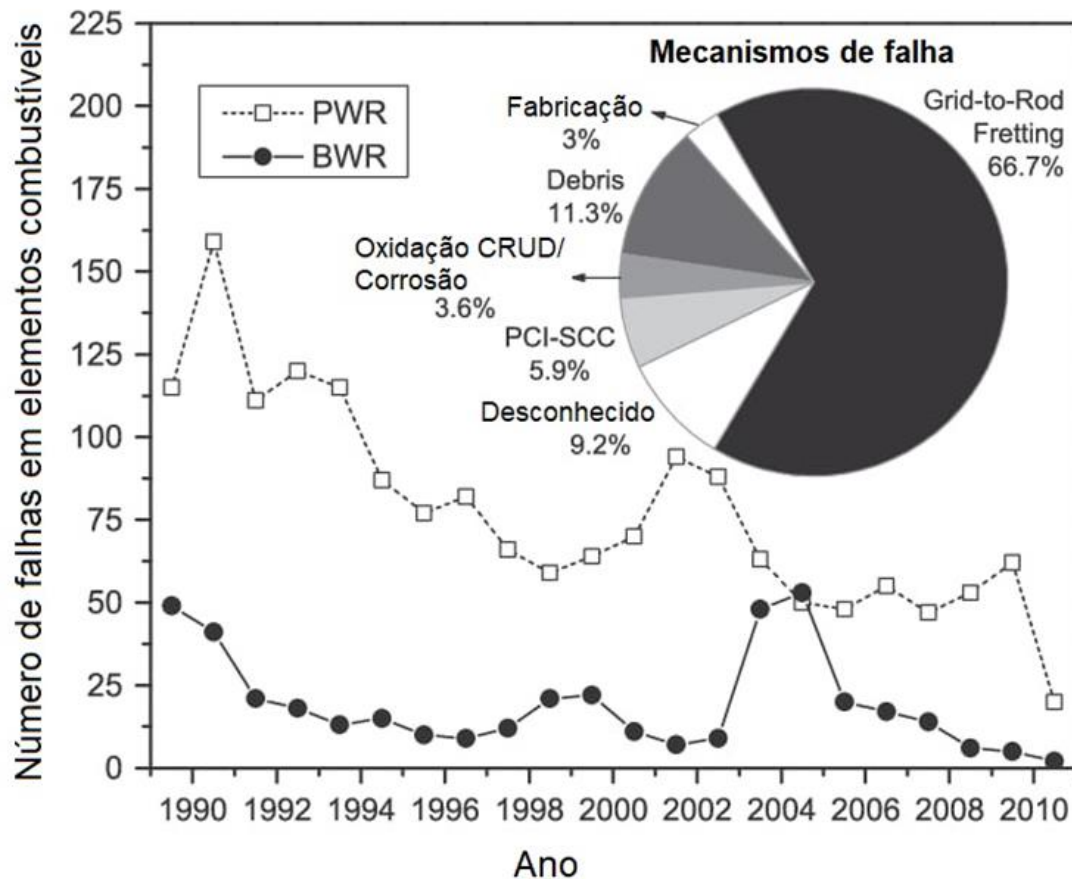


Figura 3 - Número de falhas em elementos combustíveis de reatores nucleares de água leve de 1990 a 2010. Detalhe dos principais mecanismos de falha observados (Adaptado – Fratoni e Terrani, 2017).

Na Figura 3, é possível observar que a principal falha de combustíveis do tipo vareta em reatores de água leve é conhecida como *grid-to-rod fretting* (fretagem entre as superfícies da grade espaçadora e da vareta) (Fratoni e Terrani, 2017). Este fenômeno está representado na Figura 4. De acordo com Hu (Hu, 2018), o fenômeno de vibração é causado pelo fluxo turbulento do fluido refrigerante quando este passa pelas grades espaçadoras. Essa turbulência pode causar danos de fretagem, processo de desgaste específico na área de contato entre dois materiais sob carga, possibilitando o surgimento de folga e movimento relativo, por vibração, entre as grades espaçadoras e as varretas combustíveis. A ocorrência desse desgaste pode acarretar falha da vareta combustível.

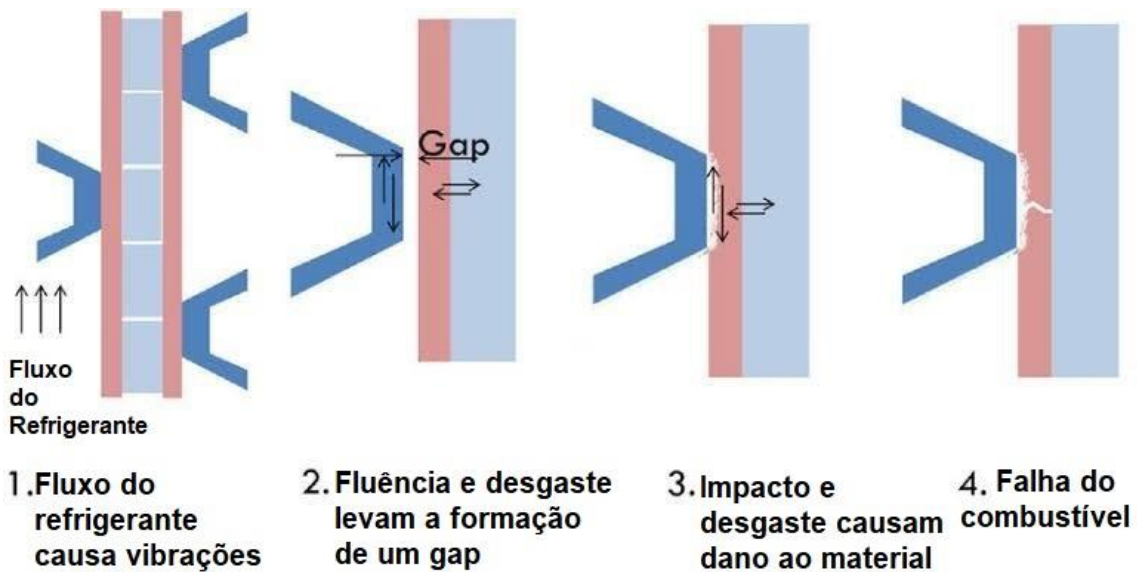


Figura 4 - Representação do mecanismo de falha “Fretagem entre as superfícies da grade e da vareta” (*Grid to Rod Fretting*), em que o fluxo do refrigerante causa vibrações na estrutura do elemento combustível, resultando em dano ao material e consequente falha (Adaptado - Hu, 2018).

Outra falha de varetas combustíveis que está entre as mais comuns, é relacionada à corrosão sob tensão na interação entre pastilha e revestimento, quando o reator passa por mudanças na sua potência (conhecida pela sigla PCI-SCC, *pellet cladding interaction – stress corrosion cracking*). Esse fenômeno se dá devido a mudanças dimensionais sofridas pelas pastilhas de UO_2 quando o reator é submetido a mudanças substanciais de potência, isto é, quando ele é submetido a rampas de potência. Devido à reação de fissão, alguns produtos gasosos são liberados e as pastilhas de UO_2 incham (Nuclear Energy Agency, 2005).

Um desses produtos de fissão é o iodo, que em contato com o zircônio do revestimento, cria iodetos, como o ZrI_4 , substâncias agressivas quimicamente, que aumentam muito a possibilidade de corrosão. Quando esses produtos se aliam sinergicamente às interações mecânicas entre as pastilhas e o revestimento de Zircaloy, a corrosão sob tensão ocorre, levando à falha prematura das varetas combustíveis (International Atomic Energy Agency, 2010).

Além disso, de acordo com Odette e Zinkle (Odette e Zinkle, 2019), devido à radiação a que o Zircaloy fica exposto durante o funcionamento do reator, acredita-se que ele fique mais suscetível a sofrer corrosão sob tensão e que, durante a rampa de potência do reator, as trincas se iniciam e começam a se propagar. Por essa razão, há normas a respeito das rampas de potência que podem ser utilizadas pelo operador do reator. A Figura 5 apresenta a micrografia de um caso real de corrosão sob tensão devido a interação entre as pastilhas e o revestimento.



Figura 5 - Micrografia de um caso real de PCI-SCC, em que é possível ver as trincas na pastilha e no revestimento (Adaptado - Whittle, 2016).

Atualmente, para evitar esse tipo de falha por inchamento das pastilhas, as mesmas passaram a ser fabricadas com pequena mudança em sua forma: as pastilhas são produzidas no formato de cilindros com concavidades em suas extremidades para que haja espaço para sua expansão durante o funcionamento dentro das varetas, sem comprometer a integridade da estrutura como um todo (Tikare, 2015). Além disso, segundo Allen et al. (Allen et al., 2010), na

extremidade superior das varetas combustíveis são instaladas molas que permitem a movimentação axial das pastilhas devido ao aumento de suas dimensões, causadas pelo inchamento.

2.2.3. Materiais historicamente utilizados no revestimento de varetas combustíveis de reatores de água pressurizada (PWR)

No início do desenvolvimento de reatores nucleares PWR, os metais eram os principais candidatos para revestir as varetas combustíveis. Nos últimos anos, há uma tendência de procura em outras áreas de materiais para essa aplicação.

2.2.3.1. Aços inoxidáveis austeníticos

Os aços inoxidáveis austeníticos são amplamente usados em diversas aplicações de engenharia e são um tipo de material extremamente importante para tecnologias convencionais e avançadas de reatores nucleares. De acordo com Abe et al. (Abe et al., 2014), as ligas utilizadas para o revestimento de varetas combustíveis nos primeiros reatores PWR foram os aços inoxidáveis austeníticos de tipo 304, 347 e 348. Segundo Gomes et al. (Gomes et al., 2016), desconsiderando algumas pequenas falhas isoladas, o desempenho dessas ligas foi considerado excelente. A partir dos anos 60, ligas de zircônio passaram a ser utilizadas em detrimento desses aços, pois a seção de choque de absorção para nêutrons térmicos desse novo material é muito menor - fato que aumenta o rendimento do reator. Porém, por questões de segurança trazidas à tona por eventos como o acidente de Fukushima, iniciou-se um processo de reavaliação do uso de ligas de zircônio para o revestimento de varetas combustíveis e de revisão de outros materiais, como os aços inoxidáveis austeníticos (Abe et al., 2014).

Esses aços têm bom comportamento em altas e em baixas temperaturas, com boa resistência e ductilidade, além de ótima resistência a fadiga. As propriedades mecânicas desses aços - principalmente a resistência à fluência e o limite de resistência - têm variações nas temperaturas de operação dos reatores. Em

geral, os aços inoxidáveis com 16-18% de cromo possuem boa resistência à corrosão e à oxidação em ambientes aquosos e ácidos em temperaturas de até 300°C. Porém, pelo fato do material estar sob constante tensão dentro do reator, pode ocorrer corrosão sob tensão intergranular, pela sensibilização de contorno de grão. Esse fenômeno causa perda de plasticidade e de resistência mecânica, sendo uma das causas mais comuns de degradação dos materiais presentes no núcleo dos reatores nucleares de tipo PWR atuais. Para prevenir a ocorrência desse fenômeno, algumas ligas, como a AISI 304L e AISI 316L, têm quantidade menor de carbono, cujo valor máximo é de 0,03%, ou têm ligas com adição de elementos como titânio, nióbio ou tântalo. Essas mudanças podem prevenir a precipitação de carbeto de metais nos contornos de grão e o empobrecimento de cromo, evitando falhas por corrosão sob tensão intergranular (Maziasz e Busby, 2012).

2.2.3.2. Ligas de zircônio

O zircônio possui uma das mais importantes propriedades para o uso no núcleo de reatores nucleares: a seção de choque de captura de nêutrons é muito baixa. Além disso, suas ligas apresentam boas propriedades mecânicas e térmicas. Entretanto, em contraste com outros materiais, o processo de corrosão é mais acentuado e a ductilidade é menor nas ligas mais puras de zircônio. De acordo com Motta et al. (Motta et al., 2015), descobriu-se que praticamente qualquer adição de outros elementos na liga de zircônio aumentava sua resistência à corrosão. A descoberta dessa melhor resistência à corrosão das ligas de zircônio, com pequenas adições de outros elementos, gerou grande movimento de pesquisa por elementos que melhorassem a resistência à corrosão e as propriedades mecânicas do material, mantendo, simultaneamente, baixa a seção de choque de absorção de nêutrons (Motta et al., 2015).

A adição do elemento estanho ao zircônio deu origem a uma grande classe de ligas denominadas Zircaloy, cuja finalidade era melhorar a resistência à corrosão do material. Essas ligas começaram a ser pesquisadas e desenvolvidas nos anos 50, em países do ocidente, para serem usadas como revestimento das

varetas combustíveis para reatores nucleares de água pressurizada - PWR (*Pressurized Water Reactor*) (Romero et al., 2014).

As principais ligas desse tipo são o Zircaloy-2 e o Zircaloy-4. A primeira é utilizada até hoje nos reatores de água fervente, tipo BWR (*Boiling Water Reactor*), por sua boa resistência à corrosão nodular. Ela contém ferro, cromo e níquel como elementos de liga. Já o Zircaloy-4 tem como elementos de liga o ferro, o estanho e o cromo que, embora não superem 2% em peso da liga, são responsáveis pela otimização das propriedades do material, principalmente a resistência à corrosão. Essa última liga é apropriada para reatores de água pressurizada, tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*), por ter bom comportamento de resistência à corrosão uniforme (Lobo e Andrade, 2010).

Enquanto o Zircaloy-4 foi o material mais utilizado em reatores de água pressurizada em países como Estados Unidos e Alemanha, na Rússia os reatores VVER (*Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor*), cujo design era similar ao dos PWR, usavam as ligas E110 – liga binária de zircônio com 1% de nióbio – e E635 – liga com 1,2% de estanho, 1% de nióbio e 0,35% de ferro - em suas varetas combustíveis. A liga E110, assim como a liga Zircaloy-4 é recomendada para o uso em reatores de água pressurizada. E a liga E635, assim como o Zircaloy-2, é recomendada para o uso em reatores de água fervente (Markelov et al., 2010).

Em 1987, surgiu uma nova liga, denominada ZIRLO (*Zirconium Low Oxidation*), desenvolvida para ter desempenho superior e *burnup* (medida da quantidade de energia retirada do combustível nuclear e do seu nível de esgotamento energético) maior que as ligas clássicas da indústria nuclear, com o objetivo de substituí-las (Motta et al., 2015). Os esforços para o desenvolvimento de novas ligas com desempenho superior levaram à criação do ZIRLO otimizado, liga que simultaneamente mantém as ótimas propriedades do ZIRLO e aumenta a resistência à corrosão da liga. Ela contém quantidade menor de estanho (0,67%), que, de acordo com Pan et al. (Pan et al., 2014), tem significativo efeito no aumento da resistência à corrosão da liga.

Depois da criação do ZIRLO, no começo dos anos 90 foi introduzido o M5, liga de zircônio de alto desempenho. O material é uma liga ternária recristalizada

com níveis controlados de ferro e enxofre. De acordo com Motta et al. (Motta et al., 2015), o fator que diferencia o M5 é a ausência de corrosão acelerada (*Enhanced Corrosion*) para *burnups* maiores que 30GWD/MTU. A partir dos anos 90 e 2000 o ZIRLO, ZIRLO Otimizado e o M5 se tornaram os candidatos mais fortes para substituir o Zircaloy-4 no ocidente (Motta et al., 2015).

Nas usinas nucleares brasileiras Angra I e II, são utilizados diferentes materiais no revestimento das varetas combustíveis. De acordo com a INB (INB, 2019), em Angra I, cujo fornecedor do sistema do reator é a Westinghouse, o elemento combustível, denominado 16NGF, utiliza a liga ZIRLO no revestimento das varetas. E em Angra II, o material utilizado no elemento combustível HTP é o Zircaloy-4, sendo a Siemens o fornecedor da tecnologia do reator.

2.3. O reator leito de esferas (PBR – Pebble Bed Reactor)

O reator de leito de esferas (PBR - *Pebble Bed Reactor*) é um tipo de reator de temperaturas muito altas (VHTR – *Very High Temperature Reactor*), que usa o gás hélio como fluido refrigerante. Ele é um dos designs mais promissores de reatores de quarta geração e há projetos, tanto para configurações modulares, quanto para tradicionais de maior potência (Boer, 2008).

Ele se diferencia de outros reatores pela configuração do seu núcleo. Ao invés do combustível nuclear estar em forma de pastilhas dentro de varetas que compõem o elemento combustível, ele está contido em milhares de esferas, que contém grande quantidade de partículas com multicamadas, dispersas em uma matriz de grafite. Essas esferas têm aproximadamente o tamanho de bolas de golfe e alimentam o núcleo do reator. Um reator não modular pode ter cerca de 450 mil esferas em seu núcleo (Tipping, 2010).

O formato do combustível se mostrou uma grande vantagem, já que é possível carregar esferas no núcleo do reator e remover esferas já utilizadas durante seu funcionamento, isto é, sem que seja necessário desligar toda a unidade para a troca do combustível. No processo de alimentação, as esferas são colocadas na extremidade superior do núcleo e, devido à gravidade, vão atravessando a extensão do núcleo. Quando chegam à extremidade inferior do núcleo, as

esferas são removidas e passam por inspeção para analisar se devem ser recicladas dentro do reator ou descartadas (Tipping, 2010). Segundo Hawari et al. (Hawari et al., 2002), essa inspeção pode ser feita por meio de espectrometria passiva de raios gama, que examina a quantidade de gases de fissão e estima o *burnup* de cada unidade. O fluido refrigerante fica entre as esferas, sob pressão média de 30 atm. A eletricidade é gerada por meio de um gerador de vapor convencional (Hawari et al., 2002).

A Figura 6 esquematiza o funcionamento dentro da estrutura de contenção do reator. As novas esferas, contendo o combustível, são alimentadas pela parte superior do núcleo do reator, que tem formato de funil. Com a fissão nuclear do combustível dentro das partículas na matriz das esferas, a temperatura aumenta e aquece o gás hélio que flui por entre as esferas. O gás é aquecido a temperaturas extremamente elevadas e troca calor com o líquido do circuito secundário, que move uma turbina, e esta gera eletricidade (Kadak, 2005).

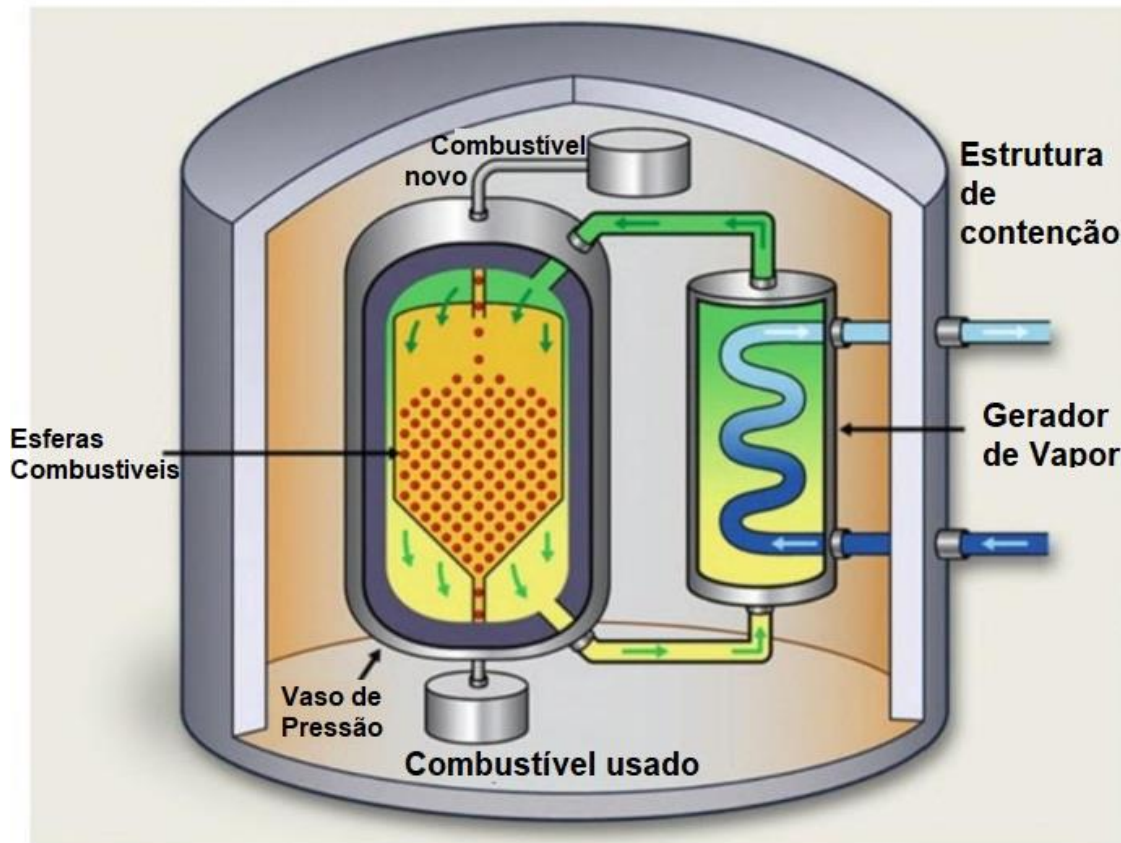


Figura 6 - Representação do funcionamento de um reator nuclear de leito de esferas (Adaptado – Energy Central, 2020).

O projeto original desse tipo de reator remonta dos anos 60 na Alemanha, cujo objetivo era operar a temperaturas mais altas e, consequentemente, aumentar a eficiência do reator. A primeira planta de pesquisa (AVR *Pebble Bed Reactor*) funcionou no centro de Pesquisa de Juelich por 22 anos, com potência de 15 MWe, foi palco de diversos estudos sobre esse revolucionário design e sobre diferentes tipos de combustível. Uma versão de 300MWe desse reator chegou a ser construída, mas devido a problemas mecânicos e a questões políticas no país, não foi colocado em funcionamento. O núcleo, sob condições normais, funcionava próximo a 900°C (Ziermann e Ivens, 1998). Nos anos 90, a África do Sul desenvolveu o projeto de um reator PBR modular (Dolan, 2017). Em 2010, o projeto foi deixado de lado por falta de verba.

Nos anos 2000, a China desenvolveu um projeto modular do reator PBR (HTR-10), que foi usado em muitas pesquisas e possibilitou o desenvolvimento de um novo protótipo: o HTR-PM. A Figura 7 mostra o interior do núcleo do reator HTR-

10, em que são visíveis as esferas combustíveis. De acordo com Zhang et al. (Zhang et al., 2017), esse novo reator, que ainda está em desenvolvimento, tem demonstrado resultados promissores quanto à segurança e à eficiência. Além desse, há também diversos projetos desse tipo de reator em desenvolvimento no Instituto de Tecnologia de Massachusetts (MIT) (Kemeny, 2002).

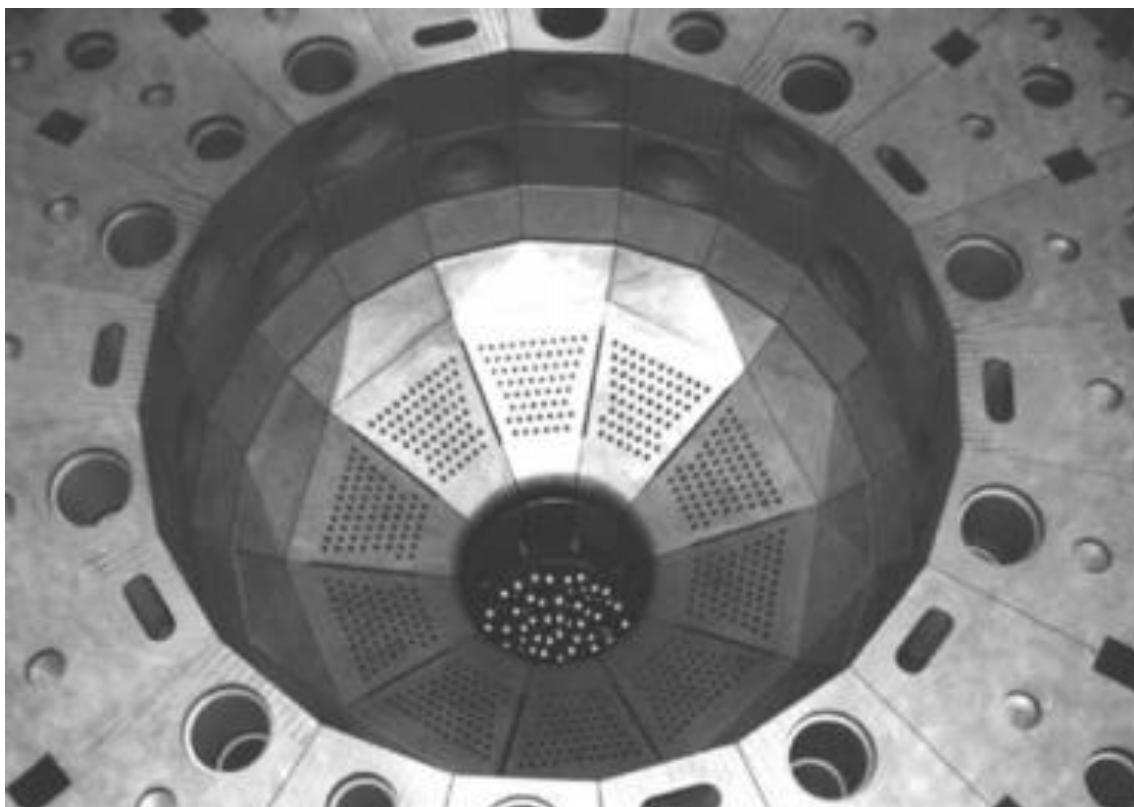


Figura 7 - Foto do interior do núcleo do reator HTR-10 da China, em que são visíveis as esferas combustíveis (Ajustado – Kadak, 2005).

2.3.1. O combustível do reator PBR

O elemento combustível do reator PBR tem como objetivo central ser mais seguro e eficiente que os outros tipos de combustíveis nucleares. O material físsil utilizado pode variar. Na Alemanha, foram testados muitos tipos diferentes de combustíveis no AVR. Na África do Sul foi utilizado o tório e, no projeto atual da China, é utilizado o urânio. Tomando o projeto chinês como exemplo, o elemento combustível é feito de esferas que contém de 7 a 9 gramas de UO_2 com baixo enriquecimento (LEU – *Low Enrichment Uranium*). Como representado na Figura

8, as esferas têm raio de 6cm, possuem uma camada externa de grafite com espessura de 0,5 cm. A parte interna de cada esfera é formada por uma matriz de grafite que integra de 10 a 15 mil microesferas revestidas TRISO (partícula tri estrutural e isotrópica) de aproximadamente 0,9mm de diâmetro. Cada microesfera é feita de camadas de diferentes materiais, que formam uma fronteira de pressão e uma zona de retenção em volta do material físsil, o combustível em si. Essas camadas devem manter suas propriedades mesmo a temperaturas acima de 1500°C (Boer, 2008).

De acordo com Vezzoni et al. (Vezzoni et al., 2009), em uma partícula com revestimento TRISO, há quatro camadas em volta do combustível: a primeira camada em contato com o combustível é de carbono pirolítico poroso, seguida por uma camada interna de carbono pirolítico de alta densidade, por uma camada cerâmica de carbeto de silício (SiC) e, por fim, por uma camada externa de carbono pirolítico de alta densidade. É muito importante que esses materiais, além de conterem os produtos de fissão, sejam bons condutores de calor para não reduzir a eficiência do processo. A camada porosa de carbono pirolítico tem como função suportar um possível inchamento do núcleo e reter produtos de fissão gasosos. A camada seguinte, de carbono pirolítico de alta densidade, é impermeável para produtos de fissão gasosos e serve como substrato para a deposição de carbeto de silício (Vezzoni et al., 2009).

De acordo com a Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA, 2010), essas partículas com revestimento TRISO retêm produtos de fissão metálicos em condições operacionais, transientes e de acidente controlado, sendo, portanto, uma opção lógica para aplicações com menor emissão de produtos físséis, com *burnup* mais extenso e com temperaturas mais altas.

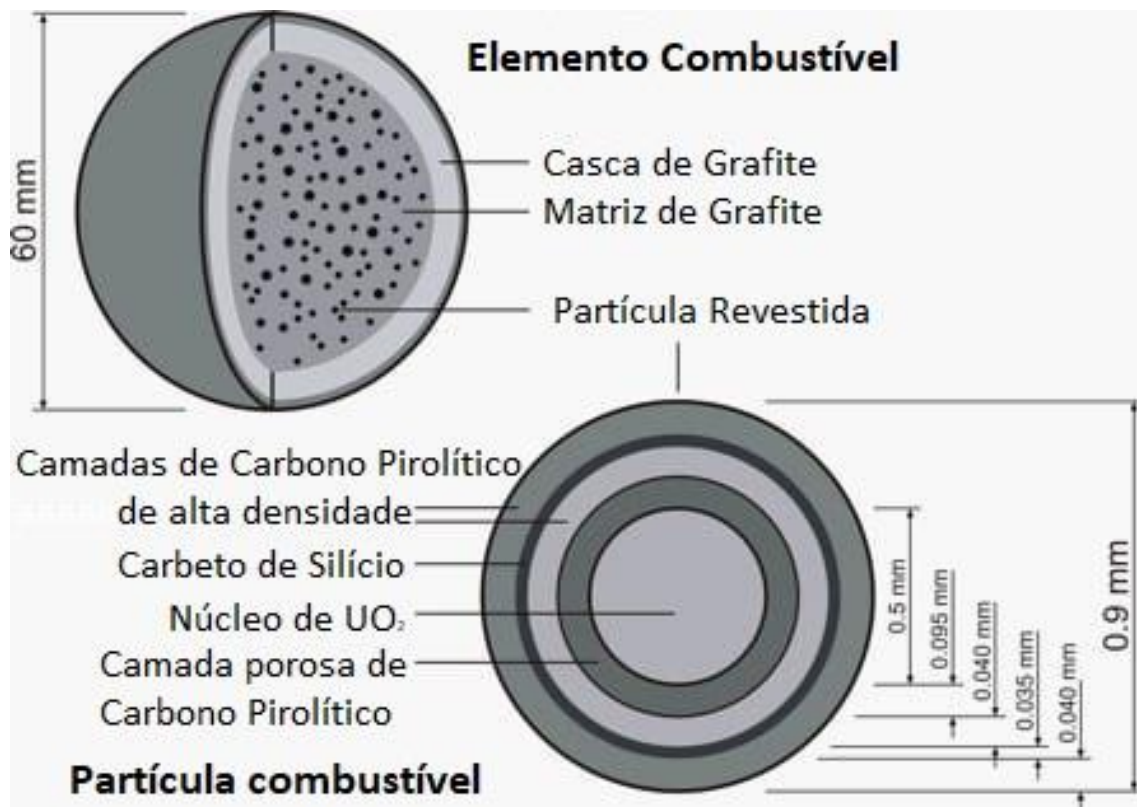


Figura 8 - Na parte Superior - Detalhe do elemento combustível, com partículas dispersas na matriz / Na parte Inferior – Representação em corte da partícula combustível (Adaptado – Nabielek e Mitchell, 2010).

2.3.2. Principais modos de falha de esferas combustíveis de reatores

PBR

Há dois principais modos de falha para os elementos combustíveis de reatores do tipo PBR. O primeiro é relacionado com o contato entre as partículas TRISO dispersas na matriz das esferas. O segundo tem relação com as pressões internas das partículas. Durante a manufatura do elemento combustível, as partículas TRISO devem estar a uma distância mínima uma da outra. Caso contrário, durante a fase de prensagem das partículas na matriz, pode haver contato entre partículas e consequente vazamento de produtos físséis durante a irradiação (Boer et al., 2006).

No início da irradiação, as camadas de carbono pirolítico encolhem, causam tensão compressiva na camada de carbeto de silício e tensão de tração nas camadas de carbono. A Figura 9 mostra um caso real em que, devido a esse

encolhimento das camadas de carbono pirolítico, formou-se uma lacuna. Conforme o reator funciona, as esferas continuam sofrendo irradiação e essas tensões se invertem. Devido a essa inversão de tensões, há acúmulo de pressão dentro das partículas TRISO. O cerne das partículas libera diversos produtos de fissão durante o funcionamento do reator e alguns desses produtos são transportados por difusão para a camada porosa de carbono pirolítico. Com isso, ocorre mudança dimensional e fluência da camada porosa, o que resulta na transmissão de tensão do interior para as camadas mais externas da partícula. A camada de carbeto de silício é a principal barreira das partículas TRISO, podendo aguentar altas tensões compressivas e altas temperaturas, mas podendo falhar por tensões trativas (Boer et al., 2006). De acordo com Boer et al. (Boer et al., 2006), a falha não ocorre diretamente, pela aplicação de tensões na camada de SiC, mas indiretamente, pela fratura nas camadas de carbono pirolítico.

De acordo com Maki et al. (Maki et al., 2002), no projeto das partículas TRISO, trincas na camada porosa de carbono são esperadas devido à sua densificação no início da irradiação, conforme a Figura 9. Porém, ainda segundo os autores, em um projeto experimental nos anos 90, foi observada propagação dessas trincas para a camada seguinte (camada de carbono pirolítico de alta densidade), provavelmente, devido também ao encolhimento por irradiação. Essas trincas geram grandes concentrações de tensão na camada de carbeto de silício, que podem ocasionar na falha das partículas combustíveis.

Gap na camada
porosa de carbono
pirolítico gerado na
densificação

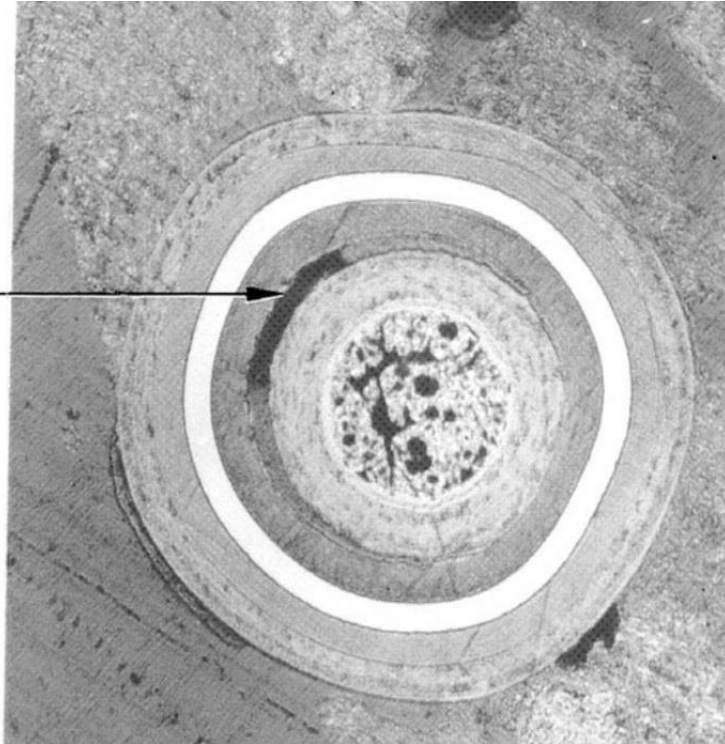


Figura 9 - Gap da camada porosa de carbono devido à densificação no início da irradiação (Adaptado – Maki et al., 2002).

2.3.3. Materiais historicamente utilizados no revestimento de partículas TRISO

Na partícula TRISO, a camada que é considerada a estrutura mais importante é a camada cerâmica de carbeto de silício. Ela é uma barreira contra a liberação de produtos de fissão e previne a contaminação, tanto do líquido refrigerante do reator, como de todo o ambiente externo. O carbeto de silício é um material amplamente utilizado em aplicações com condições de altas temperaturas, altas pressões e em ambientes corrosivos. Na aplicação nuclear, o material tem propriedades essenciais e necessárias no elemento combustível: tem grande resistência a danos por irradiação e baixa seção de choque de absorção de nêutrons térmicos. Além disso, possui outras características importantes, como boa condutividade térmica, baixa expansão térmica, boa resistência a choque térmico e inércia química (Hosemann et al., 2013).

2.4. Demanda dos materiais em reatores nucleares

Além de terem que satisfazer requisitos de projeto em relação às suas propriedades mecânicas, tais como dureza, índice de expansão térmica, condutividade térmica, compatibilidade com o refrigerante, com o moderador, com os produtos físséis e com os combustíveis, resistência à fluência e resistência mecânica, os materiais usados em reatores nucleares também estão expostos a danos por radiação devido à emissão de nêutrons, raios γ e partículas α e β durante a fissão nuclear (Azevedo, 2011).

As formas de degradação por radiação mais comuns são a fragilização, a fluência por irradiação, o endurecimento, a segregação do soluto, a desestabilização de fase, além de múltiplas formas de corrosão. A irradiação de nêutrons produz endurecimento que, geralmente, é acompanhado pela redução da constante elástica e da tenacidade à fratura (Azevedo, 2011).

O grafite, os metais puros e as ligas de zircônio e de berílio estão entre os materiais usados em sistemas de energia nuclear que sofrem crescimento de grão devido à irradiação. Pelo fato de muitos dos reatores de potência atuais usarem ligas de zircônio (Zircaloy) na manufatura de seus revestimentos, este fenômeno é relevante. A deformação gerada pela fluência de radiação (*Irradiation Creep*) é geralmente proporcional à tensão e à exposição à radiação (Sciencedirect Topics, 2020).

A Figura 10 demonstra o efeito da irradiação de nêutrons na curva tensão-deformação de um aço austenítico recozido de tipo 316LN. A irradiação foi de 3 dpa.

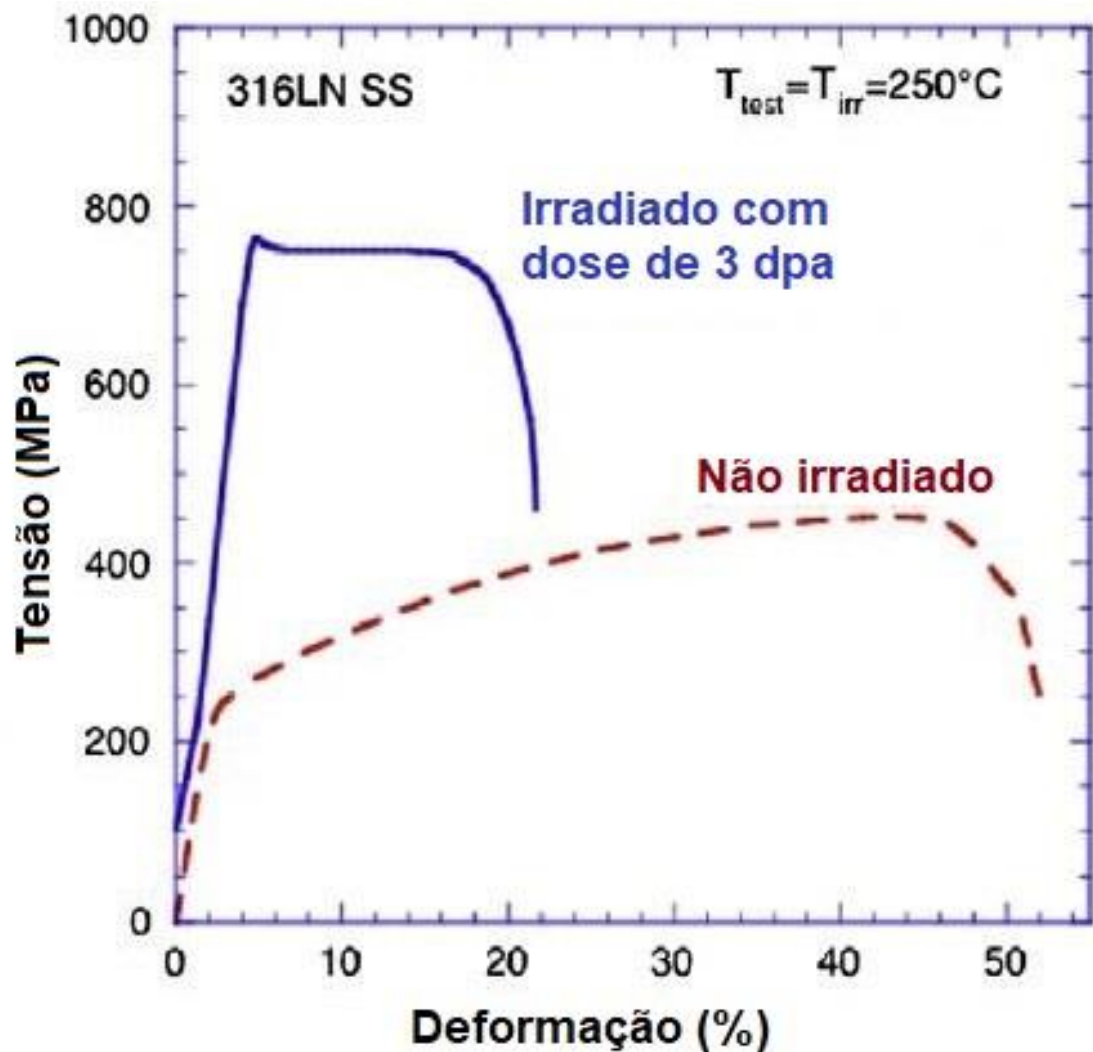


Figura 10 - Efeito de 3dpa de irradiação de nêutrons na curva tensão-deformação de aço austenítico recozido por solução do tipo 316LN (Adaptado – Zinkle e Was, 2013).

Em condições normais, a colisão elástica dos nêutrons com os átomos é a fonte primária de dano de materiais do núcleo dos reatores. Esses danos geram mudanças micro estruturais e defeitos induzidos por radiação (aparecimento de lacunas, loops de deslocamento, segregação por radiação, átomos auto intersticiais, discordâncias, etc.), que afetam propriedades mecânicas como dureza, tenacidade, ductilidade, resistência. Quando aliados a altas temperaturas e alta tensão, ocorre corrosão sob tensão por irradiação, fadiga de corrosão e aumento da degradação da tenacidade à fratura, aumento da fragilidade e alteração das propriedades mecânicas (Azevedo, 2011).

De acordo com Zinkle e Was (Zinkle e Was, 2013), a irradiação de raios gama induz a radiólise da água, criando radicais livres que aumentam muito o potencial de corrosão no núcleo do reator. As partes de um reator que mais são afetadas por essa radiólise da água são os canos do sistema primário, os rotores e as pás da turbina, o condensador, o pressurizador e o gerador de vapor. Assim, a maior causa de degradação de materiais tem sido a corrosão sob tensão intergranular, pela sensibilização de contorno de grão (Zinkle e Was, 2013).

Caso ocorram falhas nos combustíveis ou em seus revestimentos, há grande perigo para os trabalhadores da usina, pois esse tipo de falha provoca a liberação de gases contaminados e de material radioativo para o ambiente. As varetas combustíveis passaram por grandes avanços desde os anos 50, quando começaram a ser implementadas. Hoje, têm sido estudadas novas alternativas de materiais, com melhor absorção de nêutrons, para a confecção das varetas, mas ainda deve ser levada em consideração a alta probabilidade de ocorrer corrosão sob tensão. Assim, as novas alternativas para a composição das varetas podem acarretar modificação do refrigerante ou mesmo mudanças na operação dos reatores. Já foram feitos inúmeros aprimoramentos nos combustíveis para aumentar o desempenho e a segurança, mas ainda há grande interesse na indústria em aumentar a produtividade do combustível e, ao mesmo tempo, diminuir ainda mais sua probabilidade de falha (Azevedo, 2011).

Outro fenômeno relevante em reatores nucleares é a fragilização pelo hidrogênio. De acordo com Was (Was, 2007), essa fragilização se dá quando, durante o processo de corrosão, o hidrogênio gerado pela hidrólise da água entra na liga. Geralmente esse fenômeno resulta na fratura intergranular do material. Porém, ainda de acordo com o autor, há inúmeros mecanismos diferentes pelos quais o hidrogênio causa fragilização de ligas metálicas.

No desenvolvimento dos reatores atuais, como os de Geração III+ e Geração IV, o design está em contínuo processo de evolução, sendo grande o interesse pelo aumento da produtividade. Os reatores de Geração IV operam em temperaturas muito mais altas e utilizam tipos diferentes de refrigerantes, tais como água em estado supercrítico, metais líquidos e sais fundidos (World Nuclear Association, 2019).

3. Metodologia

A ferramenta principal usada na seleção de materiais foi o Granta CES (Cambridge Engineering Selector) EduPack 2019, *software* que realiza o cruzamento de informações relacionadas aos materiais em um banco de dados, com etapas progressivas de restrições. Ele permite encontrar materiais que coincidam com os requisitos do projeto, além de acessar informações relativas à durabilidade, à disponibilidade, aos processos de fabricação, às propriedades físicas e térmicas, às propriedades ecológicas e aos custos. É possível fazer o download do *software*, encontrar tutoriais e informações adicionais em: <https://grantadesign.com/education/ces-edupack/>.

O sistema do Granta CES EduPack 2019 baseia-se nos conceitos idealizados por Michael F. Ashby, de mapas de propriedades dos materiais e índices de mérito, que têm como intuito dar aplicação prática à teoria. A enorme quantidade de materiais disponíveis apresenta muitas oportunidades de inovação tecnológica, mas para que essas oportunidades sejam aproveitadas ao máximo, de acordo com Ferrante (Ferrante, 2002), o processo de seleção de materiais deve seguir a forma de um funil. O funil esclarece a necessidade de considerar, em um primeiro momento, a maior quantidade possível de materiais, de modo a não perder nenhuma oportunidade razoável. Ao incluir as diferentes condições de contorno do projeto, a quantidade de materiais vai diminuindo, até se chegar em alguns candidatos viáveis.

Segundo Ashby e Johnson (Ashby e Johnson, 2010), o procedimento básico de seleção de materiais envolve três etapas básicas: (1) traduzir os requisitos de projeto em uma especificação para o processo e materiais, (2) realizar triagem para eliminar os materiais que não satisfazem as especificações, (3) classificar os materiais e processos que passaram pelas etapas anteriores, identificando aqueles com maior potencial. Então, a partir dos resultados dessas etapas anteriores, realizar a discussão ao procurar por informações de apoio (livros, artigos científicos) sobre os materiais que mais atendem aos critérios, estudando mais profundamente os seus pontos fortes e pontos fracos, o histórico de uso e o potencial futuro. Assim, de acordo com Ashby (Ashby, 1999), para sair da infinidade de materiais disponíveis hoje e chegar a um único material apto para

o projeto, é necessária a concretização das etapas de tradução, triagem, classificação e documentação. Todo esse processo conduz à tomada de decisão mais embasada cientificamente.

Para a realização da tradução dos requisitos de projeto foi necessária a definição da função do material, de suas restrições, de seus objetivos e de suas variáveis livres, todas apresentadas na Tabela 1.

Tabela 1 - Descrição dos parâmetros levados em conta para a seleção de materiais.

Funções	Restrições	Objetivo	Variáveis Livres
- Proteger o combustível do fluido refrigerante - Transferir o calor do combustível para o refrigerante - Função estrutural	- Baixa absorção de nêutrons térmicos - Compatibilidade química com o combustível, com os produtos de fissão, com o moderador e com o fluido refrigerante - Boa condutividade térmica - Baixa expansão térmica - Alta resistência mecânica - Boa resistência a altas temperaturas - Baixa degradação por irradiação	- Segurança na operação do reator - Maximizar a eficiência do processo	- Material

A partir dessa tradução dos requisitos de projeto, foi possível identificar as propriedades a serem analisadas no *software* da Granta CES EduPack. O *software* é dividido em diferentes níveis de bases de dados materiais e um nível de base de dados de elementos. O nível dos elementos químicos e os níveis 1 e 2 são considerados introdutórios. Já o nível 3 é considerado mais avançado e

robusto que os anteriores, possuindo gama maior de materiais e disponibilidade de análise de mais de 100 propriedades diferentes de cada material. Esse procedimento auxilia a realização de sucessivas etapas de avaliação de propriedades de materiais, cada vez mais detalhadas, que embasam o processo final de seleção de materiais.

3.1. Metodologia, base de dados dos elementos

Para dar início à seleção de materiais no formato de funil acima descrito, foi necessário fazer a seleção de elementos químicos, pois o *software* só apresenta dados de uma das mais importantes restrições de projeto, a seção de choque de absorção de nêutrons térmicos, no nível dos elementos químicos. As folhas de dados dos elementos possuem famílias de propriedades – o elemento em si, a estrutura eletrônica, a estrutura química, dados geoeconômicos, propriedades ecológicas, dados sobre a criticalidade dos materiais, propriedades físicas, mecânicas, magnéticas, elétricas e térmicas, propriedades de difusão, energias de superfície e propriedades nucleares. A Figura 11 mostra a interface do programa, em que todos os elementos da tabela periódica estão disponíveis. Para encontrar mais detalhes sobre determinado elemento, basta clicar em *Datasheet* (folha de dados).

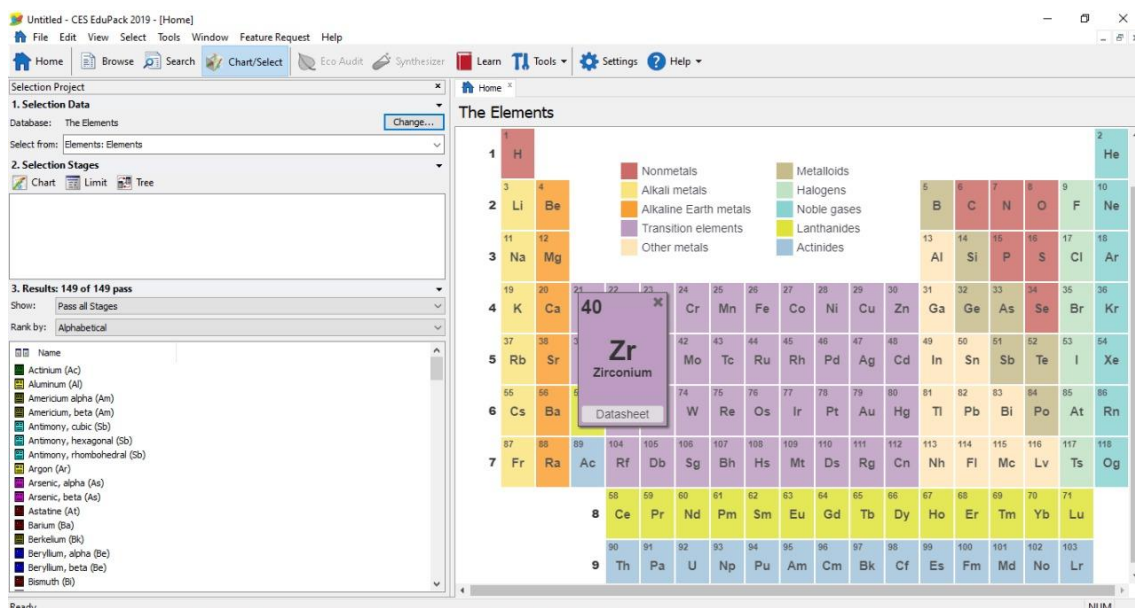


Figura 11 - Interface do *software* CES EduPack na base de dados dos elementos. Da tabela periódica à direita, é possível ver a folha de dados de qualquer elemento.

Com o objetivo de visualizar a resistência térmica dos elementos, dada como temperatura de fusão, em comparação com a capacidade de absorção de nêutrons térmicos, foi plotado um gráfico com as duas propriedades citadas acima. Para plotar um gráfico no *software*, conforme a Figura 12, basta selecionar a opção “Chart” e escolher quais serão as propriedades correspondentes aos eixos X e Y. De acordo com Tong (Tong, 2019 – tradução livre), “Há uma tendência de novos materiais para o revestimento de varetas combustíveis que, para compensarem a menor transparência aos nêutrons, apresentam maiores temperaturas de serviço no reator”. Considerando essa afirmação, foram identificados os elementos que se destacaram nessa análise.

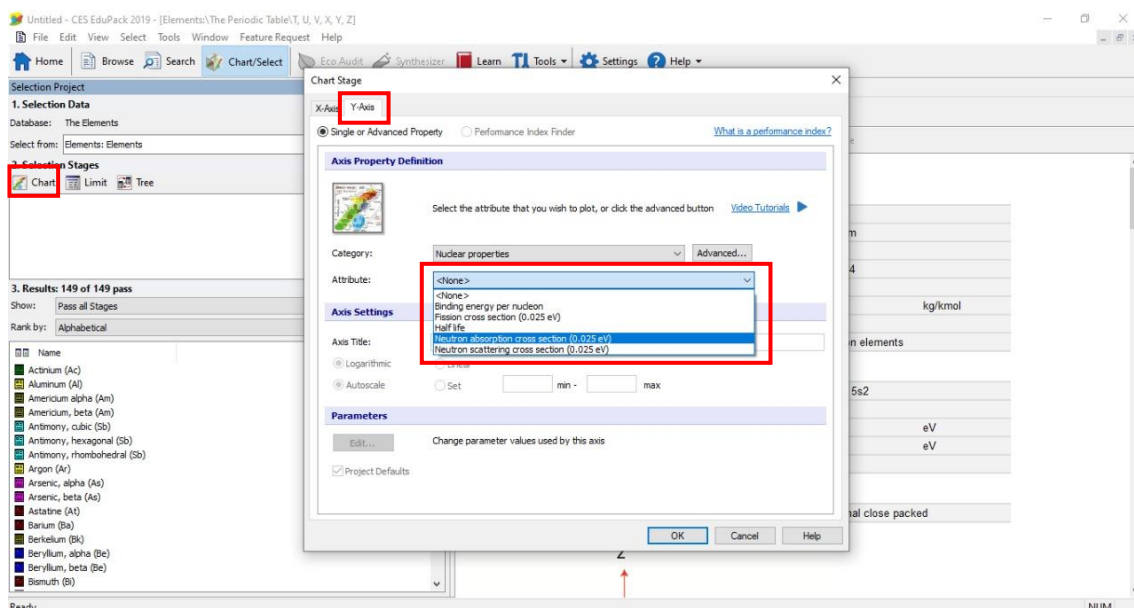


Figura 12 - Interface do *software* CES EduPack na base de dados dos elementos. Em detalhe a função de plotar um gráfico, sendo necessário selecionar as propriedades que corresponderão aos eixos X e Y.

Seguindo a metodologia aplicada por Azevedo (Azevedo, 2011) na seleção de materiais do revestimento de varetas combustíveis de reatores nucleares de fissão, na qual se compara a seção de choque de absorção de nêutrons térmicos à resistência mecânica desses elementos de destaque, foram retirados das folhas de dados do *software* os valores de suas seções de choque de absorção de nêutrons térmicos. No nível 3 do programa, foram levantadas informações sobre o limite de escoamento das ligas puras temperadas dos elementos químicos selecionados. Para acessar essas folhas de dados, foi necessário selecionar o tipo de material, a família e o modo de fabricação na área de pesquisa, para então encontrar a propriedade desejada. A Figura 13 mostra a interface do nível 3 do *software* e os passos para encontrar uma determinada propriedade. No caso, foi selecionado o universo dos metais, a família dos metais ferrosos, método de fabricação e o metal desejado, no caso, ferro de pureza comercial.

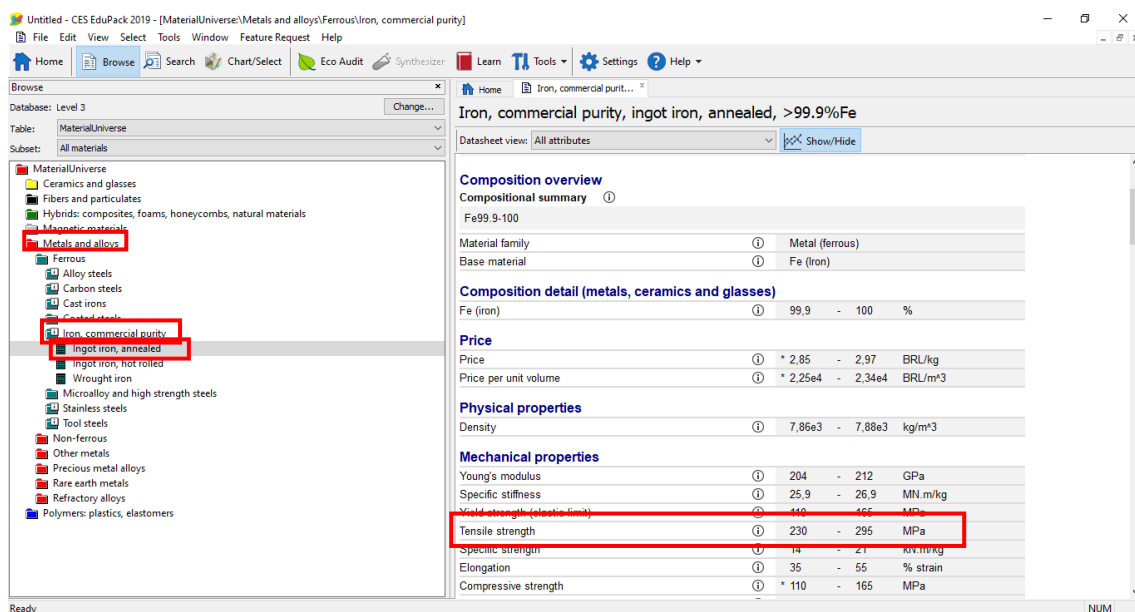


Figura 13 - Interface do *software* CES EduPack na base de dados do nível 3 dos materiais. Em destaque o tipo, a família e propriedades de um material. À direita a folha de dados com detalhes do material.

Com as informações retiradas da base de dados dos elementos e da base de dados do nível 3 dos materiais foi possível montar uma tabela comparativa entre o desempenho mecânico e a capacidade de absorção de nêutrons térmicos dos elementos em questão. Para poder comparar os valores com o zircônio, principal material utilizado atualmente para a aplicação, foram comparados os valores das seções de choque pelos limites de escoamento dos elementos, tendo como base o resultado desse quociente para o zircônio.

Depois dessa análise, iniciou-se a limitação das propriedades dos materiais. No *software*, para fazer restrições nas propriedades dos elementos disponíveis para a seleção e identificar quais se adequam ao projeto, como destacado na Figura 14, basta acessar a função "Chart/Select" (mapear/selecionar) e escolher "Limit" (limitar) como o estágio da seleção.

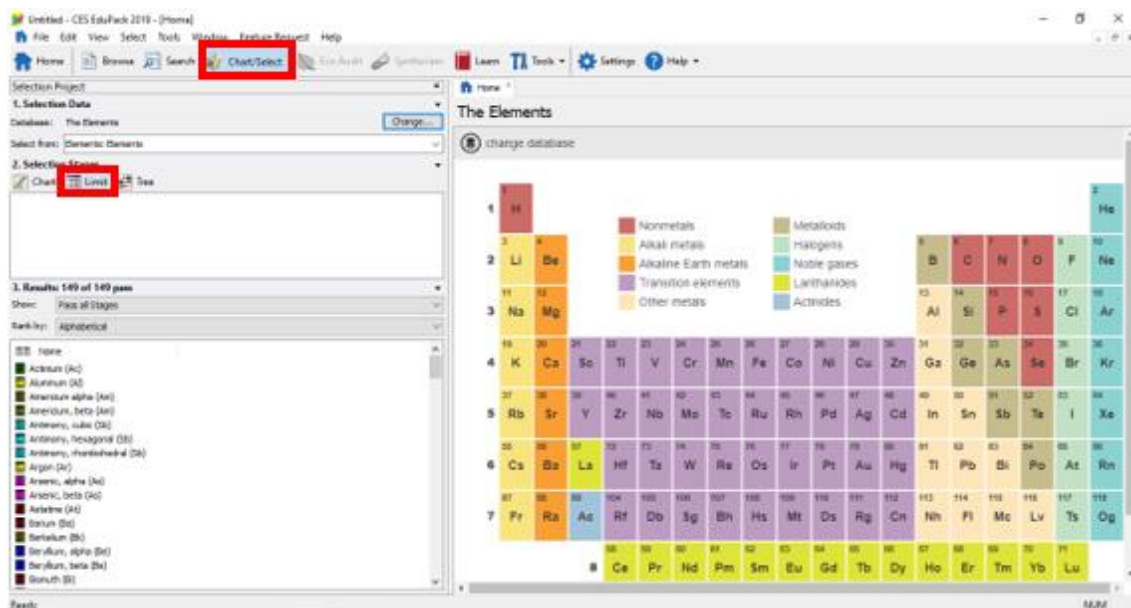


Figura 14 - Interface do programa CES EduPack na base de dados dos elementos. Em destaque a função de limitar propriedades dos elementos.

Considerando-se que uma das principais condições de contorno do projeto do revestimento de elementos combustíveis está relacionada à capacidade do material de não influenciar negativamente a reação em cadeia que acontece no combustível, isto é, ser “transparente” para os nêutrons, a primeira propriedade restringida foi a seção de choque de absorção de nêutrons térmicos dos elementos. A Figura 15 demonstra como limitar numericamente as propriedades dos elementos no CES EduPack. Não foi encontrada bibliografia que discorresse sobre o valor máximo a ser considerado quanto à seleção de elementos químicos para a referida aplicação. Por esse motivo, foi solicitada orientação do Prof. Dr. Luis Antônio Albiac Terremoto, professor pesquisador do IPEN para a área de neutrônica. Sua orientação foi para que se adotasse 0,5 barns como valor máximo.

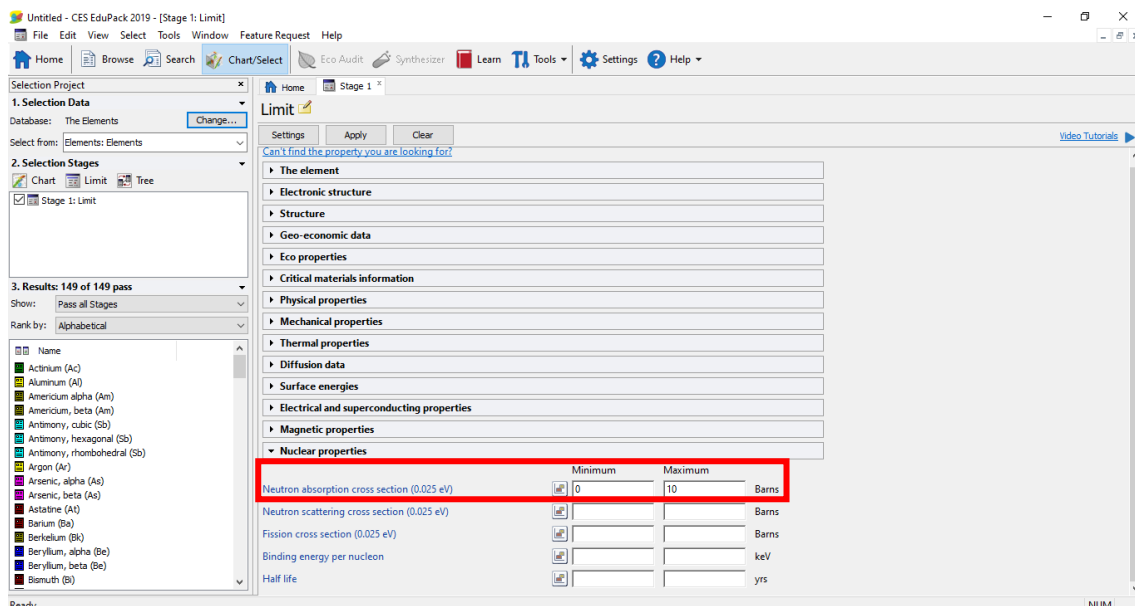


Figura 15 - Interface do programa CES EduPack na base de dados dos elementos. Definição de limites numéricos para propriedades.

O mesmo processo de limitação das propriedades dos materiais foi feito para se definir o limite mínimo da temperatura de fusão dos elementos, pois os núcleos de reatores nucleares funcionam a temperaturas muito altas e os revestimentos devem suportar tais condições. O reator de leito fluidizado é do tipo VHTR (*Very High Temperature Reactor* – Reator de Temperatura Muito Alta), denominação que evidencia sua temperatura de funcionamento. O núcleo desse reator opera a temperaturas próximas a 1000°C. Nos reatores de tipo PWR, um pequeno vão (*Gap*) separa a superfície interna das varetas de revestimento das pastilhas combustíveis, cujos centros superam os 1500°C de temperatura. A superfície externa da vareta fica em contato com o líquido refrigerante, líquido este que tem como função retirar o calor das varetas. É importante ressaltar que essas temperaturas são as de operação em condições normais do reator e que as temperaturas atingidas em condições de acidente são ainda mais elevadas.

Levando-se em consideração todos esses aspectos, foi estabelecido um limite mínimo para a temperatura de fusão de 500°C e plotado novamente o gráfico que compara a seção de choque de absorção de nêutrons rápidos com a temperatura de fusão dos elementos.

Depois de se ter visualizado os gráficos das Figura 19 e 20 e de se ter elucidado a função das propriedades nucleares em diferentes aplicações, foi possível reconhecer os elementos que se mostraram candidatos reais à aplicação em questão. Como citado anteriormente, os materiais utilizados para essa aplicação ficarão sujeitos a ambiente de condições extremas.

3.2. Metodologia para o reator de água pressurizada (PWR), base de dados do nível 3 dos materiais

Para a seleção de materiais para o revestimento das varetas combustíveis de reatores de tipo PWR que usam pastilhas de UO₂ como combustível, mantêm-se os mesmos parâmetros de tradução dos requisitos de projeto citados anteriormente. Baseado nas restrições resumidas na tabela, foram identificadas as propriedades que deveriam ser limitadas no *software*.

- Baixa absorção de nêutrons térmicos: Tomando-se como base os elementos que apresentaram melhor desempenho na fase de seleção das propriedades térmicas e nucleares, foram restringidas as bases de materiais a serem selecionados no nível 3, para manter indiretamente a baixa captura de nêutrons térmicos.
- Compatibilidade química com o combustível, com os produtos de fissão, com o moderador e com o fluido refrigerante: Foi definido no *software* que a durabilidade do material em água deve ser excelente.
- Baixa expansão térmica: Para definir uma restrição para essa propriedade, foi necessário levar em conta as consequências da interação entre pastilha e revestimento (PCI), explicitadas na seção dos mecanismos de falha dos elementos combustíveis de reatores do tipo PWR. Caso haja interação entre as duas superfícies, haverá aumento significativamente grande da chance de o material falhar. Considerando que as pastilhas de UO₂ também sofrem expansão, foi imposto que o revestimento das varetas não deveria sofrer contração dimensional e que a expansão máxima deveria ser a mesma observada nas pastilhas de UO₂. Segundo Guthrie et al. (Guthrie et al., 2016), a expansão térmica

observada pelo UO2 a 300K é de 1 a 2%. De acordo com Masterson (Masterson, 2019), a espessura média do revestimento das varetas combustíveis de reatores PWR é 0,42mm. Portanto, foi considerado um coeficiente de expansão mínimo de 0 e máximo de 8 $\mu\text{m}/^\circ\text{C.m}$.

- Boa resistência a altas temperaturas: Para mensurar a resistência a altas temperaturas, foi necessário definir um valor mínimo para a temperatura de fusão dos materiais. Considerando-se que a temperatura de fusão do Zircaloy-4, material utilizado atualmente em muitos reatores PWR, é de 1850°C, esse foi tomado como valor mínimo aceitável.

De acordo com o material da aula ministrada no dia 14 de outubro de 2019 pelo Prof. Dr. Alfredo Alvim, no IPEN, na disciplina “Termohidráulica de Sistemas de Geração de Potência II”, temos que, pela segunda lei da termodinâmica, o rendimento de uma máquina térmica para um ciclo reversível pode ser representado como:

$$\eta = 1 - \frac{T_F}{T_Q}$$

Sendo T_F a temperatura da fonte fria e T_Q a temperatura da fonte quente.

O reator nuclear de água pressurizada foi considerado como sendo uma máquina térmica ideal com ciclo reversível, cuja fonte quente é o líquido refrigerante e a fonte fria é o fluido presente no circuito secundário de refrigeração. Há duas formas de aumentar o rendimento do reator, seja aumentando a temperatura da fonte quente ou diminuindo a temperatura da fonte fria.

Desta forma, o rendimento do reator é diretamente proporcional à temperatura do líquido refrigerante e, conseqüentemente, à temperatura do núcleo do reator.

Para aumentar a eficiência do reator a partir do design do revestimento das varetas combustíveis, fazendo-o atingir temperaturas de processo mais altas, é possível utilizar materiais para o revestimento das varetas que possibilitem aumentar a temperatura máxima de serviço do reator e que tenham maior condutividade térmica.

Outro objetivo desse material no projeto em questão é aumentar a segurança da operação do reator. O revestimento das varetas combustíveis é considerado como a primeira barreira física de proteção do combustível, pois tanto protege o fluido refrigerante do contato com as pastilhas, como as pastilhas do contato com o fluido refrigerante, além de prevenir a liberação de radiação no ambiente do reator. Portanto, é de extrema importância que o material não falhe.

Considerando-se que o principal mecanismo de falha de elementos combustíveis em reatores do tipo PBR é a fretagem entre as superfícies da grade espaçadora e da vareta (*Grid to Rod Fretting*), ocasionada pelo atrito entre as varetas e as grades espaçadoras, é importante que o material do revestimento das varetas apresente elevada dureza.

Além disso, é importante que o material resista à deformação plástica dentro do reator. Para isso, é essencial que apresente elevado limite de escoamento. Entre os mecanismos de falha mais comuns do revestimento está a falha do material provocado pela interface da pastilha com o revestimento (corrosão sob tensão). Quando há o inchamento da pastilha, é comum que se formem trincas nas pastilhas. No caso de interação da pastilha com o revestimento (interface), essas trincas ocasionam a concentração de tensões no revestimento, o que pode ocasionar a propagação das trincas da pastilha para o revestimento, levando à falha. Por isso, é necessário que o material selecionado para o revestimento seja tenaz.

Outro fator determinante para a segurança da operação de um reator é a temperatura de fusão dos materiais utilizados. Se porventura o núcleo do reator sofrer superaquecimento ou houver perda do fluido refrigerante, a temperatura no núcleo pode aumentar muito e ultrapassar a temperatura de fusão dos materiais de revestimento das varetas combustíveis. Esse evento pode ocasionar a exposição do combustível, liberação de produtos físséis radioativos e o acúmulo de material na parte inferior do vaso de pressão.

Baseado nessas restrições e nesses objetivos, plotou-se um gráfico que apresenta no eixo y a eficiência do processo, considerada como sendo o produto da [Temperatura Máxima de Operação] * [Condutividade Térmica] e apresenta

no eixo x a segurança da operação do reator, considerada como sendo o produto da [Dureza] * [Tenacidade] * [Limite de escoamento] * [Temperatura de Fusão].

Para fazer essa consideração no *software*, em que um eixo é representado por uma equação, conforme a Figura 16, é necessário acessar as configurações avançadas da definição de propriedades do eixo e montar a equação desejada.

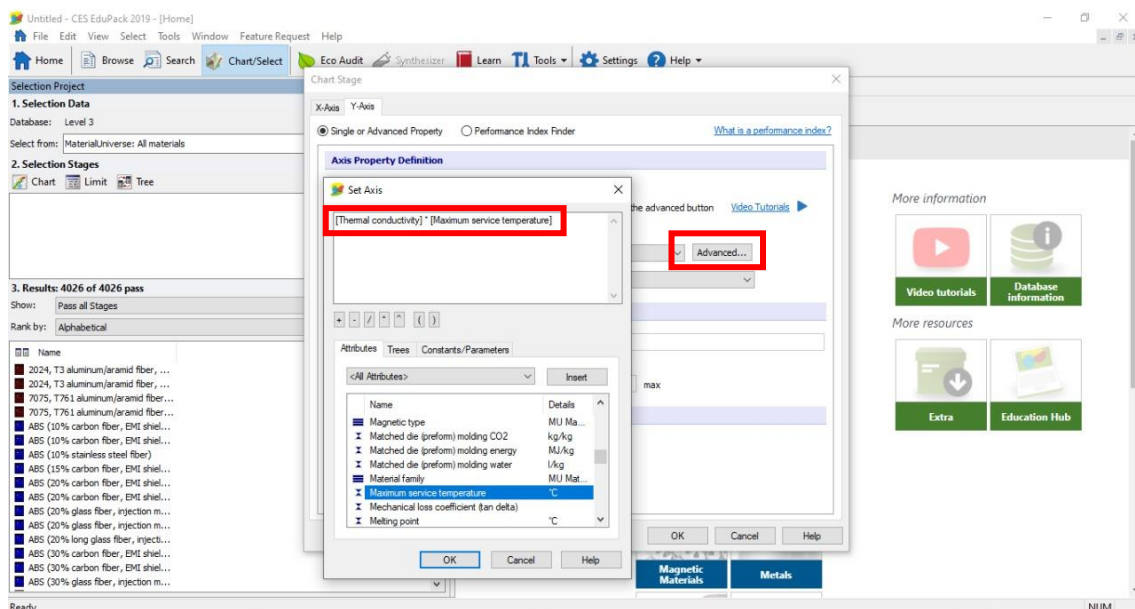


Figura 16 - Interface do programa CES EduPack na base de dados do nível 3 dos materiais. Definição da equação que representará o eixo Y.

O material usado no revestimento das varetas combustíveis da maior parte dos reatores de água pressurizada (PWR) é o Zircaloy-4. Como esclarecido na revisão bibliográfica, após o acidente nuclear de Fukushima, outros materiais com temperaturas de fusão mais altos têm sido estudados para essa aplicação. Algumas das ligas de zircônio, que têm sido cotadas para tal, são: ZIRLO, M5, E635 e ZIRLO Otimizado.

Embora fosse interessante analisar esses materiais utilizando o CES EduPack, nenhum deles consta na base de dados do *software*. Com base nas informações encontradas no site *A to Z of Materials* - AZOM (AZOM, 2020), plataforma digital que possui bases de dados e novidades sobre a ciência dos materiais, foi possível incluir a composição e propriedades físicas, mecânicas e térmicas do Zircaloy-4.

A busca por informações detalhadas e dados numéricos das propriedades (físicas, químicas, térmicas, mecânicas, nucleares, etc.) dos outros materiais acima citados (ZIRLO, ZIRLO Otimizado, M5 ou E635), tanto na literatura quanto no registro de patentes, mostrou-se infrutífera. São materiais mais recentes e, por isso, providos de status de segredo industrial e/ou de segurança de Estado. Portanto, esses materiais só serão tratados na discussão deste trabalho.

O programa CES EduPack possui uma função que permite a inclusão de novos materiais a um projeto. Conforme a Figura 17, as informações do Zircaloy-4 foram incluídas manualmente e foi definida a cor rosa para distinguir esse material nos gráficos.

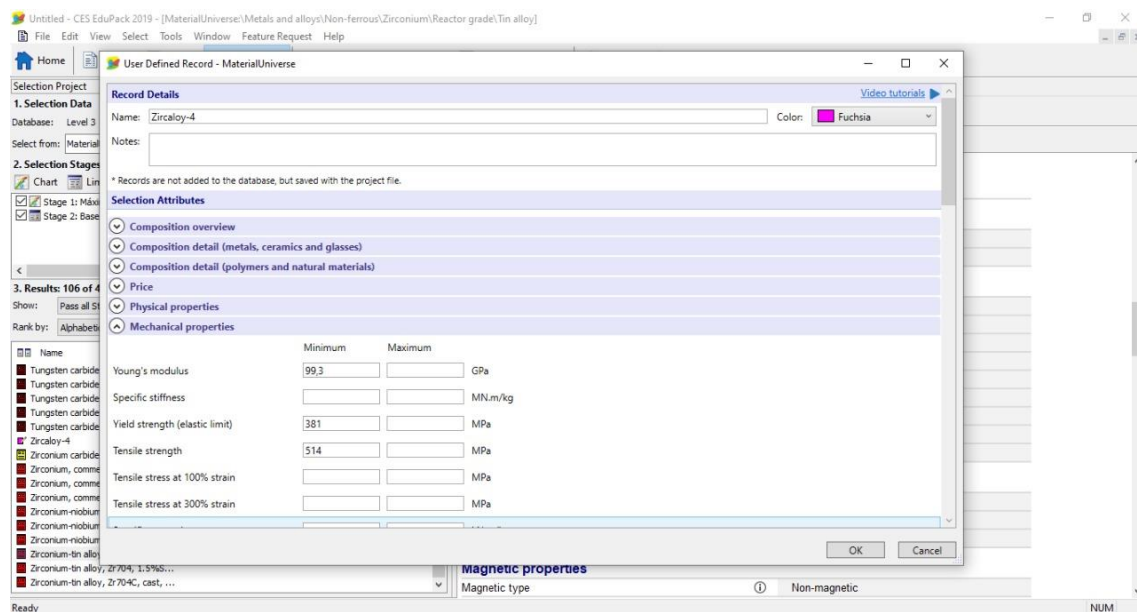


Figura 17 - Interface do programa CES EduPack na base de dados do nível 3 dos materiais. Inclusão de novos materiais na base de dados.

3.3. Metodologia para o reator de leito de esferas (PBR), base de dados do nível 3 dos materiais

Para realizar a seleção de materiais da camada intermediária, entre as camadas de carbono pirolítico de alta densidade das partículas combustíveis de reatores do tipo PBR, foi necessário rever algumas definições quanto às funções, restrições e variáveis livres do projeto, conforme a Tabela 2.

Tabela 2 - Descrição dos parâmetros considerados para a seleção de materiais do revestimento de partículas combustíveis em reatores de leito de esferas (PBR).

Funções	Restrições	Objetivo	Variáveis Livres
- Dar resistência mecânica às partículas - Transferir o calor do cerne das partículas - Reter os produtos de fissão (agir como uma barreira impermeável) - Agir como vaso de pressão da partícula	- Baixa absorção de nêutrons térmicos - Compatibilidade química com as camadas de material a sua volta e com os produtos de fissão - Boa condutividade térmica - Baixo coeficiente de expansão térmica - Bom comportamento como vaso de pressão da partícula - Boa resistência a altas temperaturas - Baixa degradação por irradiação - Possibilidade ser depositada como camada da partícula combustível - Resistir a Grandes Variações Térmicas	- Segurança na operação do reator - Maximizar a eficiência do processo	- Material - Espessura da camada

Com base nas restrições resumidas na Tabela 2, foram identificadas as propriedades que deveriam ser limitadas no *software*. Foram feitas as considerações adicionais abaixo para limitar as propriedades dos materiais:

- Baixa absorção de nêutrons térmicos: A partir dos elementos que apresentaram melhor desempenho na fase de seleção das propriedades térmicas e nucleares, foram restringidas as bases de materiais a serem selecionados no nível 3, para indiretamente manter a baixa captura de nêutrons térmicos.
- Boa resistência a altas temperaturas: Foram definidas no *software* duas restrições. A primeira, restringe a durabilidade do material, pois a resistência à oxidação do material a 227°C deve ser excelente. A segunda, limita o valor mínimo para a temperatura de fusão do material. De acordo com Revol et al. (Revol et al., 2013), o limite para a temperatura de funcionamento das partículas TRISO é de 1600°C. Por essa razão, foi considerada a temperatura mínima de fusão de 2000°C.
- Baixa expansão térmica: O coeficiente de expansão térmica dos materiais tem grande peso na aplicação em questão. Por se tratar de uma partícula revestida por diversas camadas, é imprescindível que as mesmas mantenham suas dimensões, pois mudanças dimensionais podem causar tensões adicionais sobre as outras camadas e provocar falha. Em especial, é importante que o material não sofra densificação, pois esse fenômeno pode gerar um vão entre camadas, abrindo espaço para a passagem dos produtos de fissão e a falha da partícula. Levando-se em consideração que a espessura da camada de SiC em uma partícula TRISO é cerca de 0,04 mm, qualquer variação dimensional é muito relevante. Desta forma, foi considerada uma variação máxima de 6 microns (1,5%).
- Resistência a choque térmico: Como as esferas combustíveis são colocadas no reator durante o seu funcionamento, passam por uma grande e rápida variação de temperatura. Portanto, é necessário que o material tenha alta resistência a choque térmico. Assim sendo, foi incluída uma restrição para que a resistência mínima do material ao choque térmico fosse de 300°C.

Em um raciocínio análogo àquele explicitado na metodologia da seleção do revestimento das varetas combustíveis, a eficiência do reator foi considerada como função do produto da temperatura máxima de serviço com a condutividade térmica do material utilizado no revestimento. A maximização da eficiência do reator implica na maximização do produto dessas duas propriedades.

Para analisar a segurança da operação do reator, foi considerado que o revestimento das partículas deve funcionar como um vaso de pressão e impedir vazamentos, no caso, dos produtos de fissão. Desta forma, foi considerado que para maximizar a segurança do reator, era necessário minimizar os vazamentos da partícula. De acordo com Ashby (Ashby, 1993 p.133, livre tradução), “O design de pequenos vasos de pressão que visam a segurança exigem que haja deformação antes de haver falha, e os grandes vasos de pressão exigem, em vez disso, que haja vazamento antes de haver falha.” Desta forma, ainda segundo o autor, a maximização da segurança do vaso de pressão implica na maximização da resistência ao vazamento, dada por:

$$M = K_{IC}^2 / \sigma_y$$

Sendo K_{IC} a tenacidade à fratura do material e σ_y o seu limite de escoamento.

No programa, a maximização desse tipo de parâmetro, que lida com a resolução de problemas recorrentes na engenharia, é facilitada. Conforme a Figura 18, foi selecionada a função do material (vaso de pressão) e a propriedade a ser maximizada (resistência a vazamentos). Com estas informações, o *software* CES EduPack calcula a expressão que maximiza a propriedade escolhida pelo usuário e a utiliza no gráfico, como um dos eixos.

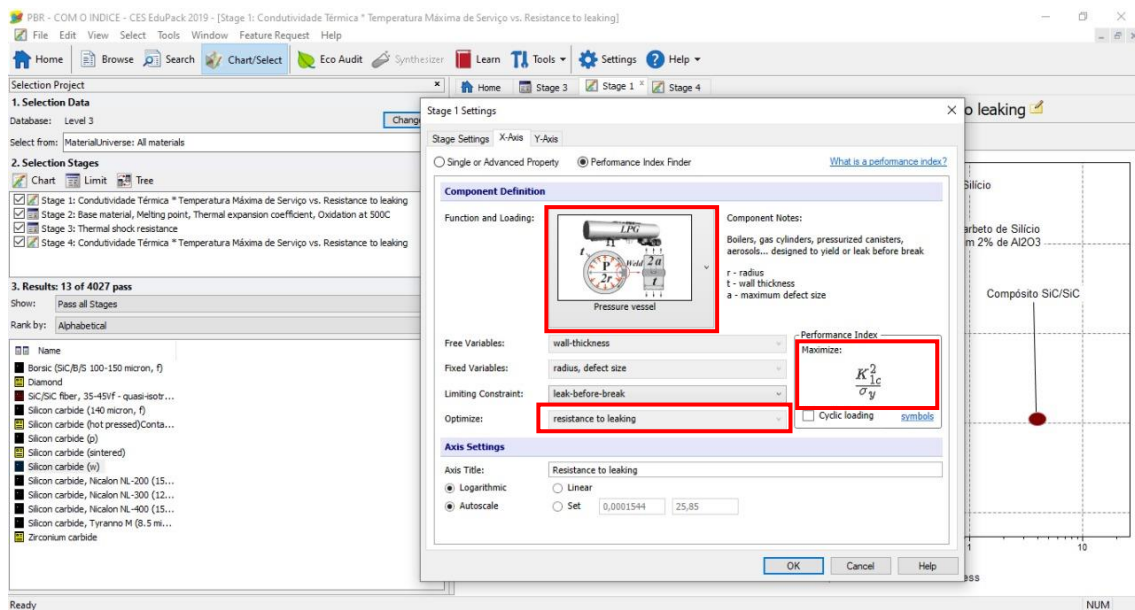


Figura 18 - Interface do programa CES EduPack na base de dados do nível 3 dos materiais. Escolha do comportamento a ser maximizado na análise.

Baseado nessas restrições e nesses objetivos, foi plotado um gráfico em que, no eixo y tem-se a eficiência do processo [Temperatura Máxima de Operação] * [Condutividade Térmica] e no eixo x, tem-se a segurança da operação do reator [Tenacidade a Fratura]² / [Limite de escoamento].

4. Resultados

4.1. Resultados, base de dados dos elementos

O gráfico da Figura 19 foi obtido no CES EduPack e compara a seção de choque de absorção de nêutrons térmicos com a temperatura de fusão dos elementos químicos. A avaliação do desempenho nessa análise se dá pela posição do elemento no gráfico. Quanto mais próximo o elemento estiver do canto inferior direito, melhor será seu desempenho. Considerando a tendência explicitada na metodologia, de que se pode escolher materiais com maiores seções de choque, desde que suportem temperaturas de operação mais elevadas, os elementos dentro da elipse apresentam um balanceamento entre essas duas propriedades.

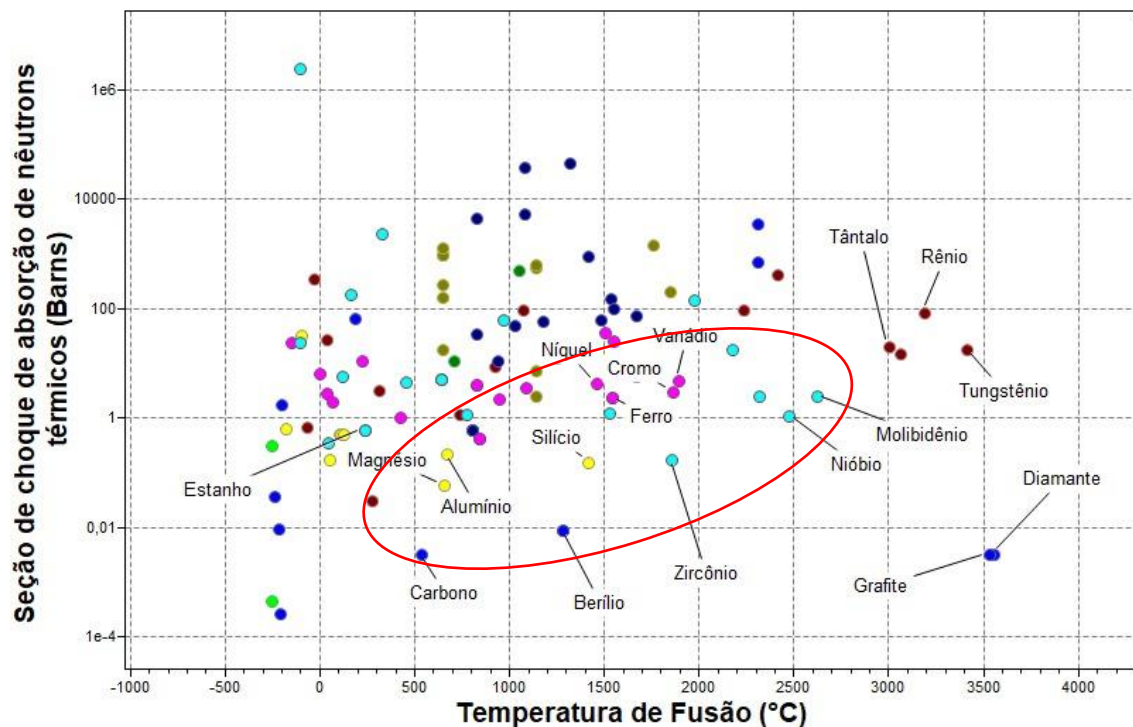


Figura 19 - Gráfico obtido no programa CES EduPack que compara a seção de choque de absorção de nêutrons térmicos com a temperatura de fusão dos elementos químicos.

Para comparar a seção de choque de absorção de nêutrons térmicos dos elementos com as suas resistências mecânicas, foi montada a Tabela 3.

Tabela 3 - Comparação da seção de choque de absorção de nêutrons térmicos, do limite de escoamento e da relação entre os dois para os elementos químicos.

Elemento	Seção de choque de absorção de nêutrons térmicos (barns)	Limite de escoamento (MPa) de ligas comerciais puras temperadas	Seção de choque de absorção sobre o limite de escoamento em relação ao zircônio
Carbono	0.004	24 – 28	0,2
Berílio	0.009	200 – 350	0,4
Magnésio	0.063	65 – 100	0,9
Zircônio	0.185	135 – 310	1
Silício	0.160	165 – 180	1,11
Alumínio	0.231	29 – 32	9
Molibdênio	2.480	170 – 350	10
Nióbio	1.150	85 – 105	15
Cromo	3.050	180 – 280	16
Ferro	2.550	110 – 165	20
Níquel	4.430	125 – 160	37
Vanádio	5.040	125 – 180	40

Esses resultados encontrados são condizentes com aqueles encontrados por Azevedo (Azevedo, 2011).

Com base nas restrições feitas quanto às propriedades dos elementos químicos, foram comparadas suas temperaturas de fusão e suas seções de choque de absorção de nêutrons térmicos no gráfico da Figura 20.

Quanto maior a temperatura de fusão, maior a chance de o material manter sua estrutura e funcionalidade, mesmo em situações de acidente. A seção de choque

de absorção deve ser a mínima possível, para evitar que os nêutrons sejam capturados pelo material, retardando a reação em cadeia que ocorre no núcleo. Assim sendo, quanto mais o material estiver próximo do canto superior esquerdo do gráfico, melhor será seu desempenho para a aplicação em questão.

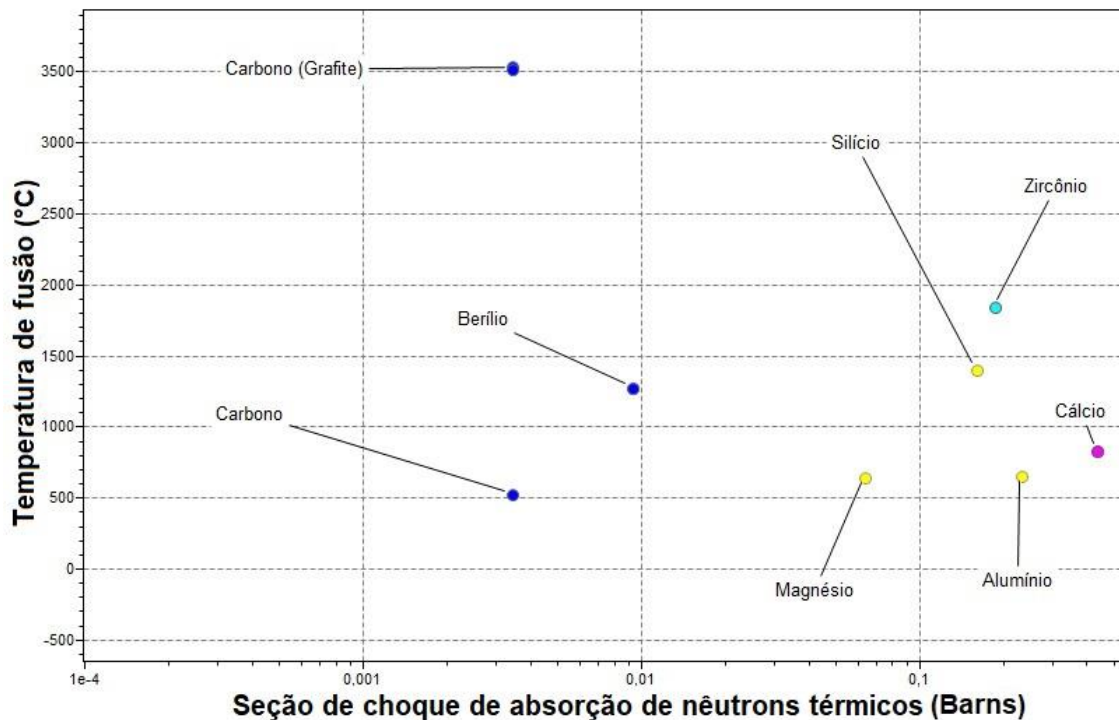


Figura 20 - Gráfico obtido no programa CES EduPack que compara a temperatura de fusão com a seção de choque de absorção de nêutrons térmicos dos elementos químicos que passaram pela triagem realizada.

4.2. Resultados do reator de água pressurizada (PWR), base de dados do nível 3 dos materiais

A partir das considerações feitas na metodologia para este reator, foi utilizado o *software* CES EduPack para a obtenção de um gráfico que compara a segurança da operação do reator com a sua eficiência.

A segurança da operação, apresentada no eixo x, foi considerada como sendo a multiplicação da dureza pela a tenacidade, pelo o limite de escoamento e pela a temperatura de fusão do material. A eficiência do reator, apresentada no eixo

y, foi considerada como sendo a multiplicação da condutividade térmica do material pela temperatura máxima de serviço.

O gráfico da Figura 21 mostra todos os materiais disponíveis para seleção, antes da inclusão de qualquer restrição avaliada na metodologia.

Cada material é representado por uma elipse colorida e cada cor representa a família de material à qual ele pertence. Cada família de materiais está representada por uma área maior colorida (em tom mais suave) e sua borda delimita os valores máximos e mínimos das variáveis (X;Y) para os materiais da família.

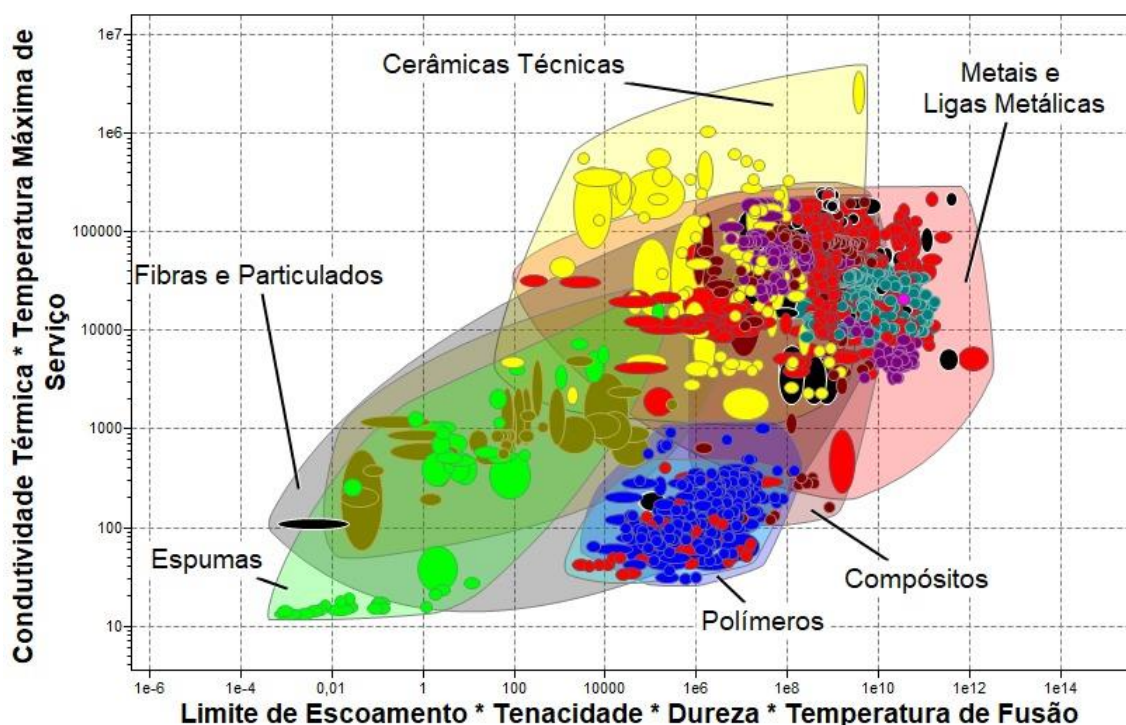


Figura 21 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação do reator com a eficiência para todos os materiais da base de dados. Destacadas as famílias dos materiais.

Considerando-se que o objetivo é maximizar simultaneamente as duas variáveis do gráfico, o material com melhor desempenho nessa análise estará na extremidade superior direita. As duas famílias de materiais que se destacam são os Metais e Ligas, e as Cerâmicas Técnicas. Vale ressaltar que, enquanto as cerâmicas técnicas apresentam maior eficiência, os metais apresentam maior segurança da operação.

Com base nas restrições explicitadas na metodologia, foi feita a triagem dos materiais que satisfazem as especificações do projeto. De todos os 4027 materiais disponíveis, representados na Figura 21, apenas 71 mostraram-se qualificados para a aplicação. Esses 71 materiais que passaram a etapa de triagem encontram-se destacados no gráfico da Figura 22 (coloridos em verde, amarelo, vermelho, rosa, marrom e preto).

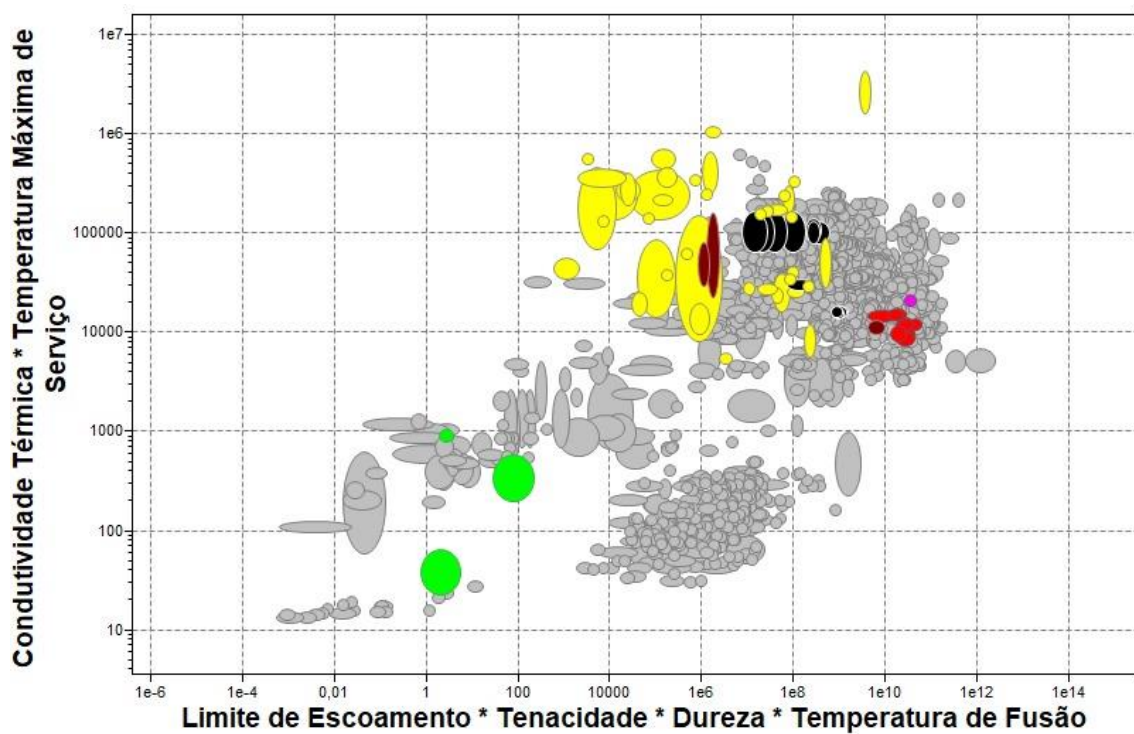


Figura 22 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com sua eficiência. Os materiais que passaram pelas restrições realizadas estão coloridos e aqueles que não se qualificaram estão em cinza.

Eliminando-se os materiais excluídos na triagem, chega-se ao gráfico da Figura 23, que representa somente os materiais aprovados na triagem.

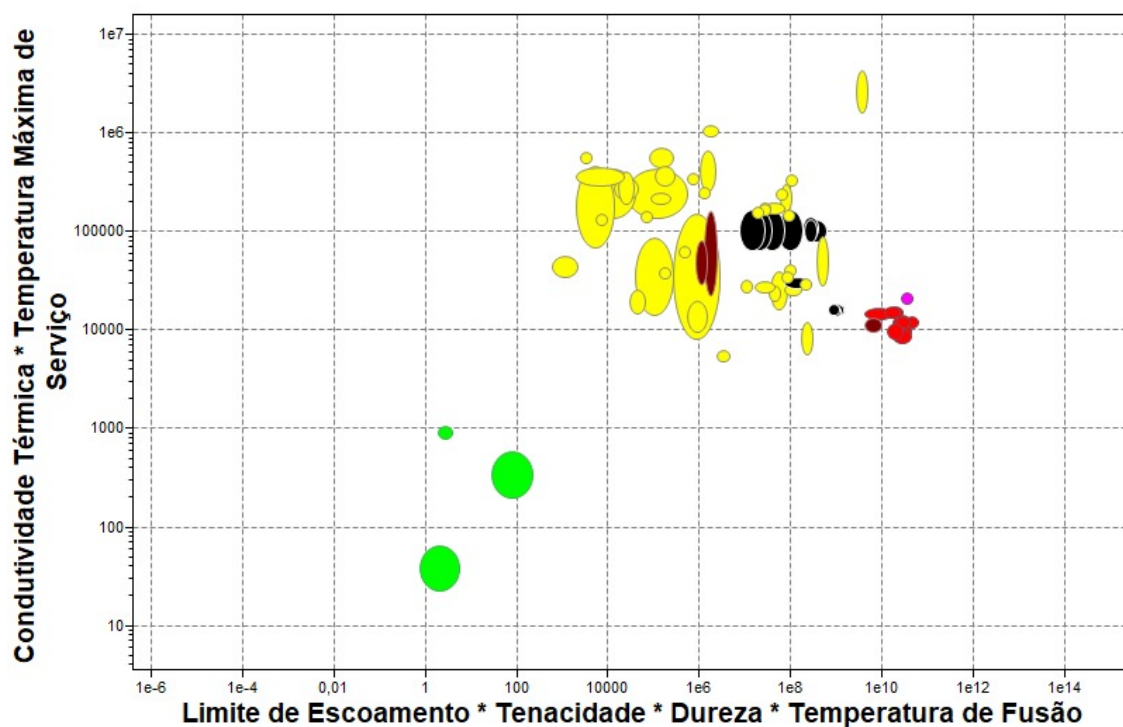


Figura 23 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com a eficiência, apenas dos materiais que passaram pela triagem.

Desses materiais, a análise foi focada naqueles que se encontravam mais próximos da extremidade superior direita do gráfico, considerada como a região em que se encontram os materiais de maior desempenho nesta análise (maior segurança da operação e maior eficiência do reator), conforme a Figura 24.

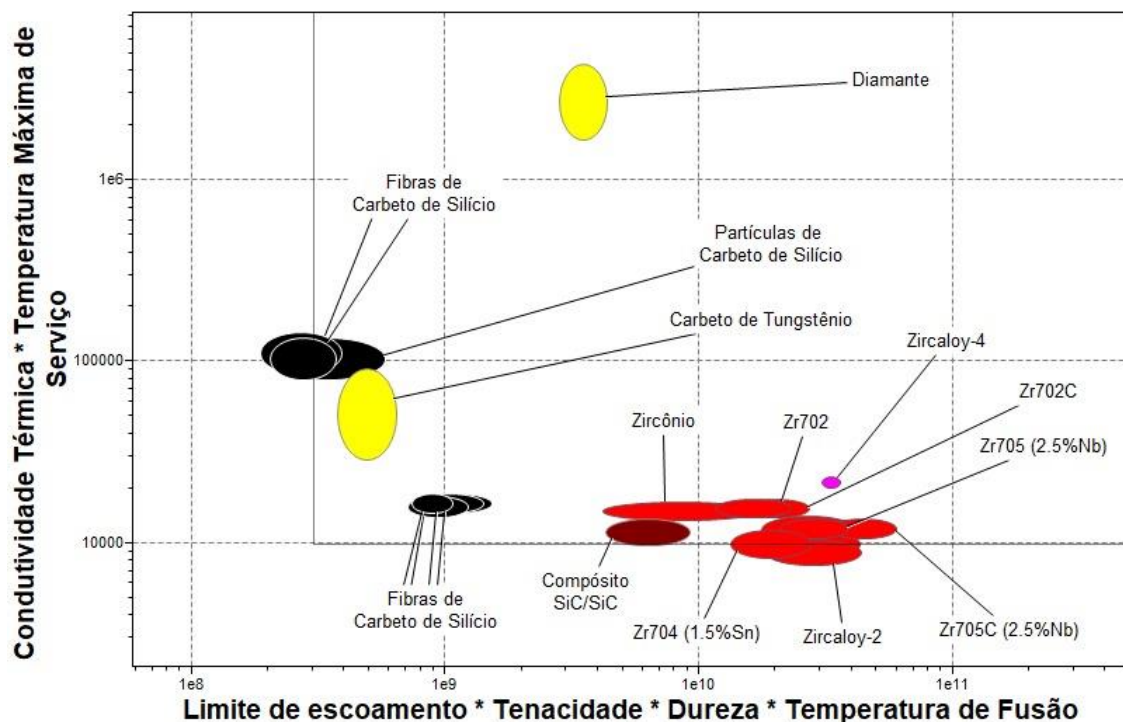


Figura 24 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com a eficiência dos materiais que apresentaram melhores resultados.

Os materiais indicados no gráfico da Figura 24 foram os que mais se adequaram aos requisitos estabelecidos na análise. Entre eles, estão algumas ligas de zircônio, fibras de carbeto de silício, diamante, carbeto de tungstênio e compósito SiC/SiC.

4.3. Resultados do reator de leito de esferas (PBR), base de dados do nível 3 dos materiais

A partir das considerações feitas na metodologia para este reator, foi utilizado o *software* CES EduPack para a obtenção de um gráfico que compare a segurança da operação do reator com a sua eficiência.

A segurança da operação, apresentada no eixo x, foi considerada como sendo a tenacidade à fratura do material ao quadrado, dividida por seu limite de escoamento. A eficiência do reator, apresentada no eixo y, foi considerada como sendo a multiplicação da condutividade térmica do material pela temperatura

máxima de serviço. O gráfico presente na Figura 25 mostra todos os materiais disponíveis para seleção, antes da inclusão de qualquer restrição avaliada na metodologia.

Cada material é representado por uma elipse colorida e cada cor representa a família de material à qual ele pertence. Cada família de materiais está representada por uma área maior colorida (em tom mais suave) e sua borda delimita os valores máximos e mínimos das variáveis (X;Y) para os materiais da família.

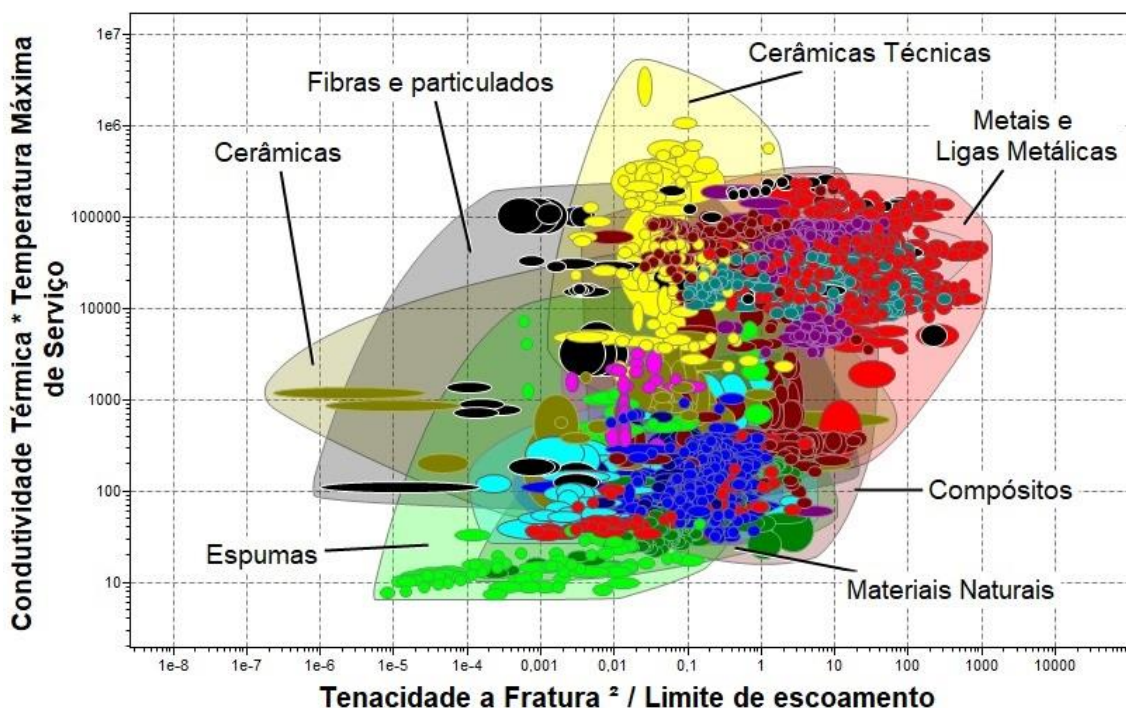


Figura 25 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação do reator com a eficiência para todos os materiais da base de dados do nível 3 dos materiais. Destacadas as famílias dos materiais.

Considerando-se que o objetivo é maximizar simultaneamente as duas variáveis do gráfico, o material com melhor desempenho nessa análise estará na extremidade superior direita. As duas famílias de materiais que se destacam são os Metais e Ligas, e as Cerâmicas Técnicas. Vale ressaltar que, enquanto as cerâmicas técnicas apresentam maior eficiência, os metais apresentam maior segurança da operação.

Com base nas restrições explicitadas na metodologia, foi feita a triagem dos materiais que satisfazem as especificações do projeto. De todos os 4027 materiais disponíveis, representados na Figura 25, apenas 13 mostraram-se qualificados para a aplicação. Esses 13 materiais que passaram a etapa de triagem encontram-se destacados no gráfico da Figura 26 (coloridos em amarelo, marrom e preto).

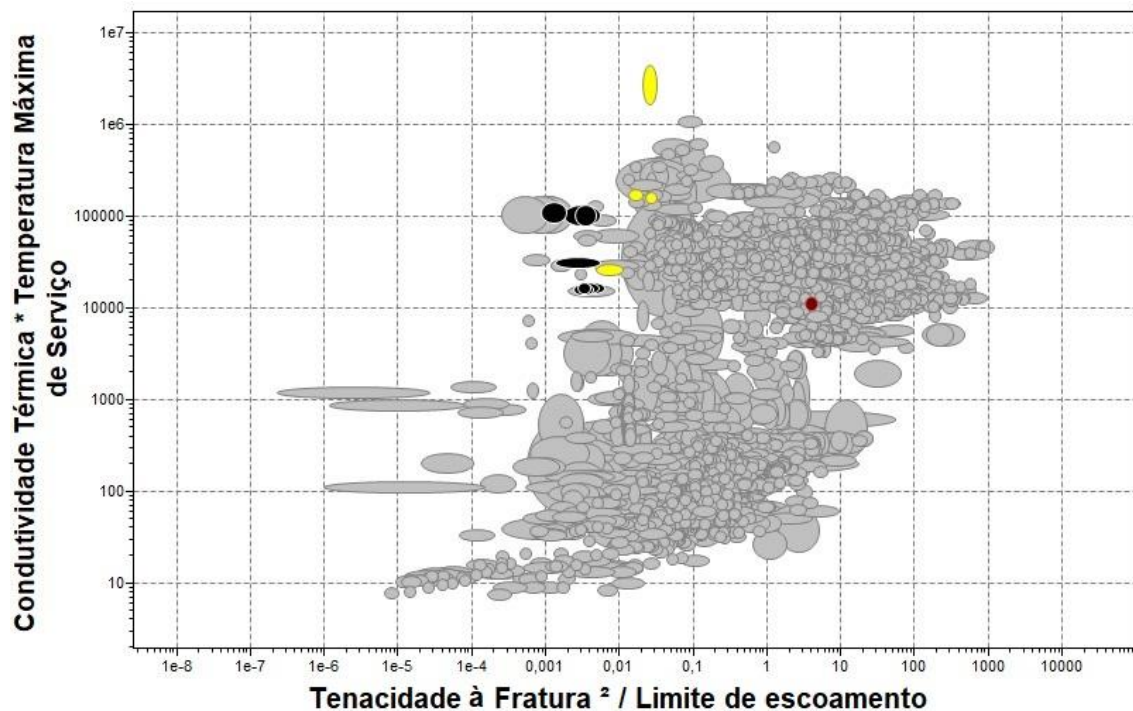


Figura 26 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com sua eficiência. Os materiais que passaram pelas restrições realizadas estão coloridos e aqueles que não se qualificaram estão em cinza.

Eliminando-se os materiais excluídos na triagem, chega-se ao gráfico da Figura 27, que representa somente os materiais aprovados na triagem.

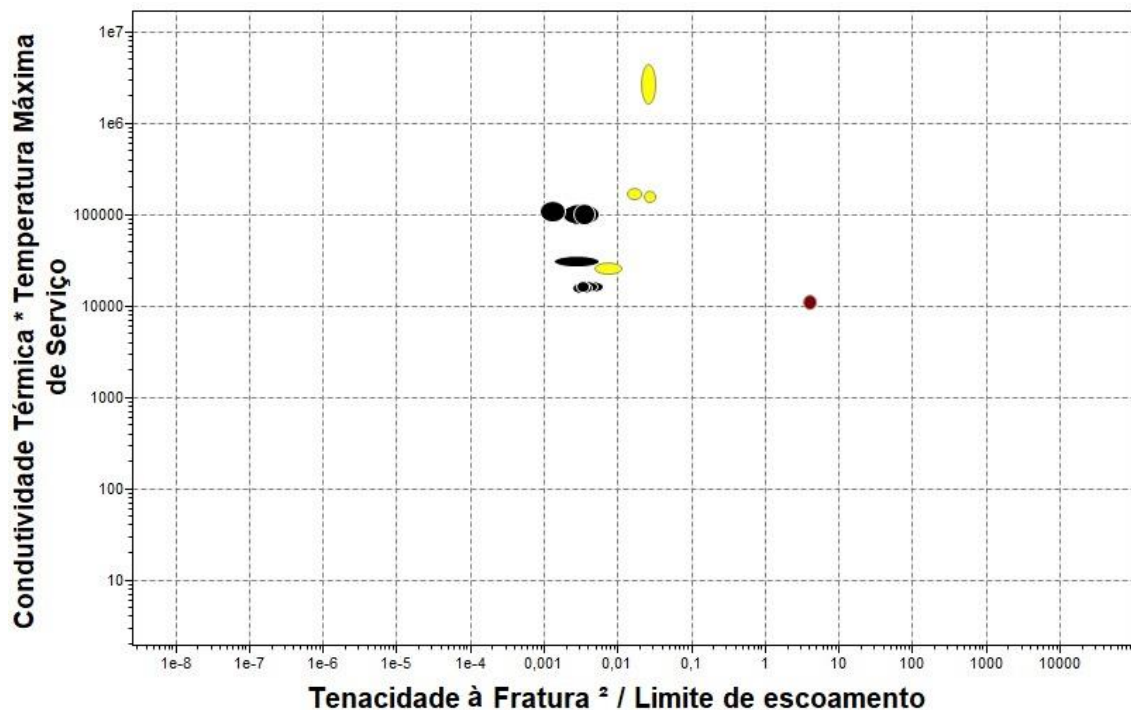


Figura 27 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com a eficiência, apenas dos materiais que passaram pela triagem.

Na base de dados do programa CES Edupack, alguns materiais de mesma composição possuem mais de uma versão. O programa considera como materiais diferentes os materiais de mesma composição que tenham sido processados por métodos diferentes, que tenham espessuras diferentes, ou que tenham orientação de fibras diferentes, etc., pois essas características conduzem a pequenas variações das propriedades finais dos materiais. É por isso que, no gráfico da Figura 28, apesar de cada elipse representar um material, mais de uma elipse pode apresentar a mesma composição.

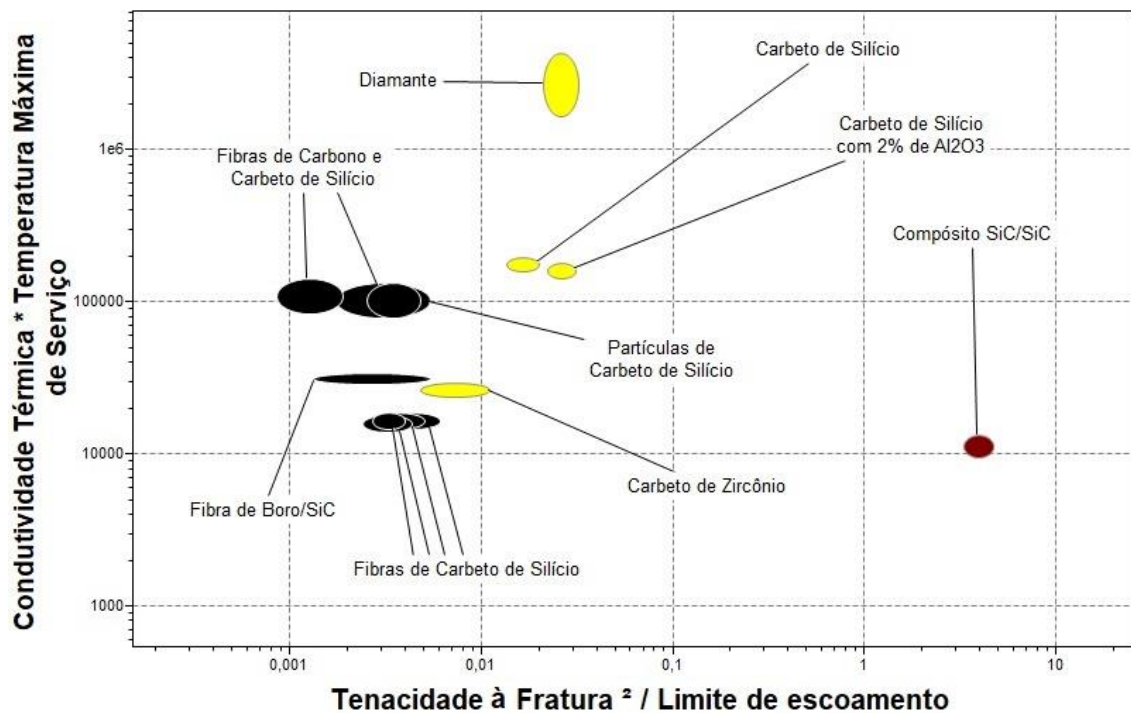


Figura 28 - Gráfico obtido no programa CES EduPack. Comparação da segurança da operação com a eficiência dos materiais que apresentaram melhores resultados.

Assim, a análise resultou em 9 alternativas de materiais de composições distintas para a utilização no revestimento de partículas combustíveis de reatores PBR:

- Carbeto de silício
- Carbeto de silício com 2% de Al₂O₃
- Carbeto de zircônio
- Compósito SiC/SiC
- Diamante
- Fibras de boro/SiC
- Fibras de carbono e carbeto de silício
- Fibras de carbeto de silício
- Partículas de carbeto de silício

5. Discussão

5.1. Discussão sobre elementos

Com base nos resultados obtidos na comparação da seção de choque de absorção de nêutrons térmicos, da temperatura de fusão e do limite de escoamento dos materiais, foi possível observar que o carbono, o berílio, o magnésio, o zircônio e o silício tiveram os melhores desempenhos. O alumínio, embora tenha apresentado um valor 9 vezes mais alto na comparação da propriedade nuclear com a propriedade mecânica, foi considerado na comparação, pois apresenta valor de seção de choque de absorção de nêutrons significativamente baixo (0.231 barns).

Entretanto, o berílio, o magnésio e o alumínio apresentam problemas. Segundo Azevedo (Azevedo, 2011), o berílio, material caro e tóxico, não é considerado para compor elementos estruturais do núcleo de reatores nucleares principalmente porque, durante a irradiação, mesmo a doses baixas, apresenta significativa fragilização. Quanto ao uso de ligas de magnésio no revestimento de elementos combustíveis em reatores refrigerados a água, o autor considera ser inviável, já que as ligas de magnésio apresentam alta taxa de corrosão em água e que o uso do material nesses reatores imporia um limite de 500°C para o fluido refrigerante. (Azevedo, 2011) Quanto ao alumínio, de acordo com o material do curso de Introdução à Engenharia do Núcleo de Reatores do Professor Doutor José Augusto Perrota (Perrota, 1999), “Como o alumínio possui baixa seção de choque de absorção mas possui restrições em relação à faixa de temperatura que pode ser utilizado (baixo ponto de fusão – 650°C), ele é utilizado principalmente em combustíveis de reatores de pesquisa (MTR) onde podem ser obtidos altos fluxos de nêutrons a relativamente baixas temperaturas (<150°C).”

O carbono, o zircônio e o silício foram os elementos que demonstraram melhor desempenho na análise de comparação da resistência mecânica com a capacidade de absorção de nêutrons.

Depois de feitas restrições nas propriedades dos elementos, chegou-se nos mesmos elementos, com a adição do cálcio. Esse resultado é muito interessante e reverbera o bom comportamento desses elementos para a aplicação em

questão. Porém, não foi encontrada nenhuma menção na literatura sobre danos por irradiação em cálcio, ou do uso desse material em aplicações nucleares.

5.2. Discussão sobre o reator de água pressurizada (PWR)

Mediante o uso do programa CES EduPack, foi feita a comparação de algumas propriedades de mais de 4.000 materiais. Alguns tipos de materiais passaram pela triagem realizada com base nas restrições realizadas e serão analisados mais profundamente nesta seção. São eles:

- Ligas de zircônio (Zircaloy-4, E110, M5 e ZIRLO)
- Carbetos de tungstênio
- Compósito SiC/SiC
- Diamante
- Fibras de carbetos de silício

Nem todos os aspectos da segurança da operação e da eficiência do reator estão disponíveis na base de dados do programa CES EduPack. Como exemplo, destaco os mecanismos específicos de corrosão dos materiais, que acontecem no ambiente do núcleo do reator. Além disso, há um conceito importante relacionado à eficiência do reator que deve ser levado em conta nesta parte da análise: o *burnup*. Ele é a medida de quanta energia já foi ou pode ser extraída do combustível nuclear. Quanto maior o *burnup*, melhor o aproveitamento da capacidade de geração de energia do combustível.

Assim sendo, nesta seção do trabalho serão tratados alguns atributos dos materiais relacionados a esses mecanismos.

Ligas de zircônio

Algumas ligas de zircônio passaram pelo processo de triagem realizado no *software* CES EduPack. Esses materiais estão representados pelas cores vermelho e rosa nos gráficos disponíveis na seção de resultados para reatores PWR deste trabalho. Esses materiais, como explicitado na revisão bibliográfica, foram e são amplamente estudados para o uso na indústria nuclear por sua

resistência à irradiação, resistência mecânica, baixa absorção de nêutrons e por sua resistência a altas temperaturas. Entretanto, o material apresenta alguns problemas: a fragilização devido à captura de hidrogênio; a produção de hidrogênio pela reação entre a liga e o vapor de água, no caso de acidentes com perda do refrigerante; a deterioração das propriedades mecânicas sob irradiação e altas temperaturas (Was, 2007).

Entretanto, uma característica essencial que os materiais utilizados no revestimento das varetas combustíveis de reatores PWR devem apresentar é a resistência muito alta à corrosão, quando expostos simultaneamente a altas pressões, altas temperaturas e sob irradiação. Tendo isso em mente, segundo Duan et al. (Duan et al., 2017), as ligas de zircônio que mais se adequam a aplicação são: Zircaloy-4, ZIRLO, M5 e E110. Infelizmente, como explicitado na metodologia, não foram encontrados dados sobre as propriedades do ZIRLO, do M5 e do E110, o que impediu que esses materiais fossem analisados no CES EduPack. Entretanto, considera-se que as propriedades do Zircaloy-4 não sejam destoantes dessas outras ligas, já que as prioridades buscadas no desenvolvimento dessas novas ligas são a maior resistência à corrosão e a capacidade de atingir *burnups* mais altos.

Zircaloy-4

O Zircaloy-4 foi um material desenvolvido especificamente para a aplicação em reatores nucleares. Na análise realizada, o Zircaloy-4 apresenta um bom comportamento quanto à segurança da operação do reator, mas sua temperatura máxima de operação limita a eficiência do reator.

Os Zircaloys foram criados nos anos 1950 e, desde então, têm sido utilizados em elementos estruturais de reatores nucleares. O material apresenta alta resistência à corrosão, baixa seção de choque de nêutrons térmicos e boa condutividade térmica. De acordo com Teodoro et al. (Teodoro et al., 2007), a resistência à corrosão apresentada pelo material se dá pela formação de uma camada de óxido na superfície do tubo que está em contato com o fluido refrigerante.

Embora continue sendo amplamente utilizada até hoje, a liga apresenta algumas falhas. De acordo com Daum et al. (Daum et al., 2001, p. 1 - Tradução Livre),

“O uso estendido do Zircaloy como revestimento de varetas combustíveis em reatores refrigerados a água leve leva à degradação de suas propriedades mecânicas por uma combinação de fragilização por irradiação, oxidação na superfície do refrigerante, captura de hidrogênio e formação de hidretos. ”

Os estudos para otimizar esse material e para desenvolver novos materiais que sejam capazes de atenuar ou resolver estas questões citadas acima têm sido constantes e contínuos. Como consequência desses estudos, muitas usinas nucleares estão substituindo o Zircaloy-4 por outras ligas de zircônio que ofereçam maior resistência à corrosão e possibilitem *burnups* mais altos.

E110

A liga E110 (Zr-1Nb) foi desenvolvida na Rússia e é utilizada desde 1960 em reatores VVERs, cujo princípio de funcionamento é semelhante ao do PWR. Esse material foi amplamente investigado e serviu como referência para a criação de novos materiais otimizados para o revestimento de varetas combustíveis, como o M5 (Nikulina, 2004).

De acordo com Shelbadov (Shelbadov et al., 1999), a etapa de processamento do material é essencial para ditar o desempenho dos tubos de revestimento como produto final. O autor alega que o comportamento de corrosão dessa liga está fortemente relacionado à sua estrutura cristalina e às condições de operação do reator.

Segundo Nikulina (Nikulina, 2004), a liga possui boa resistência mecânica, alta resistência a fluência e apresenta pouco inchamento por irradiação. Entretanto, Steinbrück et al. (Steinbrück et al., 2010) realizou um estudo para comparar o comportamento da liga E110 com a liga Zircaloy-4 e constatou que, de forma geral, o E110 apresentou um comportamento mais propenso à oxidação. Segundo os autores, o comportamento das duas ligas depende da temperatura

de operação do reator. As maiores diferenças foram vistas de 870 a 1320K, faixa de temperaturas na qual o Zircaloy-4 se destacou.

Assim como o Zircaloy-4, a liga E110 continua sendo desenvolvida e otimizada, com o intuito de aumentar sua resistência à corrosão e atingir *burnups* mais altos.

M5

A liga M5 foi desenvolvida pela empresa francesa AREVA. Ela segue a tendência das ligas de zircônio avançadas, nas quais, para se reduzir a corrosão, há a redução do conteúdo de estanho da liga (Motta et al., 2015).

De acordo com Greelhood e Beyer (Greelhood e Beyer, 2011), o M5 apresenta melhor comportamento quanto à captura de hidrogênio quando comparado ao Zircaloy-2, ao Zircaloy-4 e ao ZIRLO. Por isso, o material é menos susceptível à fragilização por hidrogênio, uma das principais preocupações quanto ao uso de ligas de zircônio como revestimento das varetas.

Segundo Duan et al. (Duan et al., 2017), a ausência de estanho em sua composição, a estequiometria controlada da liga e o tratamento térmico otimizado da liga resultam em uma resistência à corrosão muito alta e em ótimas propriedades mecânicas, mesmo em *burnups* altos e sob altas doses de irradiação. Os autores também alegam que cada um dos elementos de liga tem uma função dentro do material, tendo como objetivo final, tanto boas propriedades mecânicas, como alta resistência à corrosão, nas condições do núcleo do reator.

Ainda de acordo com Duan et al. (Duan et al., 2017), muitas fontes na literatura consideram a liga M5 uma opção melhor do que o Zircaloy-4, graças ao aprimoramento da resistência a corrosão, da melhor resistência à fadiga e da menor captura de hidrogênio. Como consequência desse comportamento aperfeiçoado do material, segundo os autores, em 2011, foram fabricados 4.5 milhões de tubos de M5 para a utilização em 94 reatores comerciais de potência.

Diversos estudos consideram o M5 como a liga de zircônio otimizada com o melhor desempenho quanto à corrosão e à captura de hidrogênio.

ZIRLO

A liga ZIRLO foi desenvolvida pela empresa americana Westinghouse. Segundo Lobo e Andrade (Lobo e Andrade, 2010), o material apresenta resistência à corrosão otimizada e, segundo Sabol et al. (Sabol et al., 1994), nas condições do núcleo do reator, a liga demonstrou menor corrosão que o Zircaloy-4 a altas temperaturas, menor sensibilidade ao lítio presente no refrigerante e maior resistência à fluência.

Motta, Couet e Comstock (Motta et al., 2015) fizeram um estudo relativo à camada de óxido formada na superfície das varetas combustíveis para comparar o desempenho do Zircaloy-4 e o ZIRLO. Nesse estudo, os autores constataram que o ZIRLO tem melhor desempenho quanto à oxidação do que o Zircaloy-4, principalmente em *burnups* mais altos.

De acordo com Sabol (Sabol, 2005, p. 1-22 apud Duan et al., 2017, p. 136), o ZIRLO apresenta melhor resistência à corrosão, menor expansão por irradiação e melhor resistência à fluência para combustível de alto burnup do que outras ligas de zircônio-nióbio. O autor afirma que, desde os anos 90, o material é utilizado em quase todas as plantas nucleares desenvolvidas pela Westinghouse nos Estados Unidos e em diversos países europeus.

Segundo Rudling (Rudling, 2013), a liga apresenta captura de hidrogênio inferior à do Zircaloy-4 na água, a temperaturas menores que 360°C. Porém, quando está a temperaturas maiores que 400°C e em meio a vapor de água, seu comportamento é similar ao do Zircaloy-4. Por esta razão, e para aprimorar o comportamento de corrosão do material, foi criado o ZIRLO Otimizado.

Carbeto de tungstênio

De acordo com a folha de dados do CES EduPack, o carbeto de tungstênio é usualmente utilizado como reforço em algumas ligas de cobalto e titânio, como abrasivo ou em ferramentas com alta resistência ao desgaste.

Em alguns novos projetos de reatores nucleares, como o de Dailly (Dailly, 2014), o material é utilizado para a confecção de refletores, cujo objetivo é evitar que

nêutrons saiam do núcleo e retardar a velocidade dos mesmos. Para isso, é necessário que o material tenha alta seção de choque de espalhamento de nêutrons e baixa seção de choque de absorção de nêutrons.

Entretanto, Baney e Tulenko (Baney e Tulenko, 2003), realizaram um estudo para identificar cerâmicas que poderiam ser utilizadas para o revestimento de ligas de zircônio de varetas combustíveis. Nesse estudo, o carbeto de Tungstênio foi desconsiderado por possuir alta seção de choque de absorção.

De qualquer forma, não foram encontrados estudos que considerem ou efetivamente testem o material para o revestimento de varetas combustíveis de reatores nucleares.

Compósito SiC/SiC

O compósito SiC/SiC é um material que tem fibras de carbeto de silício em uma matriz de carbeto de silício. A matriz do compósito é cerâmica (tipicamente frágil), as fibras atuam como reforço e aumentam a tenacidade do material. Nos últimos anos, o material tem recebido bastante atenção por suas propriedades físicas, químicas e térmicas. Conforme os dados obtidos no CES EduPack, o compósito possui boa resistência mecânica, boa condutividade, baixa radioatividade induzida e grande resistência a altas temperaturas. Uma desvantagem do compósito SiC/SiC é o seu preço de manufatura. Por ser um material em desenvolvimento, ainda requer muitas validações e testes. Portanto, sua implementação ainda depende do investimento de tempo e de verba em testes para sua validação.

O material tem sido muito estudado para aplicações em altas temperaturas e, nos últimos anos, tem sido foco de pesquisas na indústria aeroespacial para o uso em componentes de motores de turbina a gás (Nasa Technology Transfer Program, 2015).

De acordo com Kim et al. (Kim et al, 2013), em comparação com as ligas de zircônio, os compósitos SiC/SiC oferecem uma seção de choque de absorção de nêutrons mais baixa e permitem um *burnup* mais alto. Além disso, os autores dizem que, o uso de varetas combustíveis cujo revestimento é feito desse

compósito, possibilita o funcionamento do reator a temperaturas mais altas, diminuindo as chances de acontecer o fenômeno de fretagem entre as grades espaçadoras e as varetas.

Segundo Deck et al. (Deck et al., 2012, p. 38-45 apud Yano et al., 2017, p. 1), para a aplicação em questão, o compósito SiC/SiC apresenta pouca corrosão e nenhuma captura de hidrogênio durante a operação normal do reator, além de manter baixa taxa de corrosão e elevada resistência mecânica, mesmo em condições severas de acidente. A alta corrosão e a captura de hidrogênio, além da baixa resistência mecânica em condições severas de acidente são alguns dos principais problemas apresentados pelas ligas de zircônio quando utilizadas como revestimento de varetas combustíveis em reatores nucleares do tipo PWR.

Entretanto, segundo Duan et al. (Duan et al., 2017), o compósito sozinho pode ser insuficiente para reter produtos de fissão gasosos dentro das varetas devido à porosidade do material. Por esta razão, nos últimos anos, têm sido desenvolvidos novos revestimentos com múltiplas camadas, cada uma com uma função específica e diferente. É o caso do revestimento de 3 camadas, denominado Triplex SiC, que está em desenvolvimento no MIT (Massachusetts Institute of Technology). As características das camadas são: a primeira camada, de carbeto de silício monolítico, tem a função de reter gases de fissão, a segunda camada, de compósito SiC/SiC, tem a função de prover resistência mecânica ao tubo e a terceira camada, de carbeto de silício de alta densidade, tem a função de inibir a corrosão pelo refrigerante (Duan et al., 2017). De acordo com os autores, esse tipo de iniciativa tem demonstrado bons resultados.

O compósito de fibras de carbeto de silício em matriz de carbeto de silício demonstra ser promissor.

Diamante

O diamante apresentou resultados muito bons na análise feita neste trabalho, com capacidade de atingir alta eficiência e manter altos níveis de segurança da operação. Dentre todos os materiais analisados, ele apresenta condutividade térmica e temperatura máxima de serviço mais altas que qualquer outro material.

Entretanto, o preço por quilo do diamante é cerca de 4 mil vezes maior que do Zircaloy-4, material utilizado atualmente em muitos reatores PWR. Por mais que o diamante apresente resultados muito bons, seu preço inviabiliza o seu uso na aplicação em questão.

Fibras de carbeto de silício

De acordo com a folha de dados do CES EduPack, as fibras de carbeto de silício são utilizadas como reforço em outros materiais para aprimorar suas propriedades. É o caso do compósito SiC/SiC explicitado acima, material composto por fibras de SiC dispersas em uma matriz de SiC, que possui maior tenacidade do que o SiC sozinho. Na literatura, há registros a respeito de compósitos de alumínio, que utilizam fibras de carbeto de silício dispersas na matriz metálica como reforço (Rahman et al., 2014). Porém, como exposto anteriormente neste trabalho, o alumínio possui temperatura de fusão baixa demais para ser usado no núcleo de reatores nucleares do tipo PWR.

5.3. Discussão sobre o reator de leito de esferas (PBR)

O programa CES EduPack possibilitou a comparação de inúmeros materiais simultaneamente e facilitou a compreensão dos resultados através dos mapas de propriedades de materiais que permite criar. Por meio de restrições feitas nas propriedades, foi possível restringir os materiais candidatos para a utilização nas camadas de revestimento de partículas combustíveis de reatores nucleares do tipo PBR.

Dos 4027 materiais disponíveis no banco de dados do CES EduPack, apenas 9 deles se adequam às condições de contorno do projeto estipuladas na metodologia. Alguns deles serão discutidos nesta seção do trabalho.

Como o preço dos materiais que passaram pelas etapas de triagem deste trabalho variam muito, decidiu-se incluir essa variante na análise, pois o preço pode vir a resultar a inviabilidade de seu uso nessa aplicação. A Tabela 4 expõe o preço (R\$) / Kg dos materiais aprovados nas etapas de triagem do trabalho.

Tabela 4 - Comparação do preço/quilo dos materiais em discussão

Material	Preço (R\$)/kg
Carbeto de silício	56 – 80
Carbeto de silício com 2% Al ₂ O ₃	56 – 80
Carbeto de zircônio	120 – 176
Compósito SiC/SiC	12.000 – 21.200
Diamante	1.200.000 – 2.400.000
Fibras de boro/SiC	14.400 – 16.800
Fibras de carbono e carbeto de silício	20.800 – 24.000
Fibras de carbeto de silício	6.400 – 24.000
Partículas de carbeto de silício	120 – 200

Embora tenham apresentado bons resultados, o compósito SiC/SiC, o diamante, as fibras de carbono e carbeto de silício e as fibras de carbeto de silício têm preços muito mais altos que aquele do carbeto de silício. De acordo com a Comissão Regulatória Nuclear Americana (Nuclear Regulatory Commission of United States, 2001), durante o funcionamento do reator PBR, o seu núcleo abriga aproximadamente 370.000 esferas combustíveis, que são irradiadas por cerca de 3 anos. Para tentar mensurar o impacto que a substituição do carbeto de silício (SiC) pelo compósito SiC/SiC teria, foi feita uma estimativa do custo da aplicação de ambos os materiais na confecção da camada:

Foi considerada a espessura da camada como 0,035mm e o raio da partícula 0,42mm para calcular o volume da camada. A partir da multiplicação desse volume pela densidade (o SiC e o compósito SiC/SiC têm a mesma densidade, 3,21g/cm³), foi possível calcular a massa de material utilizada em uma partícula TRISO. Considerando que cada esfera combustível possui cerca de 15.000 partículas e o reator abriga aproximadamente 370.000 esferas durante seu funcionamento, foi possível calcular a massa total de material utilizada nas camadas de revestimento em um carregamento do reator. A utilização do compósito SiC/SiC, cujo preço médio é de 16.600 R\$/kg, resulta em um

investimento total de 20,64 milhões de reais para uma carga do reator. Enquanto isso, o uso do carbeto de silício, cujo preço médio é de 68 R\$/kg, resulta em um investimento total de 84 mil reais por carga do reator.

Assim sendo, foram analisados mais profundamente somente os materiais cujos preços não venham a inviabilizar sua utilização como camada de revestimento de partículas TRISO.

Carbeto de silício

Não é à toa que o carbeto de silício é utilizado atualmente em larga escala para a aplicação em questão. Segundo a folha de dados do programa CES EduPack, o SiC é a cerâmica avançada com maior resistência à corrosão. Ao analisar o gráfico obtido na Figura 28, é possível inferir que o material tem ótimo desempenho quanto à eficiência e quanto à segurança da operação. Além disso, o seu preço/kg é o menor de todos os materiais analisados, o que condiz com sua utilização em larga escala. Segundo Liu et al. (Liu et al., 2014), a camada de carbeto de silício de partículas combustíveis TRISO apresenta robusto desempenho meio a condições postuladas de acidente, em que as temperaturas são muito elevadas e o ambiente é altamente oxidante.

A principal vantagem do SiC é a manutenção de suas propriedades mecânicas em ambientes com alta irradiação de nêutrons. Comparado com outras cerâmicas, o material tem boa condutividade térmica, mesmo a altas temperaturas (Liu et al., 2014). Segundo Ervin (Ervin, 1958), em atmosferas oxidantes é formada uma fina camada de sílica em volta do carbeto de silício, o que retarda a oxidação do material. Além disso, por ser um material refratário, o carbeto de silício apresenta notável resistência a altas temperaturas.

Porém, a temperaturas acima de 2000°C, o material começa a sofrer decomposição térmica. Rochbeck e Xiao (Rochbeck e Xiao, 2016) fizeram um estudo sobre as propriedades mecânicas da camada de SiC de partículas TRISO a altas temperaturas e, baseados nos resultados encontrados, alegam que: (Tradução Livre)

“Os primeiros sinais de degradação do carbetto de silício são vistos após o recozimento a baixa pressão em atmosfera inerte a 1600°C, quando é formada uma lâmina de grafite na superfície do material, que acontece a despeito da estequiometria da amostra. Com o aumento da temperatura, o carbetto de silício começa a demonstrar porosidade e a partir de 2100°C a espessura da camada diminui.”

Há também uma preocupação a respeito da degradação da camada de carbetto de silício pelos produtos de fissão, mas não existe um consenso sobre o principal composto responsável por essa degradação. De acordo com Coen et al. (Coen et al., 1972), a temperaturas maiores que 1500°C acontece o ataque da camada de carbetto de silício pelo vapor de cério formado na reação de fissão. Em oposição, Minato et al. (Minato et al., 1994), alega que é o gás CO o responsável pela maior parte da degradação da camada de SiC. Zhou e Tang (Zhou e Tang, 2011) consideram o Paládio um produto de fissão de grande importância pois a reação dele com a camada de carbetto de silício pode levar à formação de cavidades e acarretar a falha do combustível.

Outro fenômeno relevante no uso de carbetto de silício como camada revestidora de partículas combustível TRISO é a difusão de prata. Durante a operação do reator AGR na Alemanha foi observada a presença de prata-110 no ambiente do reator (Zierman e Ivens, 1998). De acordo com Deng et al. (Deng et al., 2015), a difusão da prata pelo SiC acontece pelo contorno de grão e pode ser evitada pelo controle da microestrutura do material durante a produção.

Pelo fato de o material já ter seu uso implementado, há muitos estudos a respeito de seus mecanismos de corrosão, difusão e falha.

Carbetto de silício com 2% de Al_2O_3

De acordo com Somiya et al. (Somiya et al., 1991), a presença de Al_2O_3 no carbetto de silício é relacionada ao seu processo de produção, por compactação estática a quente. Os autores alegam que a alumina forma uma fase líquida em meio ao SiC, que promove a densificação da peça. De acordo com a folha de dados do programa CES EduPack, o carbetto de silício com 2% de Alumina é

utilizado tipicamente em dispositivos de altas temperaturas, equipamentos de laboratórios industriais e no rolamento de turbocompressores. Embora o material apresente comportamento ligeiramente superior ao do carbetto de silício puro na segurança da operação, não foram encontradas na literatura menções ao seu uso no revestimento de partículas combustíveis.

Carbeto de zircônio

A utilização do carbetto de zircônio (ZrC) como substituto do carbetto de silício (SiC) vem sendo estudada desde os anos 70. O material tem como características a alta estabilidade termodinâmica, ponto de fusão alto, alta durabilidade e boa compatibilidade com componentes estruturais do reator.

Embora sua temperatura de fusão seja cerca de 1000°C mais elevada que a do carbetto de silício, sua condutividade térmica é significativamente inferior. Há divergências quanto ao valor da temperatura máxima de serviço do material, pois a base do CES EduPack alega ser de 830 a 900°C e o site A to Z of Materials (AZOM, 2020b), outra base de dados sobre as propriedades dos materiais, alega ser de 1100 a 1200°C. De qualquer forma, segundo o CES EduPack, o SiC apresenta temperaturas máximas de serviço mais elevadas, de 1.470 a 1.540°C.

No quesito de segurança, considerada inicialmente nesta análise como a capacidade do material de agir como um vaso de pressão e reter os produtos de fissão, o ZrC teve comportamento semelhante ao do SiC, embora ligeiramente inferior. Porém, a principal vantagem do uso do carbetto de zircônio é a sua resistência à corrosão por produtos de fissão como o paládio. Zhou e Tang (Zhou e Tang, 2015) consideram que a maior capacidade de retenção de produtos de fissão e a temperatura de fusão mais elevada do material em comparação com o SiC possibilitam a operação segura dos reatores a temperaturas mais altas, consequentemente aumentando também a eficiência do processo.

De acordo com um estudo feito por Ogawa et al. (Ogawa et al., 1992), partículas combustíveis com a substituição da camada de carbetto de silício por carbetto de zircônio mantiveram integridade estrutural, tanto durante a irradiação, como pós irradiação. De 100 partículas irradiadas e posteriormente aquecidas a 2400°C,

apenas uma falhou. Foi feito também um estudo pelo Instituto de Energia Atômica do Japão por Minato et al. (Minato et al., 2000) que comparou o desempenho durante a irradiação dos carbeto de silício e zircônio. Os autores constataram que o ZrC teve desempenho melhor no experimento, pois em oposição ao SiC, não sofreu corrosão. Em ambos estudos o uso do ZrC foi considerado promissor.

Porém, a deposição de carbeto de zircônio é um processo muito complicado. De acordo com Hollabaugh et al. (Hollabaugh et al., 1977), para a deposição do material são necessárias temperaturas acima de 1400°C e a presença de ao menos 4 gases diferentes.

Atualmente, há algumas frentes de estudo para entender a eficácia de uma nova técnica, que consiste em adicionar uma camada de carbeto de zircônio como revestimento complementar em torno do núcleo das partículas TRISO. De acordo com Porter et al. (Porter et al., 2013), a função dessa nova camada seria capturar o oxigênio produzido no núcleo e prevenir falhas por migração do cerne (efeito amoeba) e por sobrepressurização.

Apesar de o carbeto de zircônio ser considerado muito promissor para a aplicação em questão, ainda faltam estudos e experimentos, principalmente a respeito de seu comportamento em diferentes doses de irradiação.

Partículas de carbeto de silício

As partículas de carbeto de silício são utilizadas dispersas em metais, polímeros e cerâmicas. Segundo a folha de dados do CES EduPack, elas são utilizadas como componente para abrasão e como reforço em alguns materiais. Embora as propriedades das partículas de carbeto de silício sejam interessantes e o material tenha apresentado bons resultados, a aplicação em questão demanda um material que permita a sua deposição em uma camada fina, homogênea e sem rugosidades. O material pode ser utilizado como reforço em materiais supracitados, mas sozinho não.

6. Conclusões

- As análises realizadas com a ajuda do programa CES EduPack 2019, aliadas à busca por informações mais específicas a respeito da aplicação, proporcionaram um embasamento científico mais sólido para a seleção de materiais para uso no revestimento de elementos combustíveis de reatores nucleares.
- A seleção de materiais para o revestimento de varetas combustíveis de reatores nucleares do tipo PWR resultou em dois principais grupos de materiais: as ligas de zircônio e os compósitos SiC/SiC.
- Dentre as ligas de zircônio, a liga M5 parece apresentar os melhores resultados quanto à resistência à corrosão e à captura de hidrogênio nas varetas combustíveis de reatores PWR.
- Os compósitos SiC/SiC apresentam um comportamento superior em comparação com as ligas de zircônio para o uso em varetas combustíveis de reatores PWR mas sua utilização ainda requer validações e é necessário investir no desenvolvimento e aprimoramento de processos de fabricação para tornar sua produção mais barata.
- A seleção de materiais para o revestimento de partículas combustíveis de reatores nucleares do tipo PBR resultou em dois principais materiais: carbetos de silício e carbetos de zircônio.
- O carbetos de silício demonstra ser, ainda, a opção mais recomendada para o uso em camadas de revestimento de partículas combustíveis de reatores nucleares de tipo PBR.
- Ainda faltam estudos sobre o comportamento do carbetos de zircônio quando exposto por longo período a irradiação constante dentro de um reator PBR. É necessário também que suas propriedades sejam melhor estudadas e definidas, haja vista ainda haver divergências de valores de suas propriedades na literatura.

7. Referências

ABE, A.; GIOVEDI, C.; GOMES, D.S. et al. Revisiting Stainless Steel as PWR Fuel Rod Cladding after Fukushima Daiichi Accident. *Journal of Energy and Power Engineering*, v. 8, n. 6, 2014.

ALLEN, T.; BUSBY, J.; MEYER, M; PETTI, D. (2010). *Materials Challenges for Nuclear Systems*. Materials Today, 2017

ASHBY, M.F. *Materials Selection in Mechanical Design*. 2. ed. Oxford: Butterworth-Heinemann, 1999.

ASHBY, M.F.; JOHNSON, K. *Materials and design: the art and science of material selection in product design*. Amsterdam: Elsevier/Butterworth-Heinemann, 2010

AZEVEDO, C.R.F. Selection of fuel cladding material for nuclear fission reactors. *Engineering Failure Analysis*, v. 18, n. 8, p. 1943-1962, 2011.

AZEVEDO, C.R.F. A review on neutron-irradiation-induced hardening of metallic components. *Engineering Failure Analysis*, v. 18, n. 8, p. 1921-1942, 2011.

AZOM. Zircaloy-4(Alloy Zr4) (UNS R60804). AZoM.com. Disponível em: <<https://www.azom.com/article.aspx?ArticleID=7644>>. Acesso em: 1 março 2020. a

AZOM. Properties: Zirconium Carbide (ZrC). AZoM.com. Disponível em: <<https://www.azom.com/properties.aspx?ArticleID=261>>. Acesso em: 5 abr. 2020. b

BANEY, R.; TULENKO, J.S. An Innovative Ceramic Corrosion Protection System for Zircaloy Cladding. Office of Scientific & Technical Information, v. 808072, p. 20-29, 2003.

BEALE, C. Has the Chernobyl disaster affected the number of nuclear plants built?. Disponível em: <<https://theguardian.com/environment/2016/apr/30/has-chernobyl-disaster-affected-number-of-nuclear-plants-built>>. Acesso em: 26 setembro. 2019.

BERTOLO, V. INFLUÊNCIA DO PROCESSAMENTO TERMOMECÂNICO NA FORMAÇÃO DE HIDRETOS EM LIGA DE ZIRCÔNIO PARA APLICAÇÃO NUCLEAR. Graduação—[s.l.] Escola Politécnica da Universidade Federal do Rio de Janeiro, 2016.

BOER, B.; KLOOSTERMAN, J.; OUGOUAG, A. Optimization of HTR fuel design to reduce fuel particle failures. Idaho Falls: 2006

BOER, B. Optimized core design and fuel management of a pebble-bed type nuclear reactor. Amsterdam: IOS Press, 2008.

COEN, V.; HAUSNER, H.; QUATAERT, D. Cesium migration in silicon carbide. Journal of Nuclear Materials, v. 45, n. 2, p. 96-104, 1972.

DAILY, R. M. COMPACT LIQUID METAL COOLED SPHERICAL FAST NEUTRON REACTOR CORE DESIGN. Depositante: Robert M. Daily. US 2014/0146934 A1. Depósito: 29 nov. 2012. Concessão: 29 mai. 2014

DAUM, R.S.; MAJUMDAR, S.; BATES, D.W.; MOTTA, A.T.; KOSS, D.A.; BILLIONE, M.C. On the Embrittlement of Zircaloy-4 Under RIA-Relevant Conditions. Zirconium in the Nuclear Industry: Thirteenth International Symposium, Annecy, France, June 10-14, 2001, ASTM Special Technical Publication 1423, 2001.

DENG, J.; KO, H.; DEMKOWICZ, P. et al. Grain boundary diffusion of Ag through polycrystalline SiC in TRISO fuel particles. Journal of Nuclear Materials, v. 467, p. 332-340, 2015.

DOLAN, T. Molten salt reactors and thorium energy. Tradução . 1. ed. Duxford: Woodhead Publishing, an imprint of Elsevier, 2017.

DUAN, Z.; YANG, H.; SATOH, Y.; MURAKAMI, K.; KANO, S.; ZHAO, Z.; SHEN, J.; ABE, H. Current status of materials development of nuclear fuel cladding tubes for light water reactors. Nuclear Engineering and Design, v. 316, p. 131-150, 2017.

ENERDATA. World Energy Consumption Statistics for 2018 | Enerdata. Yearbook.enerdata.net. Disponível em: <<https://yearbook.enerdata.net/total-energy/world-consumption-statistics.html>>. Acesso em: 20 agosto. 2020.

ENERGY CENTRAL. X-Energy and Southern Nuclear Team Up for Advanced Reactor R&D | Energy Central. Energycentral.com. Disponível em: <<https://energycentral.com/c/ec/x-energy-and-southern-nuclear-team-advanced-reactor-rd>>. Acesso em: 3 abril. 2020.

ERVIN, GUY. Oxidation Behavior of Silicon Carbide. Journal of the American Ceramic Society, v. 41, n. 9, p. 347-352, 1958.

FERRANTE, M. Seleção de Materiais. 2 ed, São Carlos: EDUFSCar, 2002

FRATONI, M.; TERRANI, K. A. PWR core design with Metal Matrix Micro-encapsulated (M3) fuel. Progress in Nuclear Energy, v. 100, p. 419-426, 2017.

GOMES,D. ; SILVA, A.; GIOVEDI, C.; ABE, A.; MARTINS, M. Evaluation of corrosion on the fuel performance of stainless steel cladding, 2016

GREELHOOD, K.; BEYER, C. Hydrogen Pickup Models for Zircaloy-2, Zircaloy-4, M5™ AND ZIRLO™. 2011 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Chengdu, 2011.

GUTHRIE, M.; BENMORE, C.J.; SKINNER, L.B. et al. Thermal expansion in UO₂ determined by high-energy X-ray diffraction. Journal of Nuclear Materials, v. 479, p. 19-22, 2016.

HAWARI, A.I.; CHEN, J.; SU, B. et al. Assessment of on-line burnup monitoring of pebble bed reactor fuel using passive gamma-ray spectrometry. IEEE Transactions on Nuclear Science, v. 49, n. 3, p. 1249-1253, 2002.

HOLLABAUGH, C. M.; WAHMAN, L. A.; REISWIG, R. D. et al. Chemical Vapor Deposition of ZrC Made by Reactions of ZrCl₄ with CH₄ and with C₃H₆. Nuclear Technology, v. 35, n. 2, p. 527-535, 1977.

HONG, L. American Anti-Nuclear Activism in the 1970s. Junho de 2016 Disponível em: <<http://large.stanford.edu/courses/2016/ph241/hong1/>>. Acesso em: 26 setembro. 2019.

HOSEMANN, P. et al. Mechanical characteristics of SiC coating layer in TRISO fuel particles. 2013.

HU, Z. 2018. Developments of analyses on grid-to-rod fretting problems in pressurized water reactors. Progress in Nuclear Energy.

IAEA. High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials. Viena: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2010

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors. IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES No. NF-T-2.1, p. 86-92, 2010.

INB. Todas as usinas usam o mesmo tipo de elemento combustível?. Disponível em: <https://www.inb.gov.br/Contato/Perguntas-Frequentes/Pergunta/Conteudo/todas-as-usinas-usam-o-mesmo-tipo-de-elemento-combustivel?Origem=1104>>. Acesso em: 26 setembro. 2019.

JFK Library. Nuclear Test Ban Treaty. Disponível em: <https://jfklibrary.org/learn/about-jfk/jfk-in-history/nuclear-test-ban-treaty>>. Acesso em: 26 setembro. 2019.

KADAK, A. A future for nuclear energy: pebble bed reactors, 2005.

KEMENY, L. The Modular Pebble Bed Nuclear Reactor - The Preferred new Sustainable Energy Source for Electricity, Hydrogen and Potable Water Production?. Lithgow: , 2002. (Nota técnica).

KIM, W.; KIM, D.; PARK, J.Y. FABRICATION AND MATERIAL ISSUES FOR THE APPLICATION OF SiC COMPOSITES TO LWR FUEL CLADDING. Nuclear Engineering and Technology, v. 45, n. 4, p. 565-572, 2013.

LIU, R.; LIU, B.; KAIHONG Z.et al. High temperature oxidation behavior of SiC coating in TRISO coated particles. Journal of Nuclear Materials, v. 453, n. 1-3, p. 107-114, 2014.

LOBO, R.M.; ANDRADE, A.H.P. Novas Ligas de Zircônio para Aplicação Nuclear. 19º Congresso Brasileiro de Engenharia e Ciência dos Materiais - CBECiMat, 2010.

MASTERSON, ROBERT. Nuclear reactor thermal hydraulics. 1. ed. Cambridge: CRC Press, p. 137-142, 2019.

MAKI, J. T.; PETTI, D. A.; HOBBS, R. R. et al. NP-MHTGR Fuel Development Program Results. 2002.

MARTINS, A. A surpreendente causa de centenas de mortes após acidente nuclear de Fukushima — não é a radiação. Disponível em: <<https://bbc.com/portuguese/internacional-50494512>>. Acesso em: 26 novembro. 2019.

MARKELOV, V. A.; NOVIKOV, V.V.; NIKULINA, A.V.; KON'KOV, V.F.; SABLIN, M.N.; SHISHOV, V.N.; PEREGUD, M.M.; TSELISCHEV, A.V. Application of E635 alloy as Structural Components of VVER – 1000 Fuel Assemblies, 2010.

MAZIASZ, P.J.; BUSBY, J.T. Properties of Austenitic Steels for Nuclear Reactor Applications. Comprehensive Nuclear Materials, p. 267-283, 2012.

MINATO, K.; OGAWA, T.; FUKUDA, K. et al. Fission product behavior in Triso-coated UO₂ fuel particles. Journal of Nuclear Materials, v. 208, n. 3, p. 266-281, 1994.

MINATO, K.; OGAWA, T.; SAWA, K. et al. Irradiation Experiment on ZrC-Coated Fuel Particles for High-Temperature Gas-Cooled Reactors. Nuclear Technology, v. 130, n. 3, p. 272-281, 2000.

MOTTA, A.; COUET, A.; COMSTOCK, R. J. Corrosion of Zirconium Alloys Used for Nuclear Fuel Cladding. Annual Review of Materials Research, v. 45, n. 1, p. 311-343, 2015.

NABIELEK, H.; MITCHELL, M. Graphite and Ceramic Coated Particles for the HTR. Advanced Materials for Sustainable Developments, p. 61-73, 2010.

NASA TECHNOLOGY TRANSFER PROGRAM. Patent Details. Technology.nasa.gov. Disponível em: <https://technology.nasa.gov/patent/LEW-TOPS-25>, 2015. Acesso em: 14 maio 2020.

NERO, ANTHONY V. A guidebook to nuclear reactors. Berkeley: University of California Press, p. 25-40, 1979.

NIKULINA, A. V. Zirconium alloys in nuclear power engineering. Metal Science and Heat Treatment, v. 46, n. 11-12, p. 458-462, 2004.

NUCLEAR-ENERGY. How Does A Pressurized Water Nuclear Reactor (PWR) Work?. Nuclear-energy.net. Disponível em: <<https://nuclear-energy.net/nuclear->

power-plant-working/nuclear-reactor/types/pressurized-water-reactors-pwr>.

Acesso em: 26 setembro. 2019.

NUCLEAR ENERGY AGENCY. Pellet clad interaction in water reactor fuels.Paris: Seminar Proceedings Aix-en-Provence NUCLEAR ENERGY AGENCY, 2005.

NUCLEAR ENERGY AGENCY Issue Brief: The Human Factor in Nuclear Power Plant Operation, 1988. Disponível em: <<https://oecd-neo.org/brief/brief-02.html>>.
Acesso em: 26 setembro. 2019.

NUCLEAR REGULATORY COMMISSION OF UNITED STATES. SAFETY ASPECTS OF HIGH TEMPERATURE GAS COOLED REACTOR DESIGN AND TECHNOLOGY. 2001.

ODETTE, R.; ZINKLE, S. Structural alloys for nuclear energy applications. Tradução . 1. ed. Estados Unidos: Elsevier, 2019.

OGAWA, T.; FUKUDA, K.; KASHIMURA, S. et al. Performance of ZrC-Coated Particle Fuel in Irradiation and Postirradiation Heating Tests. Journal of the American Ceramic Society, v. 75, n. 11, p. 2985-2990, 1992.

PAN, G., GARDE, A. M.ATWOOD, A. R. Performance and Property Evaluation of High-Burnup Optimized ZIRLO™ Cladding. Zirconium in the Nuclear Industry: 17th Volume, p. 607-627, 2014.

PERROTA, J. A.; Curso de introdução à engenharia do núcleo de reatores, São Paulo, 1999. Disponível em: <https://www.ipen.br/portal_por/conteudo/posgraduacao/arquivos/200906040956360-apperrotta.pdf>

PORTER, I. E.; KNIGHT, T. W.; DULUDE, M. C. et al. Design and fabrication of an advanced TRISO fuel with ZrC coating. Nuclear Engineering and Design, v. 259, p. 180-186, 2013.

RAHMAN, M.D.; HABIBURASHED, H. M.; MAMUN, AL. Characterization of Silicon Carbide Reinforced Aluminum Matrix Composites. Procedia Engineering, v. 90, p. 103-109, 2014.

REVOL, J.; BOURQUIN, M.; KADI, Y.; LILLESTOL, E.; DE MESTRAL, J.; SAMEC, K. Thorium Energy For The World. Genebra, Suíça: Springer International Publishing, pp.65-67, 2013.

ROHBECK, N.; XIAO, P. Evaluation of the mechanical performance of silicon carbide in TRISO fuel at high temperatures. Nuclear Engineering and Design, v. 306, p. 52-58, 2016.

ROMERO, J. ; HALLSTADIUS, L. ; OWAKI, M. Evolution of Westinghouse fuel cladding. Proceedings of 2014 water reactor fuel performance meeting/ top fuel / LWR fuel performance meeting, 2014

RUDLING, P. Zr Alloy Corrosion and Hydrogen Pickup. ANT International, Mölnlycke, 2013.

SABOL, G. P.; WEINER, R. A.; STANUTZ, R. N.; COMSTOCK, R. J.; LAROUERE, P. In-Reactor Corrosion Performance of Zirlo and Zircaloy-4. In ASTM STP 1245 10th. International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry. p. 724- 742, 1994.

SCIENCEDIRECT TOPICS. Irradiation Creep - an overview | ScienceDirect Topics. Disponível em: <<https://www.sciencedirect.com/topics/materials-science/irradiation-creep>>. Acesso em: 20 março. 2020.

SHEBALDOV, P.V.; PEREGUD, M.M.; NIKULINA, A.V. et al. E110 Alloy Cladding Tube Properties and Their Interrelation with Alloy Structure-Phase Condition and Impurity Content. Zirconium in the Nuclear Industry: Twelfth International Symposium, p. 545-559, 1999.

SŌMIYA; SHIGEYUKINOMATA; YOSHIZŌ. Silicon carbide ceramics. London: Elsevier Applied Science, v. 1, p. 278-279, 1991.

STEINBRÜCK, M.; BIRCHLEY, J.; BOLDYREV, A.V. et al. High-temperature oxidation and quench behaviour of Zircaloy-4 and E110 cladding alloys. Progress in Nuclear Energy, v. 52, n. 1, p. 19-36, 2010.

SUNDARAM, C.; MANNAN, S. Nuclear fuels and development of nuclear fuel elements. Kalpakkam: , 1989. (Nota técnica).

TEODORO, C. A.; SILVA, J.E.R.; TERREMOTO, L. A. A.; CASTANHEIRA, M.; SILVA, A.T.; LUCKI, G.L.; DAMY, M.A. Comparison of The Mechanical

Properties and Corrosion Resistance of Zirlo and Other Zirconium Alloys. 2007 International Nuclear Atlantic Conference, 2007

TIKARE, V. Property-process relationships in nuclear fuel fabrication. Paris: ODCE, State-of-the-Art Report on Multi-scale Modelling of Nuclear Fuels, 2015. (Nota técnica).

TIPPING, PHILIP G. Understanding and Mitigating Ageing in Nuclear Power Plants. 1. ed. Oxford: Woodhead, 2010.

TONG, C. Introduction to Materials for Advanced Energy Systems. 2 ed, Chicago: Springer, 2019

VEZZONI, B. et. al Preliminary Evaluation of a Nuclear Scenario Involving Innovative Gas Cooled Reactors. Science and Technology of Nuclear Installations. 2009

WAS, G. S. Fundamentals of Radiation Materials Science. Berlin, Heidelberg: Springer-Verlag Berlin Heidelberg, 2007.

WHITTLE, K. R. Nuclear materials science. [s.l.]: IOP Science, 2016.

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION; History of Nuclear Energy - World Nuclear Association. Disponível em: <<https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/outline-history-of-nuclear-energy.aspx>>. Acesso em: 26 setembro. 2019.

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Generation IV Nuclear Reactors: WNA - World Nuclear Association. Disponível em: <<https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/generation-iv-nuclear-reactors.aspx>>. Acesso em: 26 setembro. 2019.

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Nuclear Reactors | Nuclear Power Plant | Nuclear Reactor Technology - World Nuclear Association. Disponível em: <<https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>>. Acesso em: 26 setembro. 2019.

YANO, T.; KONISHI, H.; YAMAZAKI, S. et al. Recovery of neutron-irradiation-induced defects of Al₂O₃, Y₂O₃, and yttrium-aluminum garnet. Journal of Nuclear Science and Technology, v. 54, n. 8, p. 891-898, 2017.

ZHANG, Z.; DONG, Y.; LI, F. et al. The Shandong Shidao Bay 200 MW e High-Temperature Gas-Cooled Reactor Pebble-Bed Module Demonstration Power Plant: An Engineering and Technological Innovation, 2017

ZHOU, X.W.; TANG, C.H. Current status and future development of coated fuel particles for high temperature gas-cooled reactors. Progress in Nuclear Energy, v. 53, n. 2, p. 182-188, 2011.

ZIERMANN, E.; IVENS, G. Final report about operation of the AVR experimental nuclear power station. Fuel and Energy Abstracts, v. 39, n. 5, p. 357, 1998.

ZINKLE, S.J.; WAS, G.S. Materials challenges in nuclear energy. Acta Materialia, v. 61, n. 3, p. 735-758, 2013.