



Tema: Mecânica da Fratura e Integridade Estrutural

QUADRO COMPARATIVO DA INTEGRIDADE ESTRUTURAL DAS LIGAS DE ZIRCÔNIO E AÇOS INOXIDÁVEIS AUSTENÍTICOS SOB IRRADIAÇÃO NEUTRÔNICA*

Vinicius Oliveira dos Santos¹
 Matheus Araújo Tunes²
 Cláudio Geraldo Schon³

Resumo

Este trabalho tem como objetivo estabelecer um quadro comparativo – baseado na literatura científica vigente – entre o comportamento mecânico sob irradiação neutrônica dos Aços Inoxidáveis Austeníticos e as ligas de Zircônio empregados ostensivamente em componentes estruturais de instalações nucleares, como reatores e submarinos. O conhecimento do dano induzido pela irradiação nos materiais é de fundamental importância para os projetos de engenharia para minimização das probabilidades de risco de acidentes.

Palavras-chave: Materiais nucleares; Aços inoxidáveis; Zircaloy; Reatores.

COMPARATIVE FRAMEWORK OF ZIRCONIUM ALLOYS AND AUSTENITIC STAINLESS STEELS STRUCTURAL INTEGRITY UNDER NEUTRON IRRADIATION

Abstract

This work is intended to establish a comparative framework – based on the current scientific literature – between mechanical properties and behavior of neutron irradiated Stainless Steel and Zirconium alloys which are widely employed as structural components of nuclear facilities, like nuclear reactors and submarines. The knowledge about damage induced by neutronic irradiation in materials is of prime importance for engineering design to avoid the occurrence of accidents.

Keywords: Nuclear materials; Stainless steels; Zircaloy; Nuclear reactors.

¹ *Bacharel em Física, Pesquisador Bolsista, Departamento de Engenharia Metalúrgica e de Materiais, Escola Politécnica, USP, São Paulo, SP, Brasil.*

² *Bacharel em Física com Habilitação em Pesquisa Básica, Pesquisador Bolsista, Departamento de Engenharia Metalúrgica e de Materiais, Escola Politécnica, USP, São Paulo, SP, Brasil.*

³ *Dr. Ret. Nat. Professor Livre-Docente, Departamento de Engenharia Metalúrgica e de Materiais, Escola Politécnica, USP, São Paulo, SP, Brasil.*

* *Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.*

1 INTRODUÇÃO

Estudos recentes desenvolvidos pelo Ministério das Minas e Energia apontam para uma grande crise energética no país entre 2025 e 2030 com o provável esgotamento do potencial hidroelétrico [1]. Neste cenário, os meios acadêmicos nacionais e a indústria são desafiados à criação, aperfeiçoamento e inovação de novas fontes de energia que aliam sustentabilidade e custo benefício para atender a crescente demanda energética.

A energia nuclear surge como alternativa a este quadro. O Plano Nacional de Energia 2030 (PNE30) estabelece diretrizes para a expansão energética do país em longo prazo. O planejamento do PNE30 inclui a construção de quatro usinas nucleares de em média 1000 MW de potência. O Centro de Gestão de Estudos Estratégicos, órgão vinculado ao Ministério da Ciência Tecnologia e Inovação, desenvolveu pesquisas de opinião concluindo que a energia nuclear é cada vez mais aceita pela população brasileira: em média 60% a 80% [2].

Dentre os motivos para a boa avaliação da energia nuclear por parte da população, encontram-se o aumento na segurança das instalações e a minimização dos problemas ambientais causados pela inserção da usina no meio ambiente. Neste cenário, o país vê-se desafiado no setor metalurgista para o desenvolvimento e projeção de ligas que atendam às necessidades do setor nuclear nacional.

As ligas de Zircônio e Aços Inoxidáveis são os materiais mais utilizados em componentes estruturais de reatores nucleares desde o início da tecnologia nuclear em meados de 1940. Nos dias atuais, uma completa revisão das propriedades relacionadas à integridade estrutural dessas ligas é necessária para atender as necessidades de prolongamento da vida útil dos reatores nucleares que segundo a Agência Internacional de Energia Atômica [3] mudou de 30 para 50 anos em média em virtude das pesquisas em pós-irradiação.

Este trabalho visa estabelecer um quadro comparativo das propriedades relacionadas à integridade estrutural das ligas de Aços Inoxidáveis e Zircaloy baseado nos dados existentes da literatura científica moderna da área nuclear.

2 LIGAS FERROSAS E DE ZIRCÔNIO

Um aço inoxidável austenítico é essencialmente um aço de baixo carbono que contém uma quantidade de no mínimo 12% em peso do elemento cromo. Dependendo da sua estrutura cristalina, classificam-se os aços inoxidáveis em quatro classes primárias: austeníticos, ferríticos, martensíticos e duplex [4].

Uma estrutura austenítica para o aço inoxidável pode ser obtida no resfriamento para a temperatura ambiente adicionando elementos de liga como níquel, magnésio e nitrogênio. Suas propriedades majoritárias são: grande resistência à corrosão, adequado ao trabalho em altas temperaturas, boa usinabilidade e soldabilidade [5].

Sua estrutura CFC associado aos elementos de liga e aos trabalhos à frio lhe conferem alta ductilidade, baixo limite de escoamento e limite de resistência relativamente alto. Aços desta categoria são, infelizmente, susceptíveis à ataques localizados de corrosão como *pitting*, corrosão-sob-tensão e corrosão intergranular.

A presença do Cromo como elemento de liga deposita um filme muito fino de óxido superficial que aumenta a resistência à corrosão. O aquecimento das estruturas de aços inoxidáveis austeníticos entre 500 e 850 graus Celsius induz o aparecimento de carbeto de Cromo $Cr_{23}C_6$. Esses carbeto tendem à nuclear preferencialmente nos contornos de grão afetando as propriedades mecânicas dos aços.

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.

As ligas de zircônio mais utilizadas atualmente são: Zircaloy® 4 (constituídas de Sn, Fe e Cr), e as ligas com nióbio desenvolvidas a posteriori pelos soviéticos, Zirlo (Sn, Fe e Nb), Zr-Nb e M5®. As ligas de zircônio são amplamente utilizadas nos reatores à água leve (revestimento das varetas combustíveis, grades espaçadoras do elemento combustível, tubos guia, etc.) devido à sua alta resistência à corrosão, sua baixa seção de choque para absorção de nêutrons e seu adequado comportamento mecânico a altas temperaturas.

O zircônio apresenta estrutura hexagonal compacta até $T=865^{\circ}\text{C}$. A principal limitação ao uso das ligas de zircônio é o aparecimento progressivo de hidretação por precipitados durante seu uso nos reatores, os quais afetam drasticamente suas propriedades mecânicas e, na combinação com os efeitos da oxidação e irradiação, degradam o material.

3 DEFEITOS CRISTALINOS INDUZIDOS PELA IRRADIAÇÃO DE PARTÍCULAS ORIUNDAS DA ATIVIDADE NUCLEAR

A radiação nuclear em um reator consiste de partículas α , β , γ , nêutrons, fragmentos de fissão e possíveis prótons. Definem-se danos da irradiação como sendo os efeitos microscópios primários que ocorrem cerca de 11 segundos após a interação da radiação com a matéria procedendo as alterações em larga escala no material. Entende-se como efeitos da radiação as alterações macroscópicas observáveis e geralmente de interesse tecnológico que ocorrem nas propriedades físicas do material exposto à radiação.

O dano causado pela radiação no material é principalmente devido à interação elástica entre os nêutrons rápidos e os átomos da liga, os quais podem deslocar esses átomos de suas posições cristalográficas, dependendo da energia do nêutron incidente, e criar defeitos pontuais sem modificar o núcleo alvo. As interações inelásticas podem levar à transmutação do núcleo alvo. A dinâmica da colisão entre o nêutron e o átomo, ocorre com a transmissão parcial da energia cinética do nêutron para o núcleo alvo. A probabilidade de interação é dada pela seção de choque diferencial elástica, a qual é função tanto da energia cinética do nêutron como da energia transferida [6].

Esse deslocamento elástico pode ocorrer nos materiais quando a energia transferida para a rede de átomos excede um valor crítico conhecido como limiar de energia para deslocamento de átomos (da sigla em inglês TDE) E_d cujo valor típico para a maioria dos materiais está no intervalo de 30-50 eV [7-9]. Para as ligas de Zircônio a E_d média é de 24-27,5 eV enquanto para as ligas ferrosas é de 18-40 eV.

3.1 Cinética e Aglomerado de Defeitos

O deslocamento em cascata dos átomos da rede resulta na formação de zonas depletadas, cuja constituição é uma zona central de lacunas com átomos intersticiais ao redor. Devido à recombinação de defeitos opostos muito próximos nem todos os pares de lacunas e intersticiais formados durante a cascata de deslocamento conseguem sobreviver.

O material é então levado a um estado metaestável termodinamicamente e que pode ser muito diferente de seu estado de equilíbrio termodinâmico. A evolução da microestrutura é impulsionada pela difusão de lacunas no volume do material. Nas ligas de zircônio, bem como nos aços austeníticos sob irradiação, tanto as lacunas como os átomos auto-intersticiais (da sigla SIA em inglês) são criados durante a

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.

casca, levando a um aumento da concentração de lacunas com a dose de radiação. As baixas temperaturas, a concentração de SIAs satura a valores cerca de 1% devido à recombinação mútua entre lacunas e SIAs. A mais altas temperaturas, com a migração maior de lacunas, elas podem desaparecer pela grande variedade de reações defeito/defeito.

Após o rearranjo (a cinética da evolução dos defeitos é função da temperatura de irradiação) dos átomos deslocados pode ocorrer a nucleação de defeitos maiores, uma vez que a temperatura não é suficientemente elevada para que os defeitos migrem para os sorvedouros. São esses defeitos maiores (aglomerado de defeitos) que alteram a microestrutura do material resultando numa alteração das propriedades mecânicas do mesmo [10,11]. Pode-se reduzir a influência dos aglomerados de defeitos através do simples tratamento de recozimento do material, mas a recuperação total jamais foi observada [12,13].

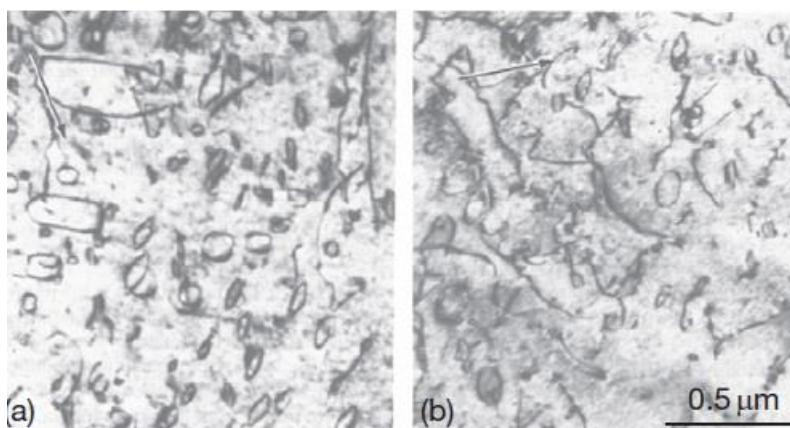


Figura 1: Anéis de discordância da liga de Zircaloy-4 sob irradiação neutrônica para diferentes fluências (a) 10^{25} nm^{-2} e (b) 10^{26} nm^{-2} [6].

Evidencia-se assim que a irradiação de nêutrons promove danos significativos nos materiais empregados em estruturas nucleares. Tais defeitos podem ser controlados pela manipulação das variáveis metalúrgicas como, por exemplo, o grau de trabalho à frio ou deformação à frio que introduzem grandes quantidades de discordâncias no material alterando suas propriedades e seu comportamento diante da irradiação neutrônica. A quantificação desses danos por meio das medidas das propriedades mecânicas desses materiais é um requisito majoritário no desenvolvimento de critério de projetos, o qual deve considerar também o ambiente altamente corrosivo para esses materiais no reator.

4 COMPORTAMENTO MECÂNICO DE LIGAS FERROSAS E DE ZIRCÔNIO PÓS-IRRADIADAS

Após a irradiação, a microestrutura contém muitos defeitos que alteram as propriedades de tração e fluência do material. Todas as mudanças no material dependem da temperatura de irradiação, do espectro de energia das partículas incidentes, da dose e de variáveis dos testes pós-irradiação como por exemplo a temperatura e a taxa de deformação.

Os efeitos gerais da irradiação neutrônica no comportamento mecânico dos materiais empregados em instalações nucleares são (i) o aumento no limite de resistência – endurecimento por irradiação –, (ii) um aumento da tensão máxima de escoamento,

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.



(iii) uma diminuição da taxa de encruamento e (iv) uma redução na alongação uniforme, total e inchamento. O dano é quantificado através da unidade dpa (em inglês *displacement per atom*) como sendo a multiplicação da fluência de nêutrons pela seção de choque de deslocamento característica do material.

$$\frac{N_d}{N_0} = \phi t \sigma_d \quad (1)$$

Onde t é o tempo de exposição do material à irradiação neutrônica, σ_d é a seção de choque de deslocamento e ϕ o fluxo de nêutrons do reator.

4.1 Endurecimento por Irradiação

O endurecimento por irradiação é causado por defeitos microestruturais introduzidos pelo bombardeamento de nêutrons. Em metais puros, o impedimento ao movimento de discordâncias deve ser originado diretamente dos defeitos do reticulado induzidos pela irradiação. Em ligas, efeitos indiretos como precipitação induzida pela radiação também são possíveis [14].

Na medida em que a temperatura da irradiação aumenta, surgem efeitos planares (bidimensionais) como zonas depletadas, as quais podem colapsar em aglomerados planares de lacunas e em anéis de lacunas. Para temperaturas da ordem de $0.3T_m$ (fusão) os átomos intersticiais são móveis e podem se aniquilar através da combinação com lacunas imóveis atuando como sorvedouros de discordâncias. A formação de aglomerados de interstícios ocorre entre $0.3T_m$ e $0.5T_m$. Acima disso, observa-se aniquilação de defeitos e produção de bolhas de gás Hélio.

Atualmente duas teorias são utilizadas para explicar o endurecimento por irradiação [15]. Uma abordagem mais antiga [16] fortalece a ideia de que a irradiação atua como fonte do endurecimento, isto é, ela amplifica as tensões necessárias para ativar o movimento de fontes de discordâncias. Uma segunda abordagem indica um modelo de barreira dispersa [17] que atua no sentido de impedir a movimentação de discordância em materiais irradiados por obstáculos localizados aleatoriamente distribuídos na rede.

Abordagens mais modernas lançam mão da teoria de deformação termicamente ativada [18] nesta concepção o movimento de discordâncias pode ser dividido em duas categorias, uma de curto alcance e outra de longo alcance dependendo da magnitude da distância na qual a força exercida pelos obstáculos se estende (o conceito de força é a ideia de campo de forças ou campo de tensões).

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.

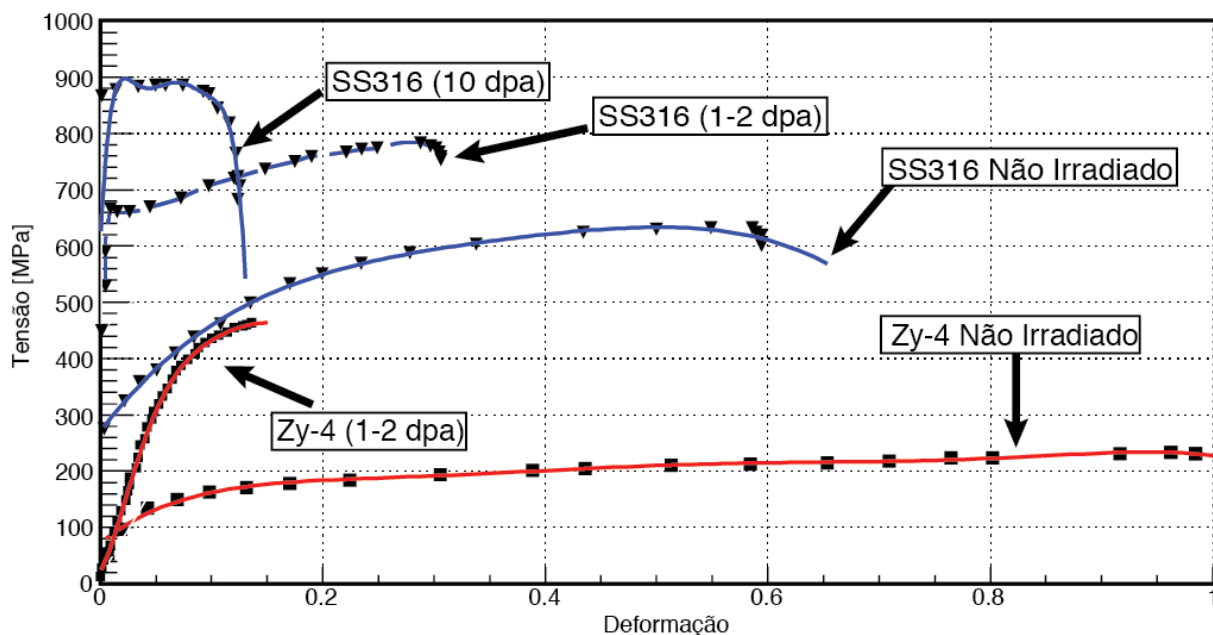


Figura 2: Curvas de tensão-deformação para duas ligas utilizadas com revestimento de varetas combustíveis, Zircaloy-4 e Aço Inoxidável 316 [Adaptado de 6].

A figura 2 exibe curvas de tensão-deformação para amostras de aço inoxidável 316 e Zircaloy-4 não-irradiadas e irradiadas com doses até 10 dpa. Observa-se para ambos casos um aumento significativo do limite de escoamento do material, aumento no limite de resistência e uma diminuição significativa da tenacidade. No caso do aço, doses acima de 10 dpa e altas temperaturas (>500°C) são majoritariamente críticas, conduzindo o material a saturação do endurecimento. O subsequente aumento do limite de escoamento implica em uma drástica redução da ductilidade do material associado a perdas significativas de tenacidade, principalmente para o Zy-4.

As ligas de Zircônio possuem ainda uma vantagem física com respeito aos aços da série 300: no Zy-4 a seção de choque de absorção neutrônica para regiões energéticas de interesse para reatores nucleares é baixa, o que permite a projeção de tais ligas com espessuras maiores que as do aço cujo comportamento neutrônico não é tão favorável (seção de choque para absorção de nêutrons de 2,550 barns para o elemento Fe) quando comparado as ligas de Zircônio (0,185 barns para o elemento Zr).

Tanto nos aços quanto no Zircaloy a população de defeitos produzida pela irradiação neutrônica é fortemente influenciada pelo tipo e energia das partículas de bombardeamento, da temperatura da irradiação e da dose acumulada. Para baixas temperaturas de irradiação (50-300°C) e doses em torno de 10 dpa, os efeitos induzidos nessas ligas são pequenos, concentrando-se em torno dos anéis de discordâncias ou de átomos intersticiais.

Em temperaturas acima dos 300°C, a microestrutura contém muitos anéis de discordâncias, redes de discordâncias, cavidades e vários tipos de precipitados, o que para doses em torno de 10 dpa, afetam as propriedades mecânicas significativamente. Bolhas de He são observadas com doses entre 7 e 56 dpa em temperaturas entre 300 e 330°C.

A maioria das publicações neste tópico ressalva que os efeitos da irradiação de nêutrons sob o endurecimento são fortemente dependentes da estrutura cristalina e do sistema de escorregamento operativo. Da estrutura HCP das ligas de zircônio vem a complexidade de seu sistema de escorregamento, o qual favorece o endurecimento

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.



do material em uma direção cristalográfica específica (plano basal) em detrimento de outra direção (prismática).

Excelentes revisões bibliográficas para estruturas CFC e HCP comentam os melhores resultados [19,20]. Embora o mecanismo de endurecimento por irradiação seja amplamente estudado desde 1950 e que os resultados qualifiquem o aumento significativo do limite de escoamento do material, o mecanismo físico que regula essas alterações ainda permanece sem maiores esclarecimentos na literatura científica para Aços Inoxidáveis e Ligas de Zircônio.

4.2 Fragilização por Irradiação

Para o estabelecimento de critérios de projeto as principais propriedades metalúrgicas de um material da área nuclear são a dureza e a ductilidade. É bem estabelecido na literatura científica que o endurecimento de um material pela irradiação é acompanhado por um decréscimo na ductilidade (Figura 1).

O efeito mais crítico causado pela irradiação neutrônica em materiais é o aumento na susceptibilidade à fratura que em materiais do elemento combustível por exemplo, pode resultar em acidente nuclear severo.

A redução na ductilidade medida pelo decréscimo na elongação total, uniforme e pela variação no limite de escoamento em um ensaio de tração ou em medidas de dureza e resistência à fratura advindas de teste de impacto ou fratura mecânica é referido na literatura como fragilização por irradiação (IE).

A redução na ductilidade causada pela irradiação neutrônica em materiais CFC e HCP tem sido atribuída majoritariamente ao fenômeno conhecido na literatura como *dislocation channeling* ou canalização de discordâncias [21].

No processo de canalização as discordâncias podem se aniquilar e ou combinar com defeitos no plano de escorregamento durante o deslizamento. Discordâncias subsequentes tenderão a deslizar no mesmo plano das anteriores limpando defeitos adicionais resultando em um canal livre de defeitos. O aumento no espaço entre as bandas de deslizamento reduz o deslocamento macroscópico por uma dimensão fixa, resultando na redução da ductilidade do material [22].

O fenômeno da canalização de discordâncias também é responsável por explicar a redução na taxa de encruamento em metais dúcteis. Na literatura dos aços inoxidáveis austeníticos irradiados e também para as ligas de zircônio, a canalização de discordâncias pode ser observada em temperaturas a partir de 330 graus Celsius.

Gráficos e medidas do limite de escoamento em função da dose ou fluência de nêutrons, auxiliam na compreensão das propriedades relacionadas a ductilidade dos materiais.

A figura 3 mostra como o limite de escoamento da liga de Zircaloy-4 muda conforme aumenta-se a dose e a temperatura de irradiação. Fluências neutrônicas da ordem constatada podem ser atingidas em reatores de teste de materiais (MTR).

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.

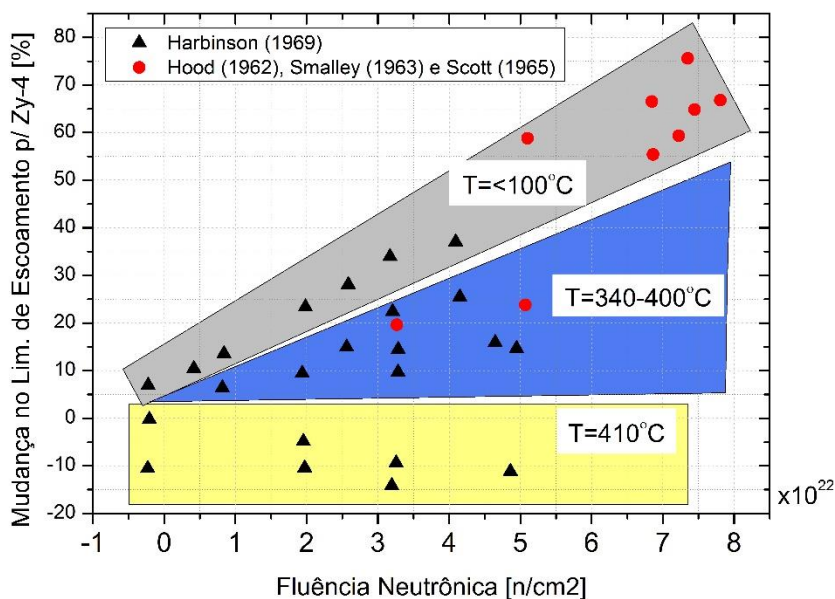


Figura 3: Alteração do limite de escoamento do Zircaloy-4 em função da fluência neutrônica para diversas temperaturas de irradiação [23].

Os dados na literatura [ref. para Harbinson, Hood, Smalley e Scott] são antigos e esparsos, necessitando de revisão. Para o Zircaloy, variações de temperatura de 100 à 400°C resultam em uma mudança de cerca de 80% no valor do limite de escoamento, inicialmente (temperatura ambiente e não-irradiado) 137.89 MPa [24] contra aproximadamente 250 MPa para aços inoxidáveis austeníticos da série 300 (ver figura 4).

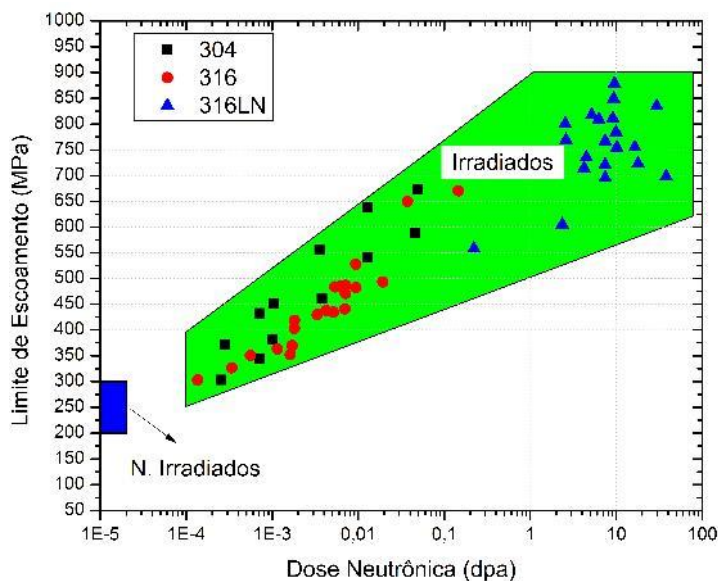


Figura 4: Caracterização do limite de escoamento em função da dose neutrônica para aços inoxidáveis austeníticos para a variação de temperatura de 280-330°C [adaptado de 6].

Levando em consideração a variação de temperatura de ambas ligas sob irradiação, observamos ao cotejar as figuras 1 e 2 que a variação no limite de escoamento para o Zircaloy é muito mais crítica que no caso do aço.

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.

4.3 Fluência Induzida por Irradiação

Fluência é a deformação temporal que um material sofre sob ação de tensão à altas temperatura (ambas constantes) do regime elástico até o ponto de ruptura. Do ponto de vista empírico, pode-se afirmar que os fenômenos relacionados à fluência em materiais cristalinos se tornarão perceptíveis para $Th \geq 0.4$ [25]. Em linhas gerais, a produção de defeitos (lacunas e intersticiais) de acordo com a irradiação altera as propriedades de fluência dos materiais.

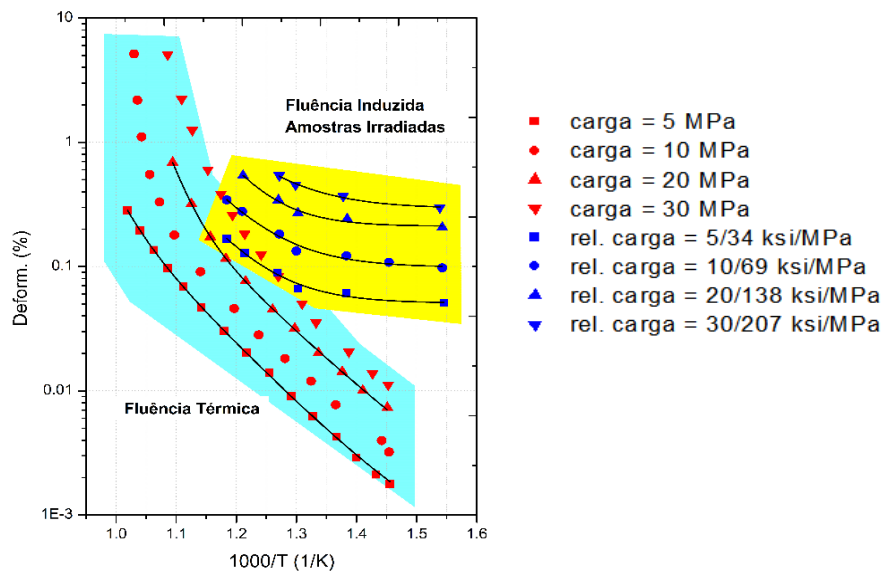


Figura 5: Fluência de ligas de aço inoxidável 316 trabalhadas a frio com e sem irradiação neutrônica [27].

Um dos efeitos do aumento da concentração de lacunas segundo a irradiação é diminuir o intervalo de temperatura no qual ocorre fluência por ascensão de discordâncias. O mecanismo da fluência é dependente deste intervalo de tempo de deformação e sua gênese está relacionada com a cinética das discordâncias no material.

Entende-se também que a temperaturas muito altas 0.6 ou 0.7 da temperatura de fusão – onde a concentração de lacunas produzida pela irradiação neutrônica é muito pequena comparada ao equilíbrio térmico – a irradiação não terá efeito significativo sobre a fluência e, portanto, nesses intervalos predomina a fluência termo-mecânica. Enquanto o impacto deletério da fluência termo-mecânica é um assunto de ampla preocupação nas engenharias metalúrgica e de materiais, a descoberta de que a irradiação neutrônica aumenta significativamente a taxa de fluência de determinados materiais em diversas ordens de grandeza contribuiu para o reforço dos critérios de projetos de instalações nucleares e para produção de novas pesquisas na área de materiais pós-irradiados.

Excelentes artigos de revisão foram escritos nas décadas de 1970 e 1980 [26-28] resumindo as teorias e os mecanismos de fluência por irradiação de partículas massivas. Grande maioria dos resultados experimentais referentes à fluência por irradiação tem sido gerados em aços inoxidáveis austeníticos e ligas de Zircônio.

Estudos mostraram que a radiação tem um efeito muito sutil na energia de ativação da fluência. A recuperação dos defeitos induzidos na radiação atua contrariamente à

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.

fluência, especificamente a recuperação dos anéis de discordância durante os testes de fluência. Acompanhado desta recuperação dos anéis, a microestrutura observada após os testes de fluência exibe uma alta densidade de discordâncias, muito maior do que a densidade observada nas ligas não irradiadas deformadas plasticamente a mesma taxa. Este fenômeno resulta, mais uma vez, da ação dos anéis de discordância que agem como obstáculos ao movimento de discordâncias, especialmente nos planos prismáticos, e assim limita o seu livre caminho médio. Isso leva a uma importante multiplicação de discordâncias para acomodar a deformação plástica.

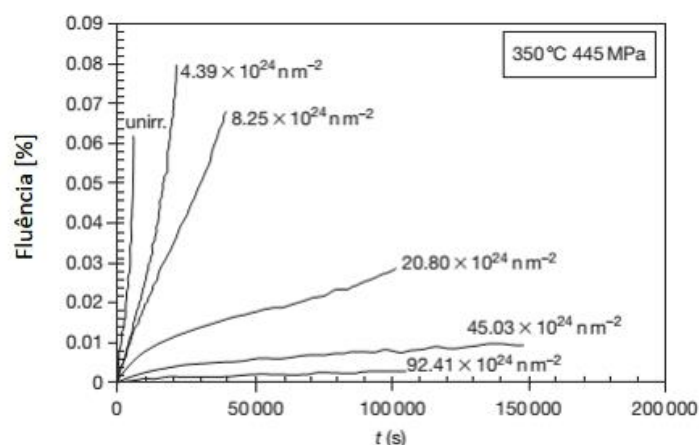


Figura 5: Fluência das ligas de Zy-4 sobre irradiação neutrônica. [ASTM *International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry* em op. cit. 6]

4.4 Inchamento

Em 1966 ao conduzir uma análise microscópica de uma amostra de aço inoxidável irradiada no Reator Rápido de Dounreay (DFR), Cawthorne e Fulton encontraram pequenas cavidades esféricas na amostra que parecia ser nada além de uma pequena quantidade de gás. O desenvolvimento de um vazio em um material significa que a densidade do mesmo deve decrescer e seu tamanho físico aumentar: isso tem significativas importâncias nos critérios de projeto de instalações nucleares [29].

Para temperaturas no intervalo 0.30 e 0.60 da T_m , o inchamento volumétrico causado pela formação de bolhas tem se tornado um fenômeno comum para metais e ligas após a irradiação neutrônica ou da irradiação de íons pesados. O desenvolvimento de vazios nos materiais requer especificamente três condições majoritárias: (i) que haja uma supersaturação de lacunas e (ii) que as lacunas sejam capazes de se movimentar antes de serem aniquiladas pelos interstícios. O último requisito é satisfeito através do fato de outros defeitos – como discordâncias – serem capazes de polarizar interstícios e absorver mais interstícios que lacunas [14].

Embora haja muitas diferenças, há muita similaridade na formação de vazios em ligas e em metais, principalmente entre ligas de zircônio e aços. A figura abaixo exibe o comportamento de inchamento de uma amostra de aço inoxidável 304 para irradiação neutrônica de aproximadamente de 67 dpa em função da temperatura. A diferença majoritária entre as ligas de Zircônio e as ferrosas, é que para aquela, durante o início da irradiação, ocorre um rápido alongamento na direção do vetor de Burguers (plano basal da estrutura HCP), cujo módulo diminui até atingir uma taxa de inchamento estacionária.

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.

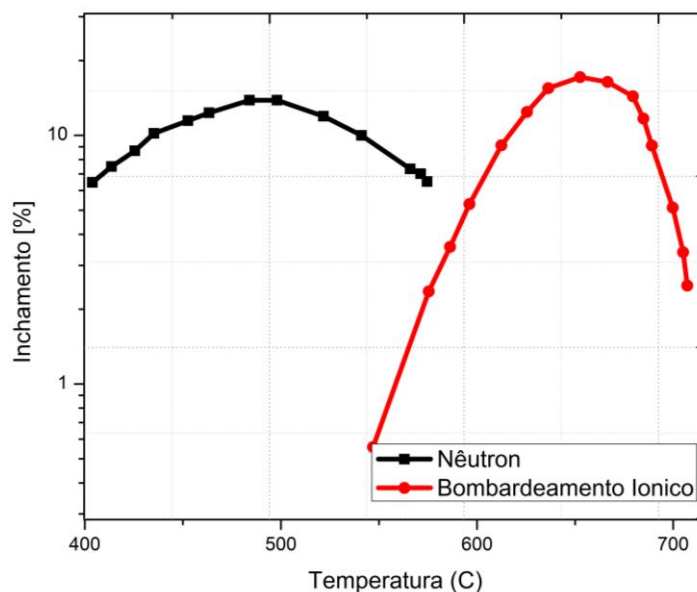


Figura 6: Diferenças do comportamento de inchaço para o aço inoxidável sob nêutrons e prótons [adaptado de 14].

5 CONCLUSÃO

Os aços inoxidáveis austeníticos em associação com as ligas de Zircônio são os principais materiais de salvaguarda de instalações nucleares desde o início da era atômica. Portanto, urge a necessidade de um completo estudo de engenharia para a caracterização dos materiais em questão e seu comportamento mediante irradiação em reatores nucleares de diversas categorias. A escassez de reatores para teste de materiais contribui para o pouco avanço observado nesta área ao longo dos anos, algo que está sendo remediado com o projeto do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB).

Com esta revisão da literatura científica, ficou claro que, apesar das grandes vantagens neutrônicas apresentadas pelas ligas de Zircônio, escolhidas mundialmente como material de revestimento para a indústria nuclear, este também apresenta-se muito mais susceptível aos danos da radiação do que o aço. Este, é mais resistente às altas temperaturas e é muito mais barato que o primeiro, sendo ainda uma excelente alternativa às ligas de zircônio, principalmente para os reatores refrigerados à água leve, os quais não oferecem restrições tão críticas que favoreçam o uso das ligas de zircônio.

Agradecimentos

Agradecemos ao Prof. Dr. Frank Ferrer Sene e ao Comandante CC(EN) Gustavo Brito GIBRAIL, ambos da Marinha do Brasil pela valiosa contribuição através de discussões científicas preciosas e integradoras.

REFERÊNCIAS

- 1 Gaier RV. Expansão de energia no longo prazo pode ter nuclear com participação privada. *Reuters Brasil*, São Paulo, 2013. <<http://br.reuters.com/article/domesticNews/idBRSPE99606A20131007>>. Data de acesso: 28 de Fevereiro de 2013 às 17:46.

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.

- 2 Assessoria de Imprensa CGEE. Estudo identifica condições para produção nacional de energia nuclear: objetivo é desenvolver cadeia de suprimentos para atender demanda. *CGEE Notícias*, São Paulo, 2013.
<http://www.cgee.org.br/noticias/viewBoletim.php?in_news=774&boletim=>. Data de acesso: 28 de Fevereiro de 2013 às 18:46.
- 3 AIEA TECDOC-1305. Safe and effective nuclear power plant life cycle management towards decommissioning. AIEA Publications, Vienna, 2002.
- 4 Marshall P. Austenitic Stainless Steels. Elsevier London, primeira edição, 1984.
- 5 Granjon H. Fundamentals of Welding Metallurgy. Abington Publishing, primeira edição, 1991.
- 6 Konigs RJ, Comprehensive Nuclear Materials, parte 1 e 2, Elsevier, primeira edição, 2012.
- 7 Eyre BL. Transmission electron microscope studies of point defect clusters in fcc and bcc metals. *Journal of Physics F*, 3(2):422–470., 1973.
- 8 Schilling W, H. Ullmaier H. Physics of radiation damage in solids. Em B. R. Frost, editor, *Nuclear Materials*, Vol. 10B, páginas 179–241. Weinheim Germany, primeira edição ed., 1992.
- 9 Zinkle SJ, Kinoshita CC. Defect production in ceramics. *Journal of Nuclear Materials*, 251(0):200 – 217. Proceedings of the International Workshop on Defect Production, Accumulation and Materials Perform. in an Irradiation Environment., 1997.
- 10 Mansur LK, Bloom EE. Radiation effects in reactor structural alloys. *Journal of Metals*, 1982; 34.
- 11 Griffiths MJ. *Journal of Nuclear Materials*, 1988; 159:190.
- 12 Barnes RS. A theory of swelling and gas release for reactor materials. *Journal of Nuclear Materials*, 1984; 11(2):135 – 148.
- 13 Lunéville L, Jouanne C, Simeone D. Calculation of radiation damage induced by neutrons in compound materials. *Journal of Nuclear Materials*, 353:89, 2006.
- 14 Rodriguez P, Krishnan R, Sundaram CV. Radiation effects in nuclear reactor materials - correlation with structure. *Bulletin of Materials Science*, 1984; 6:339–367.
- 15 Zinkle SJ, Matsukawa Y. Observation and analysis of defect cluster production and interactions with dislocations. *Journal of Nuclear Materials*, 2004; 329-333:88 – 96.
- 16 Diehl J. Radiation damage in reactor materials. International Atomic Energy Agency, primeira ed., 1969.
- 17 Seeger AK. Second united nations conference on peaceful uses of atomic energy. Em UN Report Series, volume 6, página 250. United Nations New York, 1958.
- 18 Li JCM, Mukherji AK. Proc. John E. Dorn Memorial Symposium on Rate Process in Plastic Deformation. American Society for Metals, 1 ed.
- 19 Koppelaar TJ, Arsenault RJ. Neutron irradiation-strengthening in fcc single crystals. *Metall. Rev.*, 1971; 157:175.
- 20 Rodriguez P. Indo-german seminar on radiation damage. Em Kalpakkam: Reactor Research Centre, editor, *Radiation Damage*, página 353. Kalpakkam Series, primeira edição ed., 1977.
- 21 Wechsler MS. Defects in refractory metals. Em R. de Batist et al, editor, *Refractory Metals*, página 235. Belgium Studiecentrum voor Kernenergie, primeira edição ed.1976.
- 22 Hashimoto N, Zinkle SJ, Rowcliffe AF, Robertson JP, Jitsukawa S. Deformation mechanisms in 316 stainless steel irradiated at 60 and 330 celsius. *Journal of Nuclear Materials*, 2000; 283 287 1:528 – 534. 9th Int. Conf. on Fusion Reactor Materials.
- 23 IAEA Publications. TECDOC-1305 for Safety and Effective for Nuclear Decommissioning, 2002.
- 24 Whitmarsh CL. Review of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 Prop. Relevant to N.S. Savannah Reac. Des. Oak Ridge Publications, 1982.
- 25 Schön CG. Mecânica dos Materiais: Fundamentos e tecnologia do comportamento mecânico. Elsevier, primeira ed., 2013.
- 26 Ehrlich K. Irradiation creep and interrelation with swelling in austenitic stainless steels.

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.



- J. Nuclear Materials., 1981; 100:149.
- 27 Gilbert ER, J.R. Straalsund e G. L.Wire. Effect of stress on radiation damage in neutron irradiated zircaloy. J. Nuclear Materials., 65:266,1977.
 - 28 Mansur LK, Reiley TC. Irradiation creep by dislocation glide enabled by preferred absorption of point defects: Theory and experiment. J. Nuclear Materials, 90:60., 1980.
 - 29 Cawthorne C, Fulton EJ. Voids in irradiated stainless steel. Nature, 216:575–576, 1967.

* Contribuição técnica ao 69º Congresso Anual da ABM – Internacional e ao 14º ENEMET - Encontro Nacional de Estudantes de Engenharia Metalúrgica, de Materiais e de Minas, 21 a 25 de julho de 2014, São Paulo, SP, Brasil.