

INICIAÇÃO DE TRINCAS POR CORROSÃO SOB TENSÃO NA LIGA DE NÍQUEL 600 EM MEIO SIMULADO DE REATOR NUCLEAR PWR - EFEITO DO ZINCO ¹

*Raphael Gomes de Paula*²
*Célia de Figueiredo Cordeiro Neves*³
*Wagner Reis da Costa Campos*³
*Luciana Iglésias Lourenço Lima*⁴

Resumo

A Corrosão sob Tensão (CST) é um dos mecanismos de degradação responsáveis pela iniciação e propagação de trincas, as quais podem causar falhas estruturais normalmente súbitas e imprevisíveis. A liga de níquel 600 é usada na construção de alguns componentes metálicos de reatores nucleares do tipo PWR (Pressurized Water Reactor). Após anos de operação esta liga se mostrou suscetível à corrosão sob tensão no circuito primário destes reatores. A literatura indica que a presença de zinco incorporada nos filmes óxidos existentes na superfície da liga retarda o surgimento de trincas por CST. Este trabalho tem como objetivo apresentar os resultados preliminares do estudo de iniciação de trincas utilizando corpos-de-prova (CP's) do tipo dobramento em U em meio simulado PWR com e sem adição de zinco.

Palavras-chave: Corrosão sob tensão; Iniciação de trincas; Liga de níquel 600; Zinco.

STRESS CORROSION CRACKING INITIATION IN NICKEL ALLOY 600 IN SIMULATED PWR PRIMARY WATER – ZINC EFFECT

Abstract

Stress corrosion cracking (SCC) is one of the degradation mechanisms responsible for crack initiation and propagation. The nickel alloy 600 is used in some components of pressurized water reactors (PWR). After few years of operation this alloy presented susceptibility to primary water stress corrosion cracking (PWSCC). The literature indicates that the presence of zinc in oxide films formed on alloy surface decreases the SCC initiation. The main objective of this work is to present the preliminary results of the crack initiation tests with U-bending samples (ASTM G30 standard) in a simulated PWR condition with and without zinc addition.

Key-Words: stress corrosion cracking, cracking initiation, nickel alloy 600, zinc.

¹ *Contribuição técnica ao 63º Congresso Anual da ABM, 28 de julho a 1º de agosto de 2008, Santos, SP, Brasil*

² *Graduando - Engenharia Mecânica – Pontifícia Universidade Católica de Minas Gerais*

³ *Dr. Pesquisador - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/CNEN*

⁴ *Doutoranda - Engenharia Mecânica – PPGMEC – UFMG*

1 INTRODUÇÃO

O fenômeno da Corrosão sob Tensão (CST) é associado à presença de tensões mecânicas, aplicadas ou residuais,⁽¹⁾ num meio corrosivo específico, ocorrendo em materiais que apresentam boa resistência à corrosão generalizada.⁽²⁾

A CST se caracteriza pela formação de trincas que favorecem a ruptura do material, sendo um dos mecanismos de degradação mais severos que influenciam no tempo de vida de alguns componentes metálicos de usinas nucleares tais como tubulações, vasos de pressão e partes internas dos trocadores de calor⁽³⁾. As ligas de níquel são aplicadas na construção de algumas partes de reatores nucleares PWR (Pressurized Water Reactor) devido às suas excelentes propriedades mecânicas e resistência à corrosão, onde suas aplicações vão do revestimento das barras de controle do vaso de pressão a metal de adição em soldas dissimilares⁽³⁾ (Figura 1). As ligas de níquel Inconel 600, 82 e 182, embora originalmente selecionadas por sua alta resistência à corrosão, apresentaram, com a continuidade da operação, indicações de susceptibilidade ao processo de corrosão sob tensão.⁽⁴⁾

O zinco é adicionado à água hydrogenada do circuito primário destes reatores com a finalidade de reduzir as doses de radiação a que estão sujeitos os trabalhadores durante as inspeções e trocas de combustível. A literatura indica que a sua presença nos filmes óxidos melhora a resistência da liga frente à CST. Este trabalho é parte de um projeto de pesquisa de avaliação da iniciação de trincas por CST na liga de níquel 600 em ambiente do circuito primário de reatores nucleares do tipo PWR com e sem adição de zinco. Neste trabalho são apresentados os resultados preliminares do estudo de iniciação de trincas por CST na liga de níquel 600 em ambiente do circuito primário de reatores nucleares do tipo PWR sem adição de zinco.

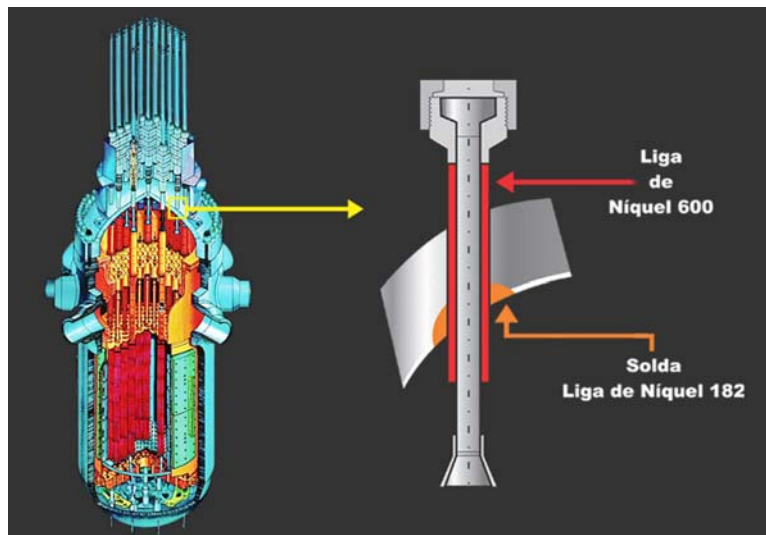


Figura 1. Exemplo de aplicação das ligas de níquel no núcleo do reator PWR.

2 MATERIAL E MÉTODOS

O material para a confecção dos corpos de prova foi obtido de uma barra (108x21x31mm) de Inconel 600 (laminada e recozida), mostrada na Figura 2. Sua composição química é mostrada na Tabela 1.

Tabela 1. Composição química do Inconel 600 (%peso).

| | | | | | | | | | |
|-----------|-------|-----------|-------|-----------|------|-----------|------|-----------|------|
| C | 0,042 | Ni | 75,05 | Al | 0,08 | Si | 0,18 | Nb | 0,20 |
| Cr | 15,61 | Fe | 8,81 | Ti | 0,20 | Co | 0,10 | Mn | 0,22 |

2.1 Corte e Montagem dos Corpos-de-Prova

Para a preparação dos CP's foi seguida à norma ASTM G 30 – 97, para ensaios de corrosão sob tensão em corpos-de-prova com dobramento em U.⁽⁵⁾ A barra de Inconel 600 foi cortada em lâminas de 100 x 9 x 3 mm, que foram posteriormente perfuradas nas extremidades (diâmetro=7mm) para a fixação dos isolantes e parafusos, conforme detalhe mostrado na Figura 2. No corte foi utilizado o processo de eletro-erosão, que é um método de corte que introduz menos alterações na microestrutura do material.

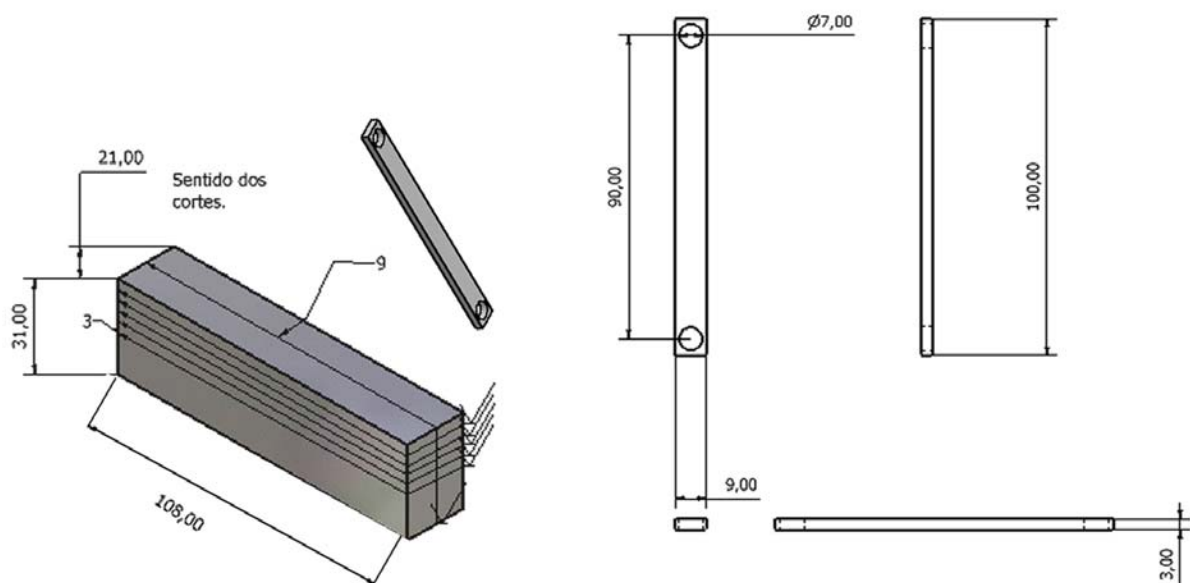


Figura 2. Desenho esquemático da barra de Inconel 600 mostrando, no detalhe, as dimensões dos corpos de prova retirados de uma seção longitudinal.

2.2 Acabamento Superficial

Após o corte, as lâminas de Inconel 600 Figura 3 foram lixadas com lixas d'água granulometria 180; 280; 320; 400; 500; 600; 1200; 2000 mesh, e polidas com pasta de diamante 6; 3; 1 μm respectivamente.



Figura 3. Lâmina de Inconel com acabamento até pasta de diamante de 1 μm .

2.3 Dobra e Fixação dos CP'S

Concluído o acabamento da superfície as lâminas foram dobradas em forma de U por uma prensa hidráulica e fixadas com parafusos de aço inoxidável criando deste modo uma região concentradora de tensões.⁽⁵⁾ No entanto, para se evitar a formação

de uma pilha galvânica com o contato entre Inconel e o parafuso de aço Inoxidável ⁽¹⁾ durante os ensaios no meio químico PWR, o que possivelmente geraria pontos de corrosão indesejáveis, o Inconel foi isolado dos parafusos utilizando-se anéis de zircaloy oxidados (Figura 4).

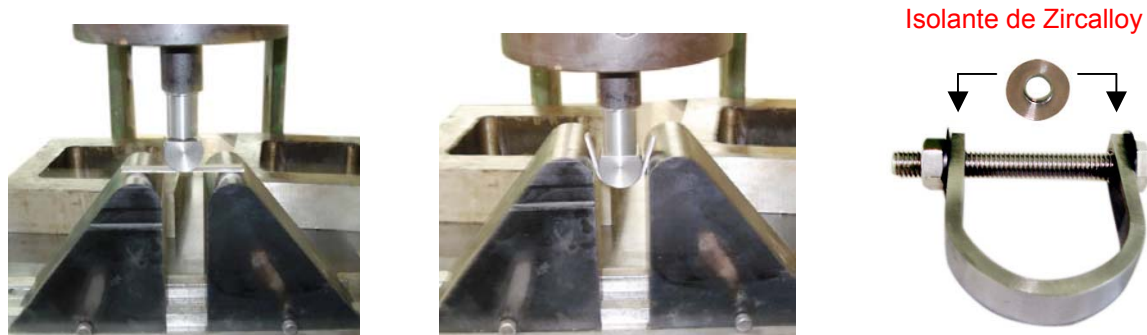


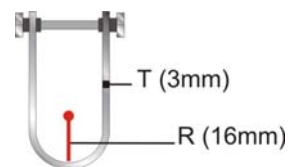
Figura 4. Dobramento e fixação dos CP's para o ensaio de corrosão sob tensão.

Durante o dobramento os CP's tiveram uma deformação total (E) de 9,37% calculado pela equação ($E = T / 2R$ quando $T < R$).

Onde:

T = Espessura da Lâmina ;

R = Raio de curvatura do corpo-de-prova;



Após o dobramento as amostras foram analisadas por meio de microscopia eletrônica de varredura onde não foi verificada a presença de trincas causadas pela deformação dos CP's, conforme mostra a Figura 5, todos os CP's apresentaram o mesmo aspecto.

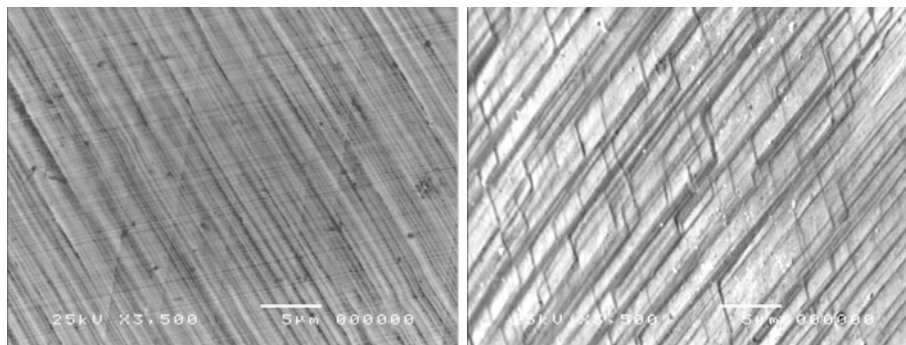


Figura 5. Micrografias dos CP's após o dobramento, região onde ocorreu maior deformação.

2.3 Instalação de CST

A instalação Figura 6 é um equipamento desenvolvido para acelerar o processo de CST em laboratório. É composta de uma autoclave com um sistema automatizado para controle da temperatura e pressão e integrado a ele um sistema de medição e tratamento químico da água.



Figura 6. Instalação para estudos de Corrosão sob Tensão.

2.4 Meio PWR

A instalação de CST é capaz de simular as condições de operação da liga no ambiente PWR cuja composição química é mostrada na Tabela 2 junto com os valores da pressão e temperatura. Durante o início do ensaio, após a remoção de oxigênio dissolvido, foi colocada uma sobrepressão de hidrogênio no tanque de trabalho (3 atm).

Tabela 2. Condições de operação encontradas no circuito primário de reatores PWR.

| Meio PWR | |
|-------------|----------|
| Boro | 1200 ppm |
| Lítio | 2,2 ppm |
| Oxigênio | 5 ppb |
| Pressão | 140 atm |
| Temperatura | 325 °C |

O posicionamento dos CP's na instalação de CST pode ser observado esquematicamente na Figura 7.⁽⁸⁾

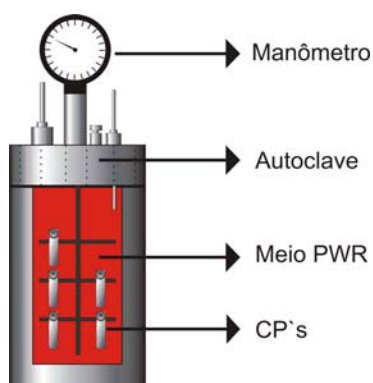


Figura 7. Posicionamento dos CP's para os ensaio de corrosão sob tensão em meio simulado PWR.

3 RESULTADOS E DISCUSSÃO

Para o primeiro ensaio foram utilizados cinco CP's submetidos ao meio PWR sem adição de zinco durante um tempo de 1.272 h. Após o tempo de exposição, os CP's foram retirados da autoclave e limpos em banho de ultra-som em água deionizada

para remoção de impurezas químicas. A seguir foram analisados ao microscópio ótico seguindo a seguinte metodologia:

- Observação das amostras no microscópio ótico;
- Determinação das prováveis regiões com trinca;
- Observação no microscópio eletrônico de varredura (MEV);
- Determinação do tamanho da trinca.

As amostras foram analisadas por meio de microscopia ótica não sendo possível a confirmação da presença de trincas. Foram observadas algumas regiões onde possivelmente poderiam existir micro trincas, que foram confirmadas posteriormente quando observadas por meio de microscopia eletrônica de varredura (Figura 8).

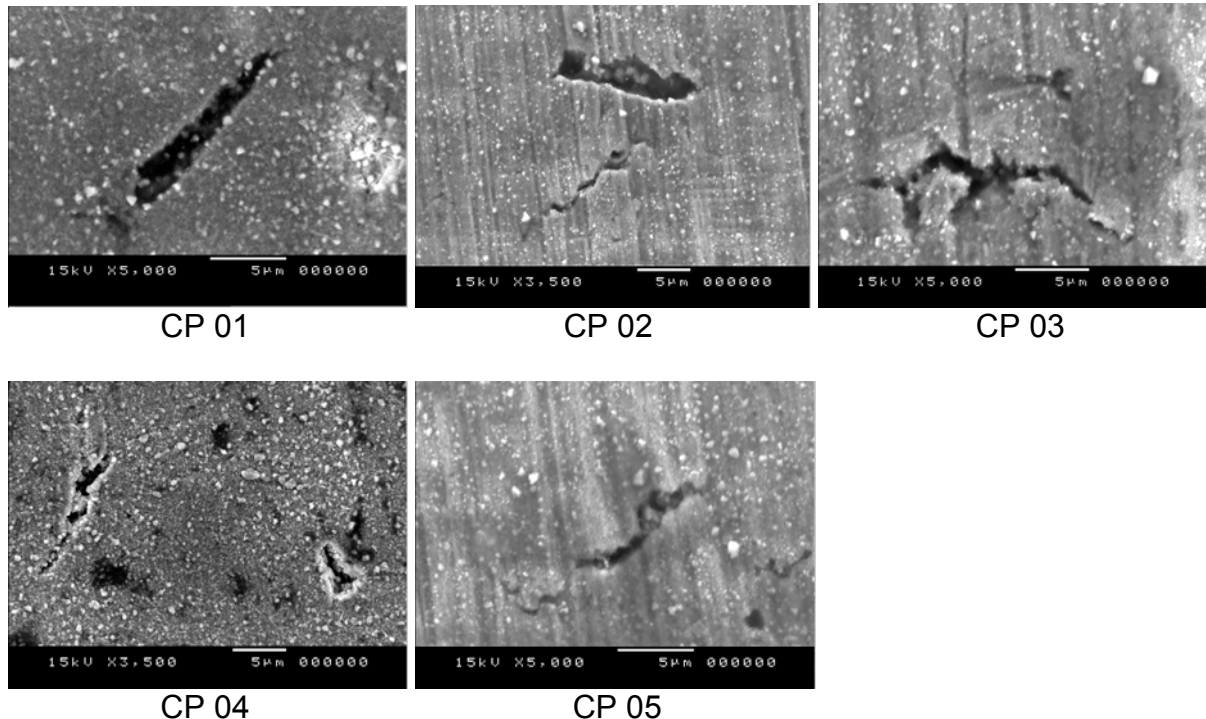


Figura 8. Micrografias das micro trincas dos CP's na região onde ocorreu maior deformação.

Foram observadas micro trincas em todas as amostras, a média do tamanho das trincas foi de 10,1 μm .

4 CONCLUSÃO

- A liga de níquel 600 apresentou micro trincas em meio simulado PWR sem adição de zinco.
- Todas as amostras apresentaram trincas preferencialmente na região de maior deformação.

Estão sendo realizados ensaios de iniciação de trinca em meio simulado PWR com adição de zinco para comparação de resultados.

Agradecimentos

Os autores agradecem à FAPEMIG e ao CNEN/CDTN pelo apoio financeiro e uso das instalações laboratoriais.

REFERÊNCIAS

- 1 Gentil ,Vicente, Corrosão, LTC Editora, Rio de Janeiro, Brasil, 2003.
- 2 STAEHLE, R. W. Stress corrosion cracking and hydrogen embrittlement of iron base alloys. NACE – 5. National Association of Corrosion Engineers, Houston.
- 3 Danko, J. C. (Ch.) Corrosion in the nuclear power industry. In: _ Metals Handbook, Ohio: ASTM International, 9th ed., v. 13, p. 927.1987.
- 4 REBAK, R. B.; SKLARSKA-SMIALOWSKA, Z. The mechanism of stress corrosion cracking of alloy 600 in High Temperature Water. Corrosion Science, v. 38, n. 6, p. 971-988, 1996.
- 5 ASTM G 30 - 97 - AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS. Standard practice for making and Using U-bend Stress-Corrosion Test Specimens. In: _ ANNUAL BOOK OF ASTM STANDARDS, Philadelphia: ASTM, 1997.
- 6 MARKUS, O.; MAGDOWSKI, R. Stress corrosion cracking growth in alloy 600 exposed to PWR and BWR environments. CD Corrosion 2000.
- 7 J.Robertson, Corrosion Science, v. 29, p.1275, 1989.
- 8 NACE – National association of corrosion Engineers. Testing of Metals for Resistance to Sulfide Stress Cracking at Ambient Temperatures TM01177-86,Houston:TX,1986.
- 9 T. F. Wu, T. P. Cheng, W. T. Tsai, “The Eletrochemical Potentiokinetic Reactivation Behavior of Alloy 600”, Materials Chemistry and Physics, 70, pp. 208 – 216, 2001.