

AVALIAÇÃO DA SUSCETIBILIDADE À CORROSÃO SOB TENSÃO DA LIGA 600MA EM AMBIENTE DE REATOR NUCLEAR ⁽¹⁾

Mônica Maria de Abreu Mendonça Schwartzman⁽²⁾

Adalberto Matias⁽³⁾

Luciana Iglesias Lourenço⁽⁴⁾

Resumo

Este trabalho apresenta um estudo de avaliação da suscetibilidade à corrosão sob tensão da liga de níquel 600MA (comercialmente denominada Inconel 600 MA) em ambiente do circuito primário de reator nuclear tipo PWR (Pressurized Water Reactor). O material foi caracterizado mecânica e metalograficamente e os corpos-de-prova foram confeccionados segundo norma ASTM. Foram utilizados ensaios de tração com taxa de deformação lenta (*Slow Strain Rate Test*), SSRT. Os ensaios foram realizados com taxa de deformação de $3 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1\text{em}}$ meio inerte (nitrogênio) e ambiente similar ao do circuito primário do reator de Angra 1 empregando-se temperatura de 303 °C e pressão de 100 bar. Foram obtidas as curvas tensão-deformação e tensão-tempo para cada ensaio. Os corpos-de-prova (CPs) ensaiados foram submetidos a análises fractográficas através de microscopia eletrônica de varredura. A avaliação da suscetibilidade à CST do Inconel 600MA foi realizada por meio da comparação dos resultados obtidos no meio inerte e no meio de interesse. Verificou-se que nestas condições de ensaio que os CPs de Inconel 600MA apresentaram trincamento lateral em toda a sua extensão, mas na superfície de fratura não foram detectada zonas de propagação de trinca.

Palavras-chave: Corrosão sob tensão; Inconel 600.

¹ Contribuição técnica para o 60º Congresso Anual da ABM - Internacional. 25 a 28 de julho/2005 Minas Centro - Centro de Convenções e Feiras - Belo Horizonte.

² Dr., Tecnologista - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/CNEN

³ MSc., Engº Metalurgista - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/CNEN

⁴ Engª Mecânica - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/CNEN

1 INTRODUÇÃO

A corrosão sob tensão (CST) é um fenômeno que ocorre em componentes metálicos de usinas nucleares que estão sujeitas ao efeito simultâneo da tensão mecânica e de um ambiente aquoso de composições diversas [1]. É um dos mecanismos de envelhecimento que gradualmente introduz danos nos componentes, modificando suas características com o tempo ou uso. Após o aparecimento de uma trinca por CST, a vida útil do componente estará limitada pela velocidade de propagação da trinca, tornando necessário realizar ensaios e avaliações que permitam estimar a vida útil de componentes, bem como estabelecer as condições de manutenção e reposição das partes danificadas. Além disso, o estudo de CST é importante na prevenção de falha de equipamentos, minimizando custos e aumentando a confiabilidade operacional. [1,2].

A liga Inconel 600 MA tem sido largamente utilizada como material estrutural para sistemas em alta temperatura e pressão e em componentes de reatores nucleares do tipo PWR (Pressurized Water Reactor), devido a combinação de propriedades mecânicas e de resistência à corrosão [3,4]. As falhas por CST deste material ocorre em um processo de iniciação e propagação de trinca, através de mecanismos extremamente complexos por serem influenciados por fatores como tratamento térmico, distribuição de carbonetos/sensitização, tensão residual, tensão aplicada, tamanho de grão, grau de deformação (trabalho a frio), taxa de deformação, temperatura, pH, composição química do meio, potencial eletroquímico, pressão parcial de hidrogênio, etc. [5-9]:.

Diferentes métodos tem sido propostos na tentativa de se estabelecer avaliações qualitativas e quantitativas da CST em componentes de reatores nucleares com a expectativa de se compreender os mecanismos da interação material/meio [10,11].

A característica dos ensaios de CST é usualmente fornecer informações mais rápidas do que podem ser obtidas através de experiências em serviço, e ao mesmo tempo visa prever o comportamento em tal condição. Ensaios para prever o desempenho de uma liga em CST devem ser conduzidos com um sistema de tensão similar àquele em serviço. É importante que estes procedimentos sejam controlados de tal forma que os mecanismos de falha não sejam alterados. Ensaios de taxa de deformação lenta, carga constante e de deslocamento crescente são exemplos típicos de ensaios utilizados para estimar os parâmetros associados à corrosão sob tensão. O ensaio de carga constante é o mais empregado para avaliar a CST. Num ensaio típico uma tensão aplicada atua para direcionar a corrosão assistida pelo ambiente. Este ensaio possibilita elevada aproximação das condições reais de trabalho do material com o meio, pois ele é estático. Porém, dependendo do sistema metal/meio, pode ser muito demorado, o que de certa forma limita sua utilização.

O ensaio de taxa de deformação lenta de um corpo de prova durante exposição em condições ambientais apropriadas foi desenvolvido para acelerar o processo de CST em laboratório. Ele é realizado sob lento aumento de deformação (10^{-5} a 10^{-9} s⁻¹). A descrição mais detalhada deste ensaio é dada na norma ASTM G 129. Sua principal vantagem é a rapidez com que a suscetibilidade à CST de uma liga particular num meio determinado pode ser avaliada. Ensaios de deformação lenta têm essencialmente substituído o uso dos ensaios de carga constante devido à variabilidade nos tempos de fratura e o longo tempo de ensaio necessário para definir o valor limiar, abaixo do qual não ocorre o fenômeno de corrosão sob tensão [12-14].

Este trabalho apresenta uma avaliação da suscetibilidade à corrosão sob tensão do Inconel 600MA em ambiente de reator nuclear, utilizando o ensaio de taxa de deformação lenta – SSRT. São comparados os resultados obtidos em meio inerte (N₂) e em ambiente que similar ao do circuito primário de um reator nuclear. As curvas tensão-deformação mostram o efeito do ambiente PWR no comportamento mecânico do Inconel 600MA, sendo confirmadas pelas análises fractográficas obtidas por microscopia eletrônica de varredura (MEV).

2 PARTE EXPERIMENTAL

2.1 Materiais

A instalação de CST foi desenvolvida como um sistema universal para todos os principais ensaios de corrosão sob tensão, conforme normas da ASTM, ISO e DIN. Ela é composta de uma autoclave com um sistema de tração servohidráulico, controlado por deslocamento ou carga, e de um circuito hidráulico com um sistema de medição e tratamento químico da água. O deslocamento é medido por meio de um sensor de posição linear (método: *linear variable differential transformer* - LVDT) e a carga por meio de um dinamômetro. A autoclave é aquecida por meio de um forno elétrico controlado continuamente por um sistema de PID (sistema de controle proporcional, integral e derivativo). Durante a execução do experimento são realizadas medições de carga, deslocamento, tamanho de trinca, parâmetros termohidráulicos e parâmetros químicos. Um *software* de aplicação desenvolvido no ambiente LabVIEW[®] é responsável pela aquisição de dados e sua representação gráfica. O potencial eletroquímico é medido por meio de um eletrodo do tipo Ag/AgCl, projetado para permitir uma operação contínua em condições de alta temperatura e pressão.

Nos ensaios de corrosão sob tensão foram utilizados corpos-de-prova de Inconel 600MA. As Tabelas 1 e 2 apresentam a composição química e as propriedades mecânicas respectivamente e a Figura 2 mostra sua microestrutura.

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

C	Mn	P	S	Si	Ni	Cr	Co	Cu	Fe	Al	Ti	Nb
0,042	0,22	0,008	0,0002	0,18	75,05	15,61	0,10	0,03	8,81	0,08	0,20	0,20

Tabela 2. Propriedades mecânicas do Inconel 600 MA.

Temperatura (°C)	σ_{YS} (MPa)	σ_{UTS} (MPa)	Deformação (%)	Redução de área (%)	Dureza HB
22	302	632	38,5	62	170
300	254	567	38,6	58	----

σ_{YS} - limite de escoamento; σ_{UTS} - limite de resistência.

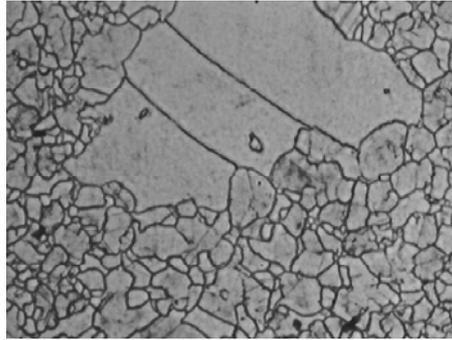


Figura 2. Microestrutura: Inconel 600MA como recebido. Ác. fosfórico 10 %.100X.

O meio utilizado nos ensaios de CST foi uma solução com água deionizada contendo composição química similar a do ambiente do circuito primário de um reator PWR em operação. Esta solução contém 1000-1200 ppm de boro, 2,2 – 2,5 ppm de lítio, 25- 35 cm³ H₂/kg H₂O, < 5 ppb de O₂. Durante os ensaios o pH da solução foi mantido entre 6,9 e 7,4.

3 METODOLOGIA

O ensaio de taxa de deformação lenta, SSRT (Slow Strain Rate Test), constitui-se em um tipo de ensaio utilizado para verificar a suscetibilidade de um material à CST. É um dos métodos relativamente mais recentes desenvolvidos para acelerar o processo de CST em laboratório, sendo um caso particular de ensaio de tração sob taxa de deformação lenta com o CP sendo exposto a condições ambientais apropriadas. Neste trabalho, os ensaios foram executados segundo a norma ASTM G 129-95 [16], utilizando CPs de tração conforme mostrado na Figura 3.

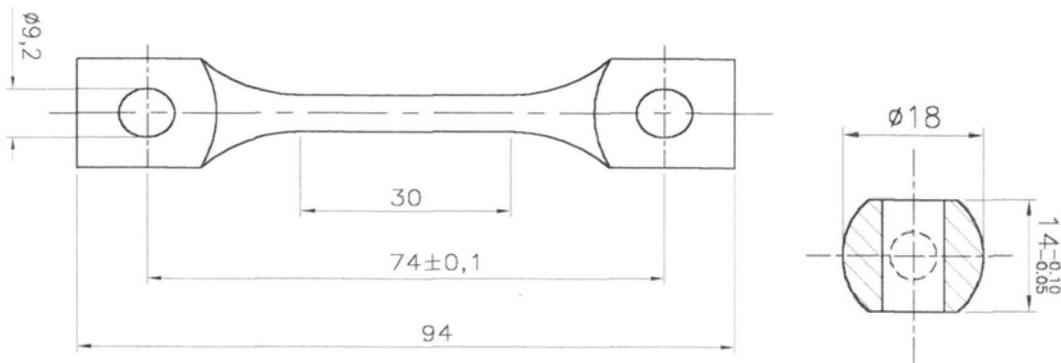


Figura 3. Corpo-de-prova de tração utilizado nos ensaios de taxa de deformação lenta (SSRT).

Os ensaios foram conduzidos à temperatura de 303 °C, pressão de 10 MPa, com circulação da água a uma vazão de aproximadamente 0,4 λ/h. Foi realizado o monitoramento *on line* de carga e deslocamento.

Foram realizados três ensaios com uma taxa de deformação de $3 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$, gerando uma velocidade de ensaio de 33 μm/h. O SSRT 01 foi realizado em meio inerte (N₂) e os ensaios SSRT 02 e 03 foram feitos em solução aquosa [16].

4 RESULTADOS E DISCUSSÕES

A Figura 4 apresenta a curva tensão-deformação obtida a partir dos ensaios SSRT 01 no meio inerte, SSRT 02 e SSRT 03 no meio similar ao do circuito primário de um reator PWR. No meio inerte o Inconel 600 MA alcançou uma deformação de 55,8 % enquanto que no meio PWR alcançou 53,5 % e 54,1% nos ensaios 02 e 03 respectivamente. Houve maior redução de área no CP do ensaio 01, 55,5 %, com relação aos ensaios 02 e 03, 50,9 % e: 51,0 % respectivamente.

A Figura 5 apresenta a curva tensão-tempo a qual mostra o tempo de duração dos ensaios e verifica-se que no meio PWR o tempo de ensaio foi menor. No ensaio 01 o tempo foi de 21,3 dias (511,2 horas) em relação aos ensaios 02 de 20,1 dias (482,4 h) e 03 de 20,6 dias (494,4 h).

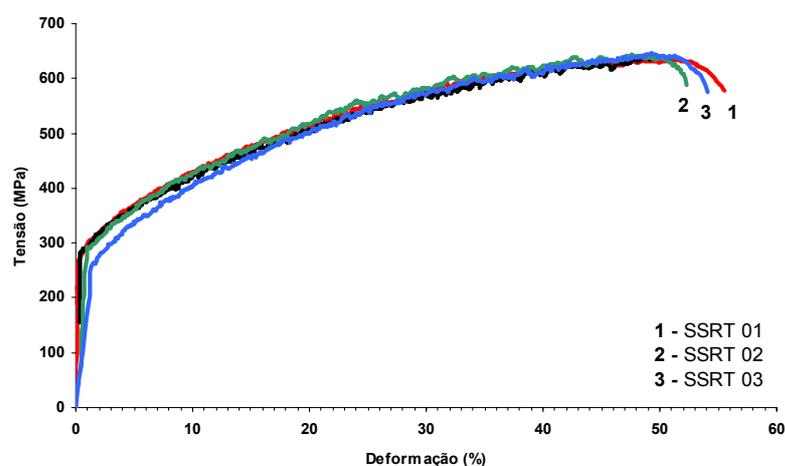


Figura 4. Curva tensão-deformação dos CPs de Inconel 600 MA. Ensaio de taxa de deformação lenta, SSRT 01 (N₂), SSRT 02 e 03 (ambiente reator PWR) à 303 °C e 10 MPa. Taxa de deformação de $3,0 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$.

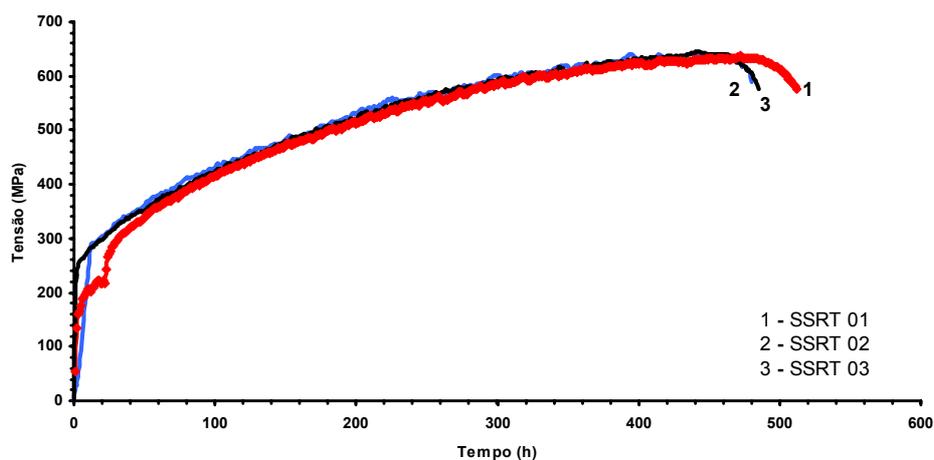


Figura 5. Curva Tensão-Tempo dos CPs de Inconel 600 MA. Ensaio de taxa de deformação lenta, SSRT 01 (N₂), SSRT 02 e 03 (ambiente reator PWR) à 303 °C e 10 MPa. Taxa de deformação de $3,0 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$.

As propriedades mecânicas do Inconel 600 MA e os parâmetros dos ensaios de SSRT estão apresentados na Tabela 3. A diferença entre os resultados obtidos para os corpos-de-prova em meio inerte e em meio de reator PWR foi considerada desprezível utilizando-se a taxa de deformação de $3,0 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$. Esta taxa foi suficiente para produzir a iniciação de trinca, mas insuficiente para provocar a propagação por CST, o que é comprovado nas análises fractográficas. Observa-se também que as razões: tempo de ensaio, deformação e redução de área para os dois meios apresentam valores bem próximos de 1,0. Isto não pode ser interpretado como uma baixa suscetibilidade do Inconel 600 MA à CST no meio em estudo. Mas sim, devido ao fato de ter ocorrido somente a iniciação de trincas nos CPs ensaiados em função da taxa de deformação não adequada.

Tabela 3. Resultados obtidos nos ensaios de taxa de deformação lenta SSRT do Inconel 600 MA em ambiente de reator nuclear. Taxa de deformação: $3 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$.

Ensaio	SSRT 01	SSRT 02	SSRT 03
Meio	Nitrogênio	PWR	PWR
Tempo de Ensaio (dias)	21.3	20.1	20.6
Velocidade de Ensaio (um/h)	34,1	33,0	33,0
Pressão (MPa)	2,05	10	10
Limite de escoamento (MPa)	275	292	265
Resistência Mecânica (MPa)	647	648	650
Deformação (%)	55.8	53.5	54.1
Redução de área (%)	55.5	50.9	51
Razão de Tempo de falha	---	0.94	0.97
Razão de Deformação	---	0.96	0.97
Razão de redução de área	---	0.92	0.92

De acordo com a literatura faixas de deformação de 10^{-6} a 10^{-8} têm sido efetivas para avaliar a CST intergranular em Inconel 600MA à 365 °C. Ensaios utilizando taxas de deformação de $3,9 \times 10^{-8} \text{ s}^{-1}$, em água pura à 325 °C, mostraram a propagação de trincas por CST, no entanto, observou-se que taxas menores produzirão trincas com maior profundidade [13]. Em seu trabalho, Rebak et al. [6] variou a taxa de deformação de $5 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$ para $8,6 \times 10^{-8} \text{ s}^{-1}$ a 315 °C e obteve uma mudança na superfície de fratura de 11 % intergranular para 83 %.

A Figura 6 é apresenta uma foto de um dos CPs de Inconel 600 MA após o ensaio de taxa de deformação lenta em meio PWR.



Figura 6. Referência de localização das microfratografias do MEV. CP de Inconel 600 MA fraturado no ensaio de CST SSRT.

A Figura 7 apresenta os perfis de fratura dos corpos-de-prova ensaiados em meio inerte: (a) SSRT 01 e no meio PWR: (b) SSRT 02 e (c) SSRT 03. As rupturas ocorreram todas a 45°, típico de rupturas mecânicas, portanto a taxa de deformação não foi suficiente para permitir a propagação de trincas por CST.

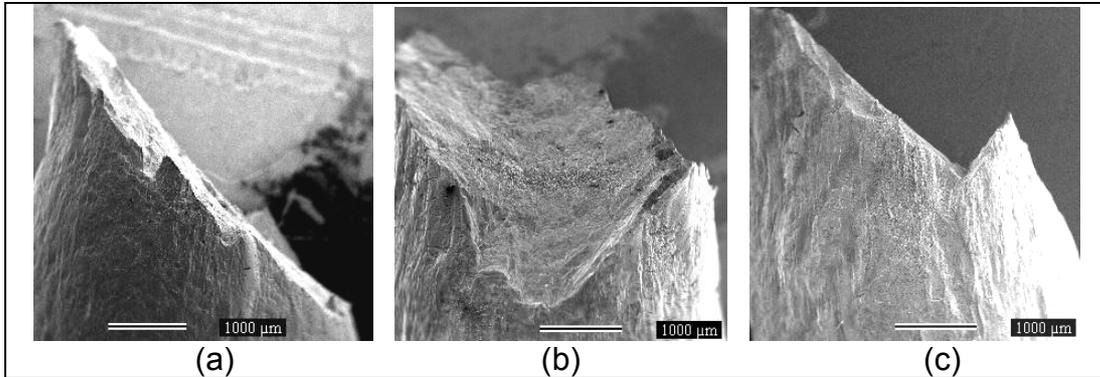


Figura 7. Perfis de fratura dos CPs de Inconel 600 MA, MEV 100X. Ensaio com taxa de deformação lenta à 303 °C e 10 MPa. Taxa de deformação de $3,0 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$. (a) SSRT 01 (N_2), (b) SSRT 02 (ambiente de reator PWR), (c) SSRT 03 (ambiente de reator PWR).

A Figura 8 apresenta as superfícies laterais, dos CPs ensaiados, nas proximidades da fratura, como mostra a Figura 6 (região A) e estão dentro da região onde ocorreu a estricção. Nota-se, nitidamente, o efeito do meio quando se compara a superfície do CP ensaiado em meio inerte - (a) SSRT 01, na qual se observa apenas ondulações resultantes da deformação plástica - com as superfícies dos CPs ensaiados no meio PWR - (b) SSRT 02 e (c) SSRT 03, as quais apresentam uma grande quantidade de trincas. As trincas são transversais em relação à direção de carregamento.

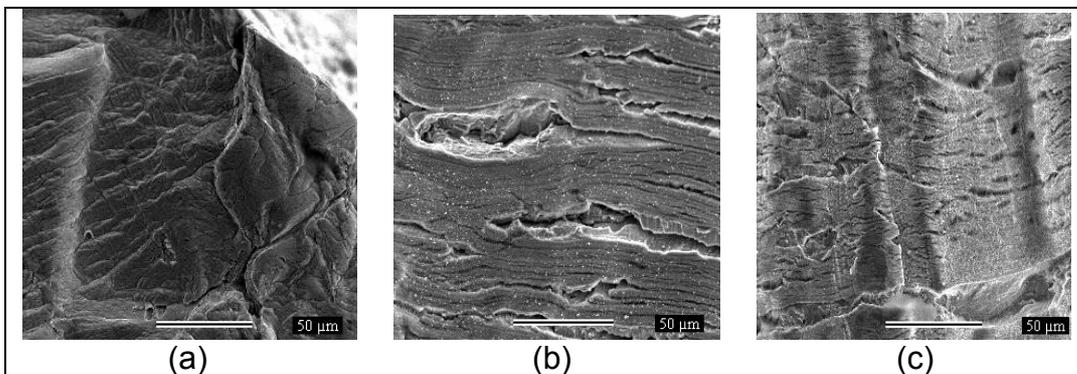


Figura 8. Microfratografias MEV, 500X. Superfícies laterais dos CPs de Inconel 600 MA. Ensaio com taxa de deformação lenta à 303 °C e 10 MPa. Taxa de deformação de $3,0 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$. (a) SSRT 01 (N_2), (b) SSRT 02 (ambiente de reator PWR), (c) SSRT 03 (ambiente de reator PWR).

A Figura 9 apresenta as superfícies laterais, dos CPs ensaiados, em uma região mais afastada da fratura, como mostra a Figura 6 (região B). No CP ensaiado em meio inerte, Figura 9 (a), não se observa a presença de trincas e, comparada com a Figura 8 (a), está menos deformada por estar fora da região de estricção. Nos CPs ensaiados no meio PWR, Figura 9 (b) e (c), foi detectada a presença de trincas ao longo de toda a extensão dos CPs, como efeito do meio.

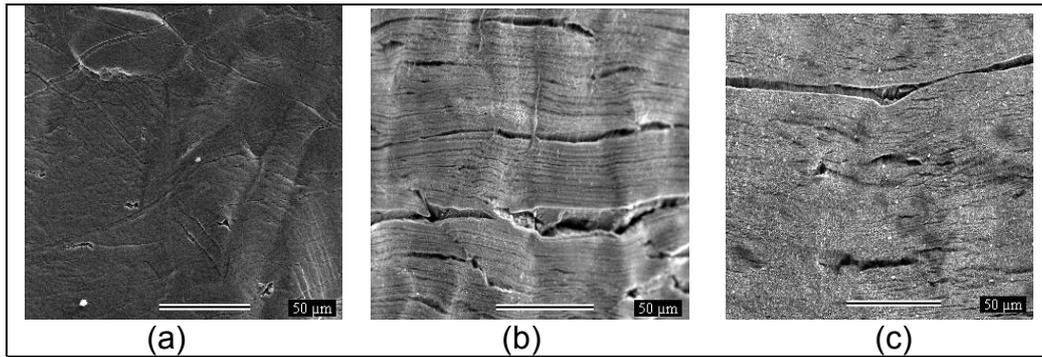


Figura 9. Microfratografias MEV, 500X. Superfícies laterais dos CPs de Inconel 600 MA. Ensaios com taxa de deformação lenta à 303 °C e 10 MPa. Taxa de deformação de $3,0 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$. (a) SSRT 01 (N_2), (b) SSRT 02 (ambiente de reator PWR), (c) SSRT 03 (ambiente de reator PWR).

A Figura 10 mostra as superfícies de fratura do CP ensaiado em meio inerte (a) e dos CPs ensaiados no meio PWR (b) e (c). Em nenhum deles foram detectadas as zonas de propagação de trinca, devido, como já foi dito, a uma taxa de deformação elevada propiciando uma ruptura mecânica. Assim, em toda a sua extensão as superfícies apresentam aspecto dúctil, confirmada pela presença dos “*dimples*”, como mostrado na Figura 11.

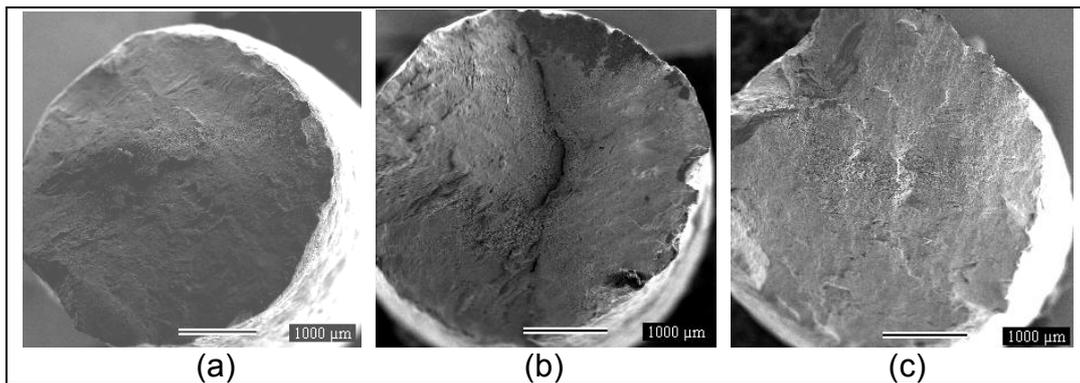


Figura 10. Microfratografias MEV, 20X. Superfícies de fratura dos CPs de Inconel 600 MA. Ensaios com taxa de deformação lenta à 303 °C e 10 MPa. Taxa de deformação de $3,0 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$. (a) SSRT 01 (N_2), (b) SSRT 02 (ambiente de reator PWR), (c) SSRT 03 (ambiente de reator PWR).

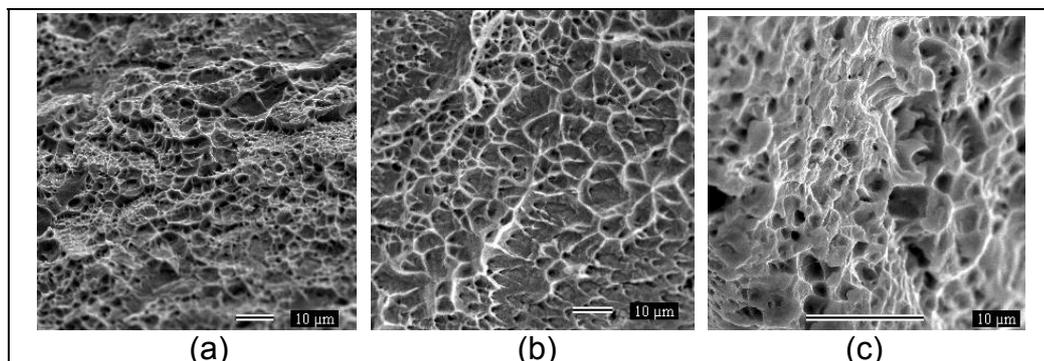


Figura 11. Microfratografias MEV, 1000X. Superfícies laterais dos CPs de Inconel 600 MA. Ensaios com taxa de deformação lenta à 303 °C e 10 MPa. Taxa de deformação de $3,0 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$. (a) SSRT 01 (N_2), (b) SSRT 02 (ambiente de reator PWR), (c) SSRT 03 (ambiente de reator PWR).

Os próximos ensaios de tração SSRT serão realizados sob uma taxa de deformação de $7,5 \times 10^{-8} \text{ s}^{-1}$, na expectativa de ocorrer iniciação e propagação de trinca.

5 CONCLUSÕES

- O meio PWR, sob as condições de processo: 303 °C e pressão 10 MPa, propiciou o trincamento lateral dos CPs de Inconel 600MA submetidos aos ensaios com taxa de deformação lenta do corpo-de-prova (SSRT) com taxa de $3,0 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$ e velocidade de ensaio 33,0 $\mu\text{m/h}$;
- O Inconel 600MA submetido aos ensaios de SSRT, em princípio, mostrou-se susceptível a CST, pelo fato de ter ocorrido uma grande quantidade de trincas na superfície lateral dos CPs ensaiados com uma taxa de deformação de $3,0 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$. Mas utilizando-se esta taxa não houve propagação de trinca, sendo necessário reduzir este valor;

Agradecimentos

Os autores agradecem ao CNPq e à FAPEMIG pelo financiamento dos projetos de pesquisa e concessão de bolsas.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 STAEHLE, R. W. Stress corrosion cracking and hydrogen embrittlement of iron base alloys. NACE –5. National Association of Corrosion Engineers, Houston, et alii. Eds., 1973.
- 2 Danko, J. C. (Ch.) Corrosion in the nuclear power industry. In: _ Metals Handbook, Ohio: ASTM International, 1987. 9th ed., v. 13, p. 927.
- 3 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.
- 4 MARKUS, O.; MAGDOWSKI, R. Stress corrosion cracking growth in alloy 600 exposed to PWR and BWR environments. CD Corrosion 2000, paper n. 222.
- 5 MOSHIER, W. C., BROWN, C. M. Effect of cold work and processing orientation on the SCC behavior of alloy 600. Bettis Power Atomic Laboratory. Pennsylvania, 1998.
- 6 REBAK, R. B.; SKLARSKA-SMIALOWSKA, Z. Stress corrosion cracking of ally 600 in high temperature water aqueous solutions: influencing factors, mechanisms and models.
- 7 SYMONS, D. M., BURKE, M. G., FOSTER, J. P. The relationship between observed stress corrosion cracking fracture morphology and microstructure in alloy 600. Bettis Power Atomic Laboratory. Pennsylvania, 1998.
- 8 BOURSIER, J. M., DESJARDINS, D., VAILLANT, F. The influence of the strain-rate on the stress corrosion cracking of alloy 600 in high temperature water. Corrosion science, v. 37, n. 3, p. 493-508. 1995.
- 9 BULISCHEK, T. S.; ROOYEN, D. V. Effect of environmental variables on the stress corrosion cracking of Inconel 600 steam generator tubing. Nuclear Technology, v. 55, p.383393, nov. 1981.
- 10 MARKUS, O.; MAGDOWSKI, R. Correlation of laboratory and fields stress corrosion results in the power generation industry. CD Corrosion 1999, paper n. 146.

- 11 KANE, R. D. Testing for environmentally assisted cracking. Corrosion Handbook, 2^a ed., Edited by R. Winston Revie. ISBN 0-471-15777-5. P. Cap. 60, p. 1109-1128. 2000.
- 12 AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS. Stress corrosion cracking - The Slow Strain Rate Technique. Symposium: Toronto, Canada, 2-4 May 1977.
- 13 BULISCHEK, T. S.; ROOYEN, D. V. Stress corrosion cracking of alloy 600 using the constant strain rate test. National Association of Corrosion Engineers, v. 37, n. 10, p. 597-607, october 1981.
- 14 GARUD, Y. S. A incremental damage formulation for stress corrosion cracking and its application to crack growth interpretation based on CERT data. National Association of Corrosion Engineers, Corrosion, p. 968-974, december 1990.
- 15 NEVES, C. F. C.; SCHVARTZMAN, M. A. M.; MOREIRA, P.A.L.D.P.L.P. Método de queda de potencial para monitorar o crescimento de trincas causadas por corrosão sob tensão. In: NATIONAL MEETING OF RECTOR PHYSICS AND THERMAL HYDRAULICS, 13. Rio de Janeiro: ABEN, 2002.
- 16 AMERICAN SOCIETY FOR TESTING AND MATERIALS. Standard practice for slow strain rate testing to evaluate the susceptibility of metallic materials to environmentally assisted cracking (ASTM G 129-95). In: _ ANNUAL BOOK OF ASTM STANDARDS, West Conshohocken: ASTM, 1995.

EVALUATION OF THE SUSCEPTIBILITY OF ALLOY 600 TO STRESS CORROSION CRACKING IN SIMULATED NUCLEAR SYSTEM

Mônica Maria de Abreu Mendonça Schwartzman

Adalberto Matias

Luciana Iglesias Lourenço

Abstract

Alloy 600 used as steam generators tubing and reactor vessel internals components in pressurized water reactors (PWRs) is susceptible to intergranular stress corrosion cracking. It mainly occurs in roll transitions areas, where the residual stresses from manufacture are the greatest. The objective of this study has been to evaluate the primary water stress corrosion cracking (PWSCC) susceptibility of alloy 600 MA (mill annealing) in simulated Angra 1 (the first one of the two Brazilian nuclear power plants) PWR primary chemistry. In order to accomplish that, slow strain rate tests (SSRT) were conducted in primary water conditions at 10Mpa and 303°C. The alloy 600 plate used in SSRT specimens had no previous heat treatment and the its chemical composition is presented. The alloy 600 mechanical properties were measured at room temperature and at 303°. The strain rate used was $3.0 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$. During the SSRT tests, stress and elongation were measured continuously. Following the SSRT tests, the specimens were removed from the autoclave system and PWSCC fracture ratios of the specimens were examined by scanning electron microscopy (SEM).

Key-words: Mill annealed alloy 600; Primary water stress corrosion cracking.