



AValiação PRELIMINAR DA INFLUÊNCIA DO CONTEÚDO DE HIDROGÊNIO DISSOLVIDO NA CORROSÃO SOB TENSÃO DA JUNTA SOLDADA DE LIGA DE NÍQUEL 182 EM AMBIENTE DE REATOR NUCLEAR¹

Luciana Iglésias Lourenço Lima²
Mônica Maria de Abreu Mendonça Schwartzman³
Alexandre Queiroz Bracarense⁴
Marco Antônio Dutra Quinan³

Resumo

A corrosão sob tensão (CST) em ambiente do circuito primário de usinas nucleares do tipo PWR, consiste de um processo de degradação que envolve a presença de um ambiente agressivo, tensões de tração e um material suscetível. Nos últimos 30 anos a CST tem sido observada principalmente nas regiões das soldas entres materiais dissimilares existentes nestes reatores. Este trabalho apresenta a avaliação da suscetibilidade à CST do metal de adição de liga de níquel 182 em ambiente de reator nuclear. Esta avaliação foi realizada à temperatura de 325°C e pressão de 12,5 Mpa, empregando-se o ensaio de taxa de deformação lenta – SSRT (Slow Strain Rate Test). Foram obtidas curvas tensão x deformação em meio neutro (nitrogênio) e em uma solução contendo 1200 ppm de boro, 2,2 ppm de lítio e concentrações de 25 e 50 cm³ H₂/kg H₂O e 5 ppb de O₂ dissolvidos na água. Os resultados dos ensaios de SSRT mostram a diminuição da suscetibilidade da liga 182 à CST com a elevação do conteúdo de hidrogênio dissolvido na solução.

Palavras-chave: Corrosão sob tensão; Liga de níquel 182; Reator PWR.

PRELIMINARY ASSESSMENT OF STRESS CORROSION CRACKING¹ OF NICKEL BASED ALLOY 182 IN NUCLEAR REACTOR ENVIRONMENT

Abstract

Stress corrosion crack (SCC) in a primary circuit of a nuclear pressurized water reactor consists of a degradation process in which aggressive media, stress and material susceptibility are present. Over the last thirty years, SCC has been observed in dissimilar metal welds. This study presents a comparative work between the SCC in the alloy 182 filler metal weld in two different hydrogen concentrations (25 e 50 cm³ H₂/kg H₂O) in primary water. The susceptibility to stress corrosion cracking was assessed using the slow strain rate tensile (SSRT) test. The results of the SSRT test indicated that the material is more susceptible to SCC at 25 cm³ H₂/kg H₂O.

Key-words: Stress corrosion cracking; Nickel base alloy 182; PWR reactor.

¹ Contribuição técnica ao 65º Congresso Anual da ABM, 26 a 30 de julho de 2010, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

² Doutoranda, Eng^a Mecânica – Universidade Federal de Minas Gerais/UFMG

³ Dr., Tecnologista - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/CNEN

⁴ Phd., Professor- Universidade Federal de Minas Gerais/UFMG



1 INTRODUÇÃO

O trincamento por corrosão sob tensão (CST) no ambiente do circuito primário de um reator nuclear do tipo PWR, consiste em um processo de degradação que envolve a presença de um ambiente agressivo, de tensões de tração e a presença de materiais suscetíveis, além de um tempo para que o fenômeno ocorra. As ligas de níquel 600, 82 e 182, embora originalmente selecionadas por sua alta resistência à corrosão, apresentaram indicações de suscetibilidade ao processo de CST.^(1,2) Na Usina Nuclear de Angra 1, assim como em usinas semelhantes, verifica-se o emprego destas ligas no vaso de pressão, nas soldas dos bocais do pressurizador e dos geradores de vapor dentre outros.^(3,4)

Apesar do número considerável de estudos relacionados ao entendimento deste tipo de degradação, não existe um consenso sobre o mecanismo mais adequado para explicar a suscetibilidade da liga 600 e dos metais de solda, as ligas de níquel 182 e 82 à CST. Sabe-se que a suscetibilidade destas ligas em meio PWR depende de fatores que estão relacionados ao material (composição química, condições de fabricação, tratamento térmico durante a fabricação do componente, trabalho à frio, etc.) aos parâmetros de operação (temperatura, principalmente) e condições do meio (pH, potencial eletroquímico, pressão parcial de hidrogênio).⁽⁵⁻⁷⁾

A mitigação da corrosão sob tensão em ambiente do circuito primário de um reator PWR é definida como a redução na frequência e ou no retardamento da iniciação e/ou na taxa de propagação de trincas por CST. O termo mitigação não significa completa eliminação ou prevenção do fenômeno, somente o controle das variáveis para níveis que não tenham efeitos significativos no processo. A mitigação da CST das ligas de níquel e seus metais de solda são de grande importância devido ao amplo uso destas ligas no circuito primário de refrigeração de reatores nucleares e devido a indicação que trincas associadas a este fenômeno irão continuar a desenvolver com a continuidade da operação dos reatores, a menos que medidas de mitigação sejam tomadas.⁽⁸⁾

Os estudos relacionados à prevenção e à mitigação de CST em usinas nucleares abrangem alternativas de solução baseadas na redução dos níveis de tensões tratativas, no tratamento superficial dos materiais suscetíveis ao processo assim como na modificação na composição química do meio. As alternativas atuais relativas ao meio são a adição de zinco à água do circuito primário e a modificação da concentração hidrogênio dissolvido.⁽⁹⁾

O hidrogênio é adicionado no sistema primário para interagir com o oxigênio proveniente da radiólise da água mantendo as condições redutoras do meio e minimizando a corrosão. Durante a operação de uma usina PWR, a concentração de H₂ dissolvido normalmente se encontra na faixa de 25 a 50 cm³/kg de H₂O.

Estudos recentes têm demonstrado que o conteúdo de hidrogênio dissolvido adicionado pode influenciar na suscetibilidade à CST. Mudanças na concentração de hidrogênio podem fazer com que o potencial de corrosão atinja a fase Ni/NiO, influenciando o comportamento frente à corrosão sob tensão.⁽¹⁰⁾

Este trabalho apresenta a avaliação da suscetibilidade à CST do material de solda de liga de níquel 182 em ambiente similar ao do circuito primário de um reator nuclear PWR em duas diferentes concentrações de H₂ dissolvido: 25 e 50 cm³/kg de H₂O. Empregou-se o ensaio de tração com taxa de deformação lenta, SSRT (*Slow Strain Rate Test*) a uma taxa de deformação de 3x10⁻⁷s⁻¹. Os corpos de provas ensaiados foram submetidos às análises fractográficas em microscópio eletrônico de varredura (MEV).

2 MATERIAIS E MÉTODOS

2.1 Materiais e Junta Soldada

A soldagem foi realizada empregando-se o aço baixa liga ASTM A-508 classe 3 e o aço inoxidável austenítico AISI 316L. Como metal de adição foram empregados o eletrodo revestido AWS A5.11 ENiCrFe-3 (liga de níquel 182) e o arame AWS A5.14 ENiCr-3 (liga de níquel 82), com diâmetros de 4 mm e 2,4 mm, respectivamente. A composição química nominal dos metais de base e dos metais de adição é apresentada na Tabela 1. As propriedades mecânicas a temperatura ambiente da junta soldada com a liga de níquel 182 são apresentadas na Tabela 2.

Tabela 1 – Composição química dos materiais base e de adição (% em peso)

	C	Mn	Si	P	S	Cr	Ni	Nb	Ti	Cu	Mo	Al
316L	0,023	1,458	0,475	0,021	0,003	16,732	9,834	0,0199	0,029	0,142	2,097	0,011
SA 508	0,213	1,336	0,227	0,005	0,003	0,089	0,682	0,002	0,001	0,0559	0,505	0,011
182	0,047	5,810	0,572	0,015	0,006	14,930	71,820	1,890	0,183	0,019	-	-
82	0,04	2,81	0,09	0,003	0,001	19,6	73,10	2,44	0,35	0,01	-	-

Tabela 2 – Propriedades mecânicas da junta soldada – Liga de níquel 182 (temperatura ambiente)

Limite de Escoamento (MPa)	Limite de Resistência (MPa)	Deformação (%)
440	611	27

A soldagem do aço ASTM A-508 ao aço inoxidável AISI 316 foi realizada manualmente, de acordo com procedimento utilizado em usinas nucleares do tipo PWR. Na chapa de aço carbono ASTM A-508, pré aquecida a 150°C, foi aplicada uma camada de “amanteigamento” (*buttering*) com espessura entre 5 mm - 8 mm utilizando a liga de níquel 82 como metal de adição e o processo de soldagem a arco manual com proteção gasosa GTAW (*Gas Tungsten Arc Welding*). A união da chapa de aço ASTM A-508 “amanteigada” à chapa de aço AISI 316L foi realizada utilizando o processo GTAW com vareta da liga de níquel 82 para o passe de raiz e o preenchimento do chanfro restante utilizando a liga de níquel 182 como metal de adição e o processo de soldagem a arco manual com eletrodo revestido SMAW (*Shielded Metal Arc Welding*).

Após a operação de soldagem, a peça foi cortada para retirada de amostras da região de solda de liga de níquel 182 para análise metalográfica e confecção de corpos de prova para os ensaios de SSRT (Figura 1).



Figura 1. Representação esquemática da região onde foram retirados amostras para metalografia e ensaios de SSRT.

A microestrutura da região da solda de liga de níquel 182 é mostrada na Figura 2. A microestrutura é tipicamente dendrítica com o crescimento de grãos na direção de solidificação da solda.

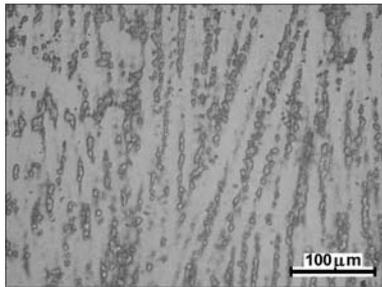
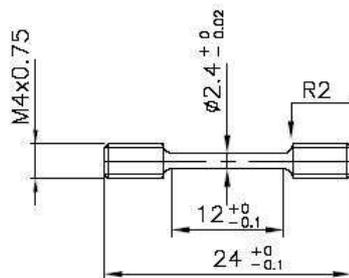


Figura 2. Microestrutura da região da solda de liga de níquel 182 (ataque ácido fosfórico 10%).

2.2 Ensaio de Taxa de Deformação Lenta - SSRT

O ensaio de taxa de deformação lenta, SSRT (*Slow Strain Rate Test*), foi utilizado para avaliar a suscetibilidade à corrosão sob tensão da junta soldada de liga de níquel 182. Os ensaios foram executados segundo a norma ASTM G 129-95⁽¹¹⁾ empregando-se uma taxa de deformação de $3 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1}$. Eles foram realizados em meio neutro (N_2) e em meio aquoso (com circulação do meio a uma vazão de aproximadamente 0,4 l/h), à temperatura 325°C e pressão de 12,5 MPa.

A geometria dos corpos de provas é mostrada na Figura 3. Estes foram confeccionados de acordo com a norma ASTM G49/2000.⁽¹²⁾



(a)



(b)

Figura 3. Corpo de prova utilizado para a realização do ensaio de SSRT; (a) representação esquemática; (b) corpo de prova real.

Os ensaios foram conduzidos em uma solução de água deionizada contendo composição química similar à de operação do circuito primário de um reator PWR. Esta solução contém 1000 ppm de boro, 1,5-2,0 ppm de lítio, < 5 ppb de oxigênio dissolvido e com concentrações de 25 e 50 $\text{cm}^3 \text{ H}_2/\text{kg H}_2\text{O}$. Durante os ensaios o pH foi mantido entre 6,9 e 7,4 e a condutividade entre 20 e 30 $\mu\text{S} \cdot \text{cm}^{-1}$. O meio foi caracterizado com respeito à composição química e as impurezas presentes. Foram realizados dois ensaios para cada concentração de H_2 dissolvido estudada.

Os ensaios para a avaliação da corrosão sob tensão foram realizados em uma instalação projetada para avaliar a degradação de componentes de reatores nucleares PWR em conformidade com normas estabelecidas pela ASTM, ISO e DIN. A instalação⁽¹³⁾ constitui-se de uma autoclave com aquecimento, um sistema de tratamento do meio e um sistema de aquisição de dados *on line*. A Figura 5 mostra a instalação para ensaios de CST.



Figura 4. Instalação para ensaios de corrosão sob tensão em ambiente similar ao do circuito primário de um reator PWR.

3 RESULTADOS E DISCUSSÃO

A Figura 5 e a Tabela 3 mostram as curvas tensão x deformação e as propriedades mecânicas, respectivamente, obtidas nos ensaios de SSRT na temperatura de 325°C em meio PWR (25 e 50 cm³ H₂/kg H₂O) e meio neutro (N₂) e com taxa de deformação de 3,0x10⁻⁷s⁻¹. Os valores expressos nesta tabela referem-se aos valores obtidos nos dois ensaios realizados para cada condição. É evidente, nos resultados destes ensaios, a diferença na resposta do material quando exposto aos meios com diferentes concentrações de hidrogênio dissolvido. Observa-se que material de solda de liga de níquel 182 apresentou o menor valor do limite de resistência e uma expressiva perda de ductilidade no meio contendo 25 cm³ H₂/kg H₂O, indicando sua maior suscetibilidade à CST. Verificou-se a diminuição na deformação plástica do material quando foi comparado o seu comportamento em meio neutro e em meio PWR com 50 cm³/kg H₂O, evidenciando também o efeito da CST na sua fragilização.

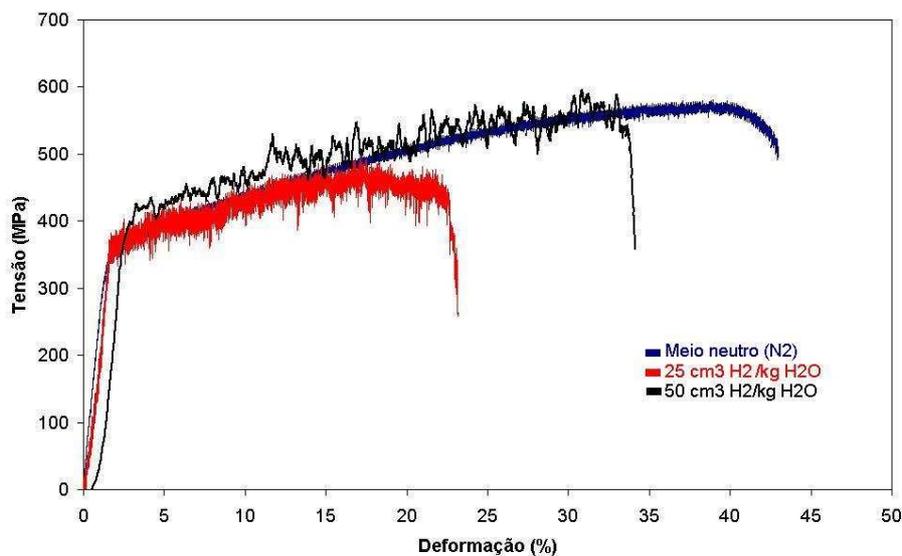


Figura 5. Curvas de tensão x deformação obtidas nos ensaios de SSRT do metal de adição de liga de níquel 182, à temperatura de 325°C em meio PWR (25 e 50 cm³ H₂/kg H₂O) e meio neutro (N₂). Taxa de deformação: 3,0x10⁻⁷s⁻¹.

Tabela 3 – Propriedades mecânicas obtidas nos ensaios de SSRT do metal de adição de liga de níquel 182 à 325°C em ambiente com diferentes concentrações de H₂ dissolvido

Temperatura (°C)	Limite de Escoamento (0,2%) (MPa)	Limite de Resistência (MPa)	Deformação (%)
Meio Neutro (N ₂)	353 - 360	553 - 576	36 - 41
Meio PWR (25 cc H ₂ / Kg)	356 - 360	480 - 498	20 - 26
Meio PWR (25 cc H ₂ / Kg)	406 - 412	568 - 587	31 - 34

A Figura 6 mostra as microfractografias dos corpos de prova ensaiados a 325 °C em meio PWR (25 e 50 cm³ H₂/kg H₂O) e meio neutro (N₂). Observa-se que os corpos de prova ensaiados no meio com 25 cm³ H₂/kg H₂O apresentaram um grande número de trincas nas superfícies laterais. De acordo com Brown e Mills⁽¹⁴⁾ o aparecimento de trincas secundárias nas superfícies dos corpos de prova também são indicativos da fragilização do material pelo processo de CST.

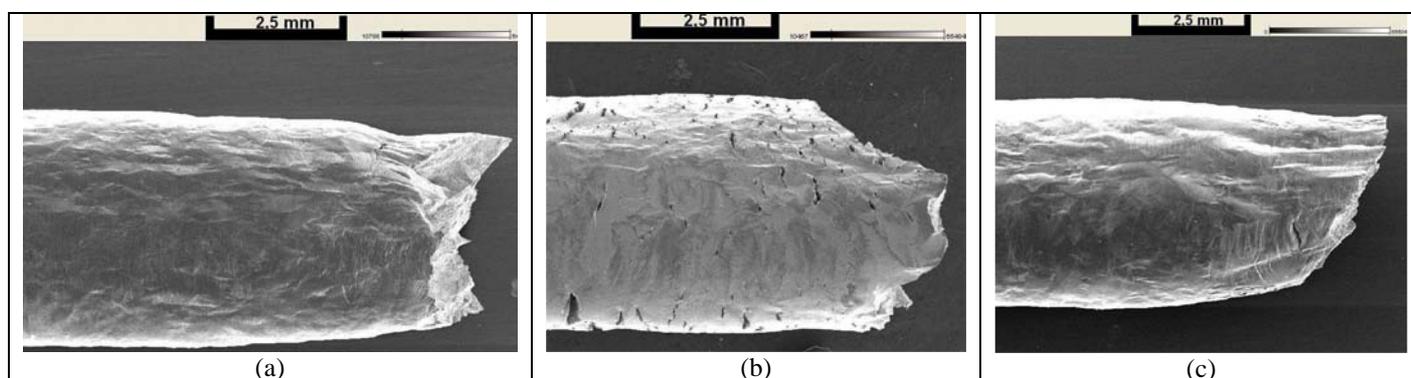


Figura 6. Microfractografias das superfícies do corpo de prova da junta soldada de liga de níquel 182, nas temperaturas de 325°C (a) em meio neutro (N₂) 325°C (b) em meio PWR com 25 cm³ H₂/kg H₂O e (c) em meio PWR com 50 cm³ H₂/kg H₂O.

Na Figura 7 apresenta-se as microfractografias das superfícies de fratura dos corpos de prova ensaiados em CST na temperatura de 325°C e pressão de 12,5MPa, em meio neutro e em meio PWR (25 cm³ H₂/kg H₂O e 50 cm³ H₂/kg H₂O). Observa-se que as superfícies de fratura apresentaram morfologias diferenciadas, com aspectos frágeis mais pronunciados nos corpos de prova ensaiados com 25 cm³ H₂/kg H₂O. Os corpos-de-prova ensaiados em meio contendo 50 cm³ H₂/kg H₂O, as regiões frágeis ocorreram em regiões esparsas e muito próximas da superfície. Nas duas condições de ensaio a ruptura final foi predominantemente dúctil. A fractografia referente ao corpo-de-prova ensaiado em N₂ (Figura 7 a) mostra o aspecto dúctil da fratura em toda a sua extensão, tanto nas bordas como no centro, comprovando a ruptura puramente mecânica.

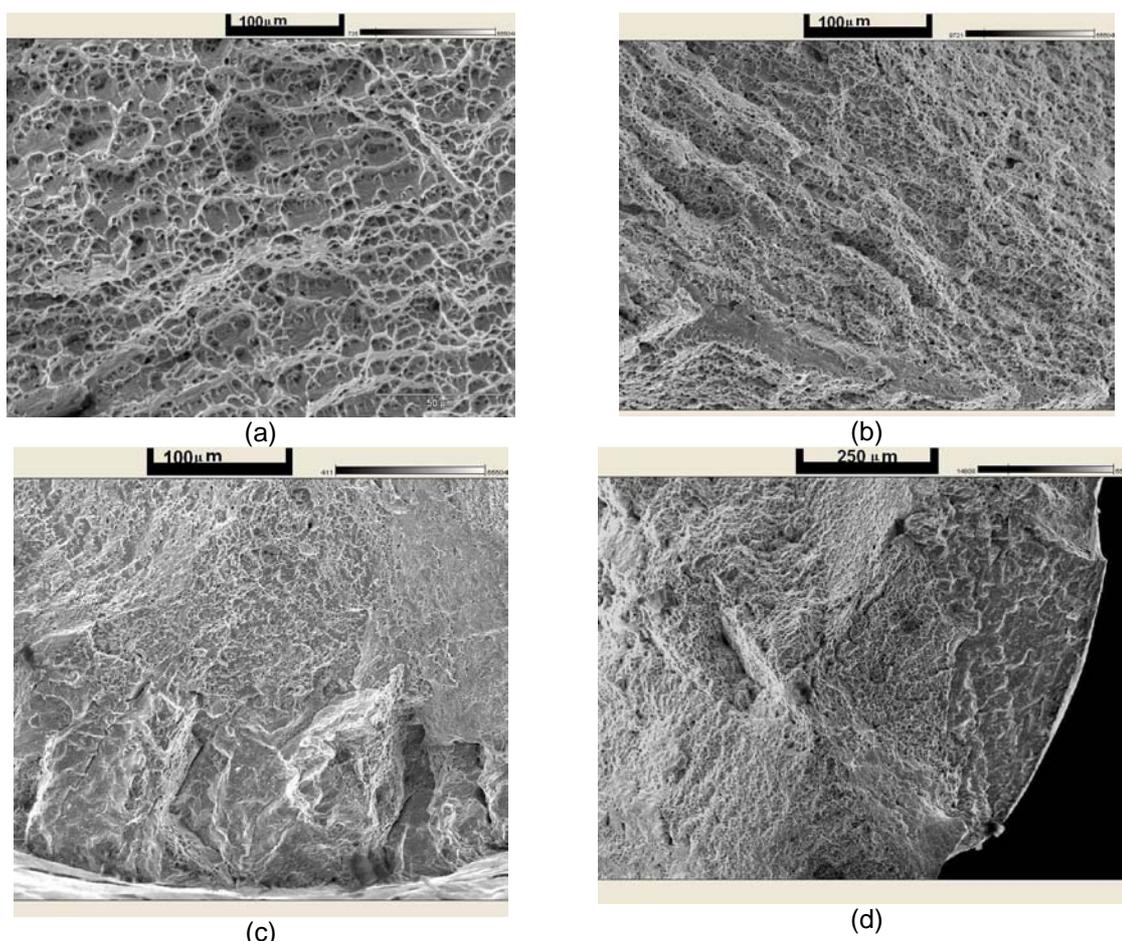


Figura 7. Superfície de fratura dos corpos de prova do metal de adição de liga de níquel 182 ensaiados a 325°C em: (a) N₂; (b) meio PWR com 50 cm³ H₂/kg H₂O; (c) e (d) meio PWR com 25 cm³ H₂/kg H₂O

4 CONCLUSÃO

Os ensaios de SSRT mostraram que:

- O metal de adição de liga de níquel 182 se mostrou suscetível ao processo de corrosão sob tensão quando submetido a um meio similar ao existente no circuito primário de reatores PWR.
- o material apresentou menor resistência mecânica e maior perda de ductilidade no meio contendo 25 cm³ H₂/kg H₂O, indicando maior suscetibilidade à CST nesta condição.
- Verificou-se também a diminuição na deformação plástica do material em meio PWR com 50 cm³/kg H₂O quando comparado com o seu comportamento em meio neutro evidenciando o efeito da CST na sua fragilização.

Agradecimentos

Os autores agradecem à Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais – FAPEMIG, a Financiadora de Estudos e Projetos – FINEP e a Eletronuclear- Eletrobrás Termonuclear S.A. pelo apoio financeiro.

REFERÊNCIAS

- 1 SCOTT, P.M. An Overview of Materials Degradation by Stress Corrosion in PWRs. Eurocorr- Annual European Corrosion Conference of the European Federation of Corrosion, Nice, Acropolis, 12 – 16 de Setembro, 2004.
- 2 GOMEZ-BRICEÑO, D., SERRANO, M. Aleaciones Base Niquel em Condiciones de Primario de Los Reactores Tipo PWR. Materiales, Março, 2005.
- 3 NETWORK FOR EVALUATING STRUCTURAL COMPONENTS – NESC. Assessement of Dissimilar Weld Integrity: Final Report of the NESC-III Projectt, Luxembourg, 2006. ISSN 1018-5593.
- 4 JANG, C., LEE, J., KIM, S. J., JIN, E. T. Mechanical Property Variation Within Inconel 82/182 Dissimilar Metal Weld Between Low Alloy Steel and 316 Stainless Steel. International Journal of Pressure Vessels and Piping, 2007.
- 5 REBAK, R. B.; SKLARSKA-SMIALOWSKA, Z. Stress corrosion cracking of ally 600 in high temperature water aqueous solutions: influencing factors, mechanisms and models.
- 6 EPRI - Electric Power Research Institute. Crack Growth Rates for Evaluating PWSCC of Alloy 82, 182 and 132 Welds. MRP 115, 2004. Disponível em: www.epriweb.com/public/000000000001006696.pdf.
- 7 EPRI - Electric Power Research Institute. A Model of the Effects of Li, B, and H2 on Cracking of Alloys 690, 52, and 152 in Pressurized Water Reactors. MRP 111, 2004. Disponível em: www.epriweb.com/public/000000000001009801.pdf.
- 8 EPRI - Electric Power Research Institute. Review of SCC of Alloys 182, 82 in PWR Primary Service. MRP 220, 2007. Disponível em: www.epriweb.com/public/000000000001015427.pdf.
- 9 EPRI - Electric Power Research Institute. Primary System Piping Butt Weld Inspection and Evaluation Guidelines. MRP 139, 2005.
- 10 ANDRESEN, L.P., HICKLING, J., AHLUWALIA, A., WILSON, J. Effects of Hydrogen on Stress Corrosion Crack Growth Rate of Nickel Alloys in High Temperature Water. Corrosion, vol. 64 nº9, 2008. Nace International.
- 11 ASTM G 129 – Standard Test Methods for Slow Strain Rate Testing to Evaluate the Susceptibility of Metallic Materials to Environmentally Assisted Cracking - American Standards For Testing Materials, 1995.
- 12 ASTM G 49 – Standard Test Methods for Preparation and Use of Direct Tension Stress-Corrosion Test Specimens - American Standards For Testing Materials, 2000.
- 13 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.
- 14 Brown, C.M., Mills, .W.J. Effect of Water on Mechanical Properties and Stress Corrosion Behavior of Alloy 600, Alloy 690, EN82H Welds, and EN52 Welds. Corrosion, Vol. 55, Nº 2, 1999.