INTERCORR2008_125

Copyright 2008, ABRACO
Trabalho apresentado durante o INTERCORR 2008, em Recife/PE, no mês de maio de 2008.
As informações e opiniões contidas neste trabalho são de exclusiva responsabilidade do(s) autor(es).

Avaliação da Corrosão sob Tensão em Juntas Soldadas de Aço ASTM A-508 e AISI 316L em Ambiente de Reator Nuclear Tipo PWR

Mônica M. A. M. Schvartzman[1], Wagner R. C. Campos[2], Marco Antônio D. Quinan[3], André César J. Castro[4], Raphael Gomes de Paula

Abstract

Stress corrosion cracking (SCC) of metals and alloys, in a PWR (Pressurized Water Reactor) primary water environment, is caused by synergistic effects of environment, material condition and stress. Wrought Alloy 600 and its weld metals (Alloy 82 and Alloy 182) were originally used in pressurized water reactors due to the material inherent resistance to general corrosion in a number of aggressive environments. Over the last thirty years, SCC has been observed in Alloy 600 component items and Alloy 82/182 welds. The objective of this study has been to evaluate the stress corrosion cracking susceptibility of Ni–base alloy 182 at 303ºC. Ni-base Alloy 182 was used with SMAW (Shielded Metal Arc Welding) processes to weld ASTM A-508 and ASTM 316L materials. The susceptibility to stress corrosion cracking was assessed using the slow strain rate tensile (SSRT) test. The results of the SSRT tests indicated few brittle fracture caused by the corrosion process at 325ºC. The weld metal, alloy 182, is practically insensible to stress corrosion cracking in PWR environment at 303ºC.

Resumo

A corrosão sob tensão (CST) em de reatores nucleares tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*) consiste de um processo de degradação do qual contribuem a presença de um ambiente agressivo, tensões de tração e a suscetibilidade dos materiais. As ligas de níquel 600, 82 e 182, originalmente utilizadas em reatores PWR devido à sua elevada resistência mecânica e à corrosão, mostraram-se suscetíveis a CST após longos períodos de operação. Este trabalho apresenta os resultados referentes à avaliação da suscetibilidade a CST do aço ferrítico ASTM 508 soldado em aço inoxidável AISI 316 utilizando-se liga de níquel 182. O Ensaio de taxa de deformação lenta (*SSRT – Slow Strain Rate Test*) foi utilizado para avaliar a suscetibilidade à CST em ambiente aquoso similar ao existente em um circuito primário de uma usina nuclear tipo PWR e a temperatura de 303ºC. Os resultados mostraram que à temperatura de 303ºC ocorreram áreas muito pequenas de fratura frágil evidenciando o início do processo de CST. E que a liga 182 mostrou elevada resistência à CST em ambiente de reator PWR e à 303ºC.

Palavras-chave: CST, solda dissimilar, AISI 316L e ASTM 508, Níquel 82/182, reator PWR.

1 Dra, Pesquisadora do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN, Belo Horizonte, MG.
[2] Dr, Pesquisador do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN, Belo Horizonte, MG.
[3] Dr, Pesquisador do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN, Belo Horizonte, MG
[4.] Bolsista de iniciação científica CDTN/FAPEMIG, Eng. Mecânica UFMG.
[5] Bolsista de iniciação científica CDTN/FAPEMIG, Eng. Mecânica PUC Minas.

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].

As ligas de níquel 600, 82 e 182 têm sido largamente utilizadas 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 suas propriedades mecânicas e de resistência à corrosão. As falhas por CST destes materiais são influenciadas por fatores como tratamento térmico, distribuição de carbonetos, tensão residual, tensão aplicada, tamanho de grão, grau de deformação, temperatura, pH, composição química do meio, potencial eletroquímico, pressão parcial de hidrogênio, etc. [3,4].

Diferentes métodos têm 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 [6,7]. 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**.**

Este trabalho apresenta uma avaliação da suscetibilidade à corrosão sob tensão da junta soldada de aço ASTM A-508 e ASTM 316L submetida a um ambiente químico similar ao do circuito primário de um reator nuclear PWR à temperatura de 303ºC. A liga 182 foi utilizada como eletrodo no processo de soldagem *SMAW* (*Shielded Metal Arc Welding*). Utilizou-se o ensaio de taxa de deformação lenta – SSRT *(Slow Strain Rate Test*), para avaliar o processo de CST na amostra estudada.

2 - Materiais e Meio

A soldagem foi realizada manualmente utilizando-se chapas de aço ASTM A-508 e ASTM 316L. O procedimento de soldagem consistiu de um amanteigamento da liga ASTM A-508 e o preenchimento da junta com a liga 182 empregando-se o processo *SMAW* (*Shielded Metal Arc Welding).* Após as soldagens as chapas foram cortadas para retirada de amostras da região de solda.

A Tabela 1 apresenta composição nominal das ligas e a Figura 1 mostra a micrografia da região de solda, constituída por uma microestrutura tipicamente dendritica.

O meio utilizado nos ensaios de CST foi uma solução com água deionizada contendo composição química similar à do ambiente do circuito primário de um reator PWR. Esta solução contem 1000 ppm de boro, 2,0 ppm de lítio, 25 cm^3 H_2/kg H_2O e < 5 ppb de O_2. Durante os ensaios o pH foi mantido entre 6,9 e 7,4 e a condutividade entre 20 e 30 $\mu S.cm^{-1}$. A temperatura do ensaio foi de 303ºC e a pressão de 10 MPa.

3 - Metodologia

O ensaio de CST foi realizado em uma instalação projetada para avaliar a degradação de componentes de reatores nucleares PWR, de acordo com 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 do meio. 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, 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 pode ser medido por meio de um eletrodo do tipo Ag/AgCl, projetado ser utilizado em condições de elevadas temperatura e pressão.

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 corpo-de-prova (CP) sendo exposto a condições ambientais apropriadas. Ele é aplicado para avaliar uma ampla variedade de materiais e meios, em diversas faixas de temperatura e pressão, que causam ou favorecem a ocorrência de CST em materiais suscetíveis. Em muitos casos, a iniciação da CST é acelerada pela aplicação de deformação dinâmica na seção útil de um CP. Devido a realização do ensaio ser em condição acelerada, os resultados não representam, necessariamente, as condições em serviço, mas fornecem bases para se detectar e entender a interação material/meio e para avaliações comparativas de efeitos metalúrgicos e do meio no processo de trincamento.

A taxa de deformação deve ser baixa o suficiente para ocorrer o processo de corrosão, mas rápida o suficiente para produzir a falha do CP em um período de tempo curto para propósitos avaliativos. A taxa de deformação usual está compreendida na faixa de 10^{-4} a 10^{-8} s^{-1}. Neste trabalho, os ensaios foram executados segundo a norma ASTM G 129-95 [8], empregando-se uma taxa de deformação de $3x10^{-7}$ s^{-1} e CPs de tração com comprimento útil de 12 mm e diâmetro de 2.4 mm.

O ensaio foi conduzido à temperatura de 303ºC, pressão de 10Mpa, com circulação do meio a uma vazão de aproximadamente 0,4ℓ/h. Foi realizado o monitoramento *on line* de carga, deslocamento, temperatura e pressão. O ensaio foi finalizado após a ruptura do CP.

4 - Resultados e Discussão

A Figura 2 apresenta uma foto do corpo-de-prova de liga 182 após o ensaio de taxa de deformação lenta em meio PWR. Observou-se que a fratura não ocorreu na região central do CP e sim a 1/3 do seu comprimento útil e com inclinação de 45º.

As Figuras 3 e 4 mostram as curvas tensão x deformação e temperatura x pressão x tempo obtidas no ensaio. Observa-se que a temperatura e a pressão mantiveram-se estáveis durante todo o teste.

As propriedades mecânicas da liga de níquel 182 e os parâmetros do ensaio de CST estão apresentados na Tabela 2. Verifica-se que o material apresentou elevado grau de deformação plástica e propriedades mecânicas apropriadas para ser utilizado nesta condição e neste meio.

A Figura 5 mostra as imagens obtidas por microscopia eletrônica de varredura da superfície fraturada do CP. Observou-se que a fratura foi predominantemente dúctil existindo apenas pequenas regiões com ocorrência de fratura frágil nas bordas dos CP, que não excederam a profundidade de 100μm (Figura 5). A região central, de área bem superior, apresentou somente fratura dúctil, mostrando que o rompimento do CP ocorreu principalmente por efeito mecânico (Figura 6).

A Figura 6 apresenta as imagens obtidas por microscopia eletrônica de varredura das superfícies laterais do CP ensaiado, nas proximidades da fratura. Nota-se, que praticamente não ocorreram trincas por CST nestas superfícies.

5 - Conclusões

A suscetibilidade à corrosão sob tensão da região de solda proveniente da soldagem de chapas de aço ASTM A-508 e ASTM 316L utilizando a liga 182 foi avaliada em ambiente de reator PWR. Após a análise dos resultados as seguintes conclusões foram obtidas:

- o ensaio de taxa de deformação lenta mostrou-se adequado para avaliar a suscetibilidade à CST de juntas soldadas entre o aço ASTM A-508 e o aço ASTM 316L com adição da liga de níquel 182, quando submetidas a um ambiente químico similar a do circuito primário de um reator nuclear PWR

- a liga 182 apresentou baixa suscetibilidade à corrosão sob tensão no meio PWR, sob as condições de estudadas (303 ºC e pressão 10 Mpa) o que foi evidenciado pela presença de quantidades insignificantes de fratura frágil na superfície do corpo-de-prova e pela elevada deformação plástica sofrida pelo material durante o ensaio.

6 - Referências bibliográficas

[1]. Jones, H. R., 1992, “Stress-Corrosion Cracking”, Ed. ASM International, United States of America, 448p.

[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] STAEHLE, R. W. Stress corrosion cracking and hydrogen embrittlement of iron base alloys. NACE –5. National Association of Corrosion Engineers, Houston, et allii. Eds., 1973.

8. ASTM G 129-95, Standard Practice for Slow Strain rate Testing to Evaluate the Susceptibility of Metallic Materials to Environmentally Assisted Cracking. West Conshohoken, PA, 1995.

Tabela 1. Composição química nominal das ligas utilizadas no processo de soldagem (% peso).

Liga	**Composição Química (% peso)**								
	C	Mn	Cr	Mo	Ni	Si	Fe	Nb+Ta	Ti
A508 (Cl3)	0.15-0.25	1.2-1.5	0.025-0.15	0.15-0.6	0.4-1	0.15-0.4		-	-
ASTM 316L	0.03	-	16-18	2-3	10-14	0.75		-	-
182	0.1	5.0-9.5	13-17	-	59min.	1.0	10	1.0-2.5	1.0

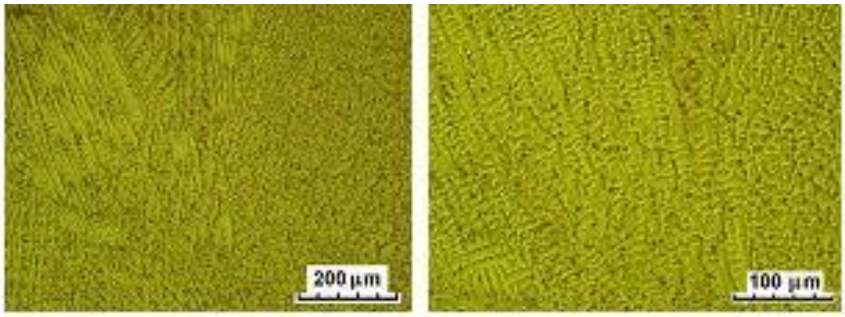

Figura 1 Micrografia da região de solda.

Figura 2 - Corpo-de-prova de liga 182 após o ensaio de taxa de deformação lenta em meio PWR.

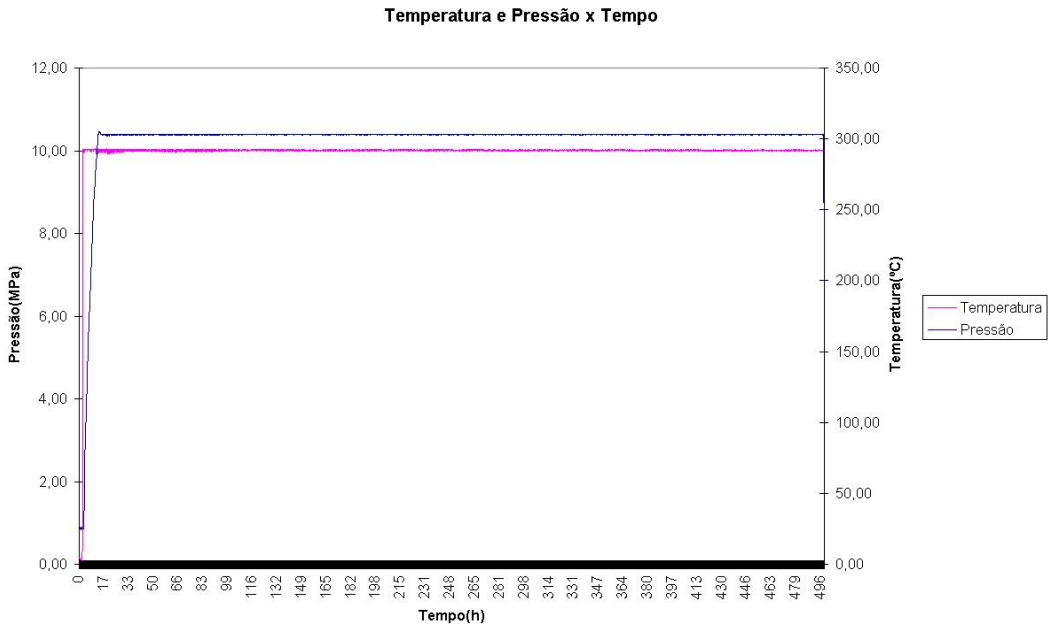

Figura 3 - Gráfico temperatura *versus* pressão obtido durante o ensaio de taxa de deformação lenta com liga 182 em meio similar ao de um reator PWR.

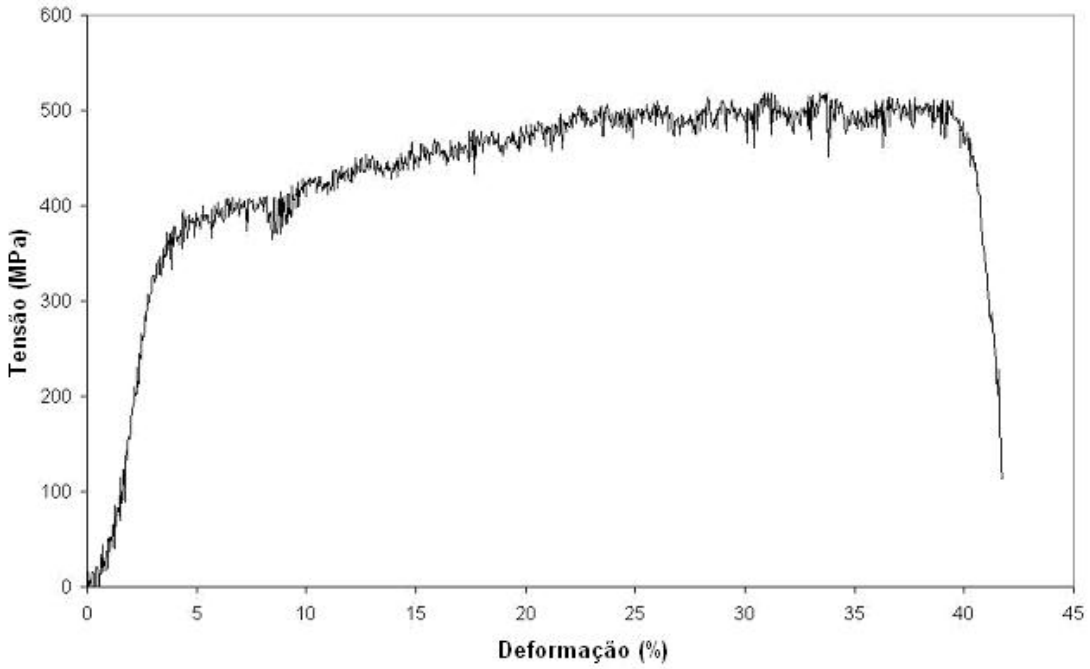

Figura 4 - Curva tensão *versus* deformação obtida durante o ensaio de taxa de deformação lenta com a liga 182 em meio similar ao de um reator PWR.

Tabela 2 – Resultados obtidos e parâmetros do ensaio de taxa de deformação lenta da liga 182 em ambiente de reator nuclear.

Ensaio de CST	
Meio	PWR
Tempo de Ensaio (horas)	485
Taxa de deformação (s^{-1})	$3x10^{-7}$
Velocidade de Ensaio (μm/h)	33,0
Pressão (MPa)	10
Temperatura (ºC)	303
Limite de Escoamento - 0,2% (MPa)	383
Resistência Mecânica (MPa)	515
Deformação (%)	36
Redução de área (%)	44

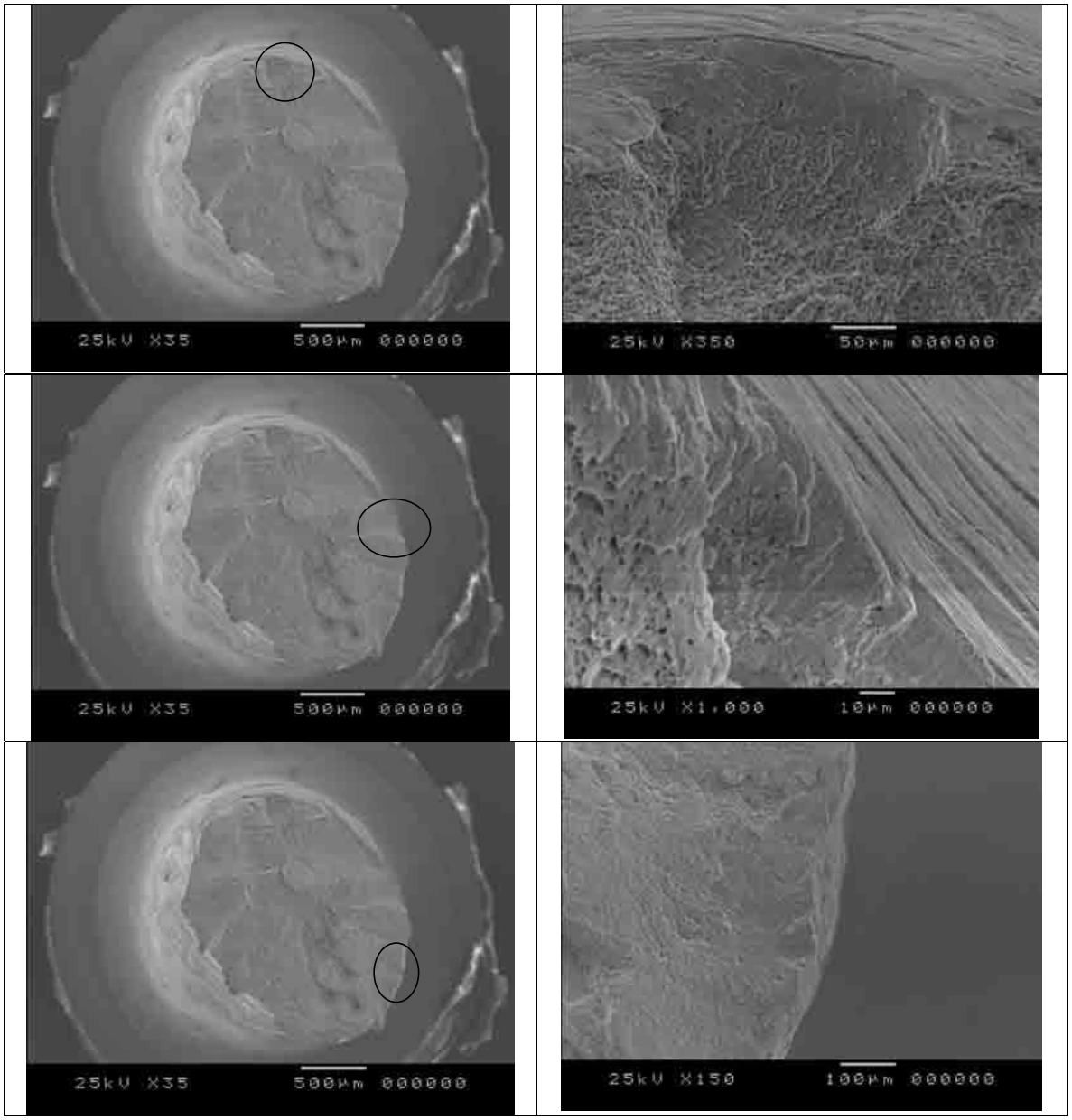

Figura 5 - Imagens obtidas por microscopia eletrônica de varredura da superfície da superfície fraturada do corpo-de-prova da liga 182 após o ensaio.

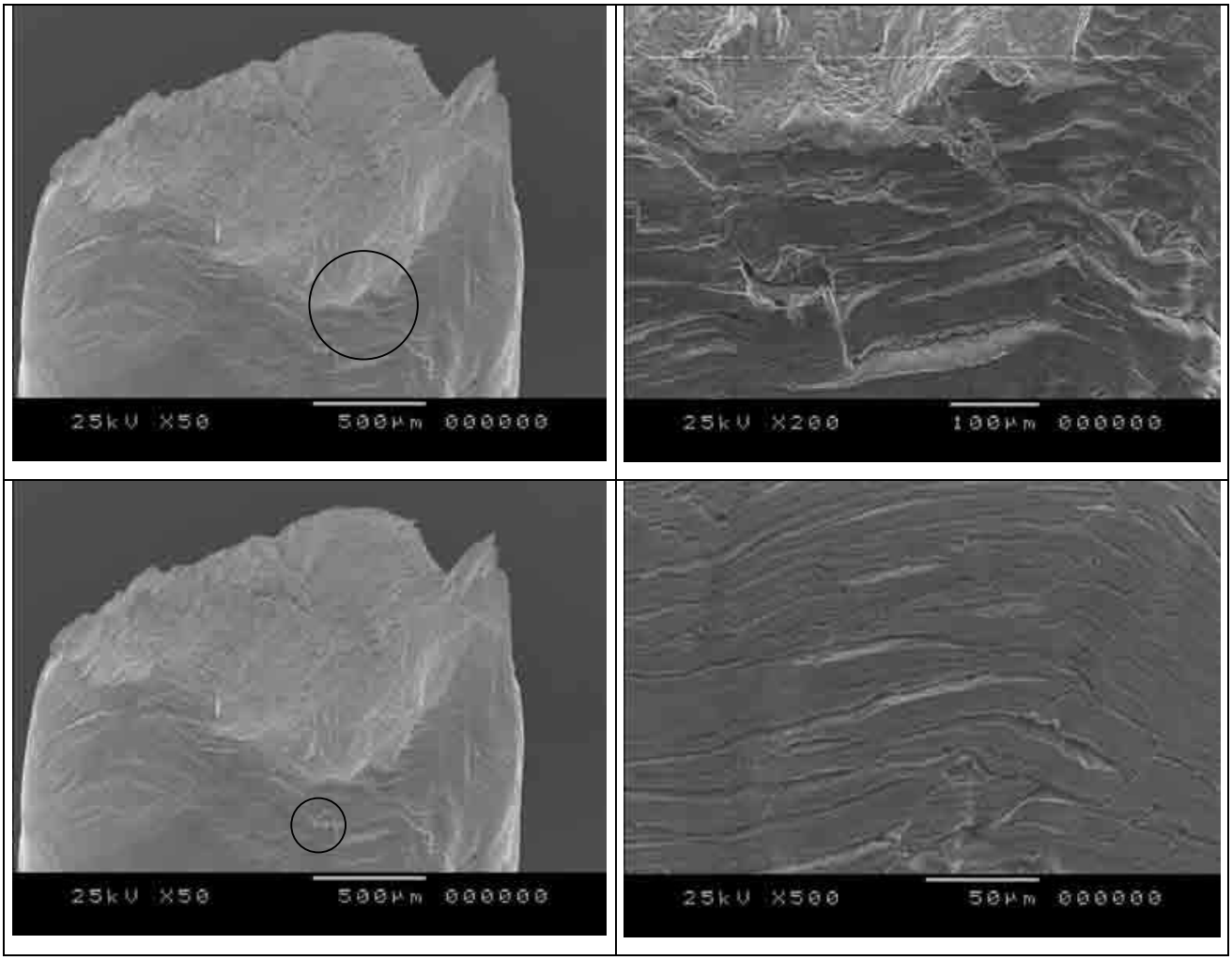

Figura 6 - Imagens obtidas por microscopia eletrônica de varredura das superfícies laterais após a fratura do CP.