

**PRODUÇÃO TÉCNICO CIENTÍFICA
DO IPEN
DEVOLVER NO BALCÃO DE
EMPRÉSTIMO**

**ESTUDO DOS MECANISMOS DE FRATURA POR CORROSÃO SOB
TENSÃO NOS BOCAIS DO SISTEMA DE ACIONAMENTO DAS
BARRAS DE CONTROLE DE USINA TERMONUCLEAR DO TIPO PWR**

Omar Fernandes Aly ⁽¹⁾

Arnaldo H. Paes de Andrade ⁽²⁾

Miguel Mattar Neto ⁽³⁾

Eduardo Maneschy ⁽⁴⁾

Um dos principais modos de degradação que atingem os reatores nucleares com água pressurizada (PWR) é o trincamento dos bocais do sistema de acionamento das barras de controle, por corrosão sob tensão pela água do circuito primário, onde são predominantes tensões e temperaturas de operação e microestruturas susceptíveis ao meio corrosivo. Essas trincas podem produzir acidentes que comprometem a segurança nuclear como obstrução da movimentação das barras de controle e/ou decorrentes de falhas com perda de refrigerante. Neste trabalho é apresentada a fase inicial da pesquisa para abordar o problema, onde é descrito como a corrosão sob tensão pode afetar a região em questão, as

consideradas as especificidades do material onde podem surgir as trincas, os seus processos de fabricação, construção mecânica e do químicos e físicos do meio corrosivo, sob aspecto dos diversos regimes de

Palavras-chave: corrosão sob tensão, reatores PWR, segurança nuclear

57º Congresso Anual ABM 2002- 22 a 25 de julho de 2002, São Paulo-SP

(1) Engenheiro, MSc, Doutorando em Ciências dos Materiais, IPEN/CNEN-SP

(2) Coordenador do Centro de Ciências e Tecnologia dos Materiais do IPEN/CNEN-SP,

(3) Centro de Engenharia Nuclear do IPEN/CNEN-SP

(4) Eletronuclear S.A (RJ).

8563

INTRODUÇÃO

A degradação dos materiais durante a operação representa um dos principais fatores tecnológicos que podem limitar a eficiência e viabilidade das plantas de energia nuclear. A experiência acumulada com reatores comerciais demonstra a necessidade de melhorar o entendimento dos fenômenos relativos aos materiais – principalmente corrosão, fadiga e exige procedimentos analíticos aperfeiçoados para o uso das

[1]

Dentre os principais modos de degradação que atingem os reatores pressurizada (PWR), destaca-se o trincamento dos bocais de penetração do sistema de acionamento das barras de controle do reator de água pressurizada (CRDM), por corrosão sob tensão pela água do circuito primário (Primary Water Stress Corrosion Cracking, PWSCC), locais onde são predominantes altas tensões, altas temperaturas de operação e microestruturas metalúrgicas susceptíveis às trincas. Essas podem produzir acidentes decorrentes de falhas com perda de refrigerante^[2], ejeção de componentes do sistema de acionamento das barras de controle do reator e ainda obstrução do curso das barras de controle, sendo por isso uma falha que pode comprometer a segurança do reator.^[3]

A maior parte dos reatores nucleares PWR fabricados e em operação no mundo ocidental, têm os bocais de penetração do sistema de acionamento das barras de controle do reator de água pressurizada feitos de aço inoxidável e Alloy 600, cuja composição está indicada na Tabela 1:

	Ni	Cr	Fe	Mn	C	Si	S	Obs. ^[4]
Composição (%)	72 min	14-17	6-10	1 max	0,15 max	0,5 max	0,015 max	ASME-SB-166

Tabela 1. Composição química do Alloy 600^{[2],[4]}

Esse material demonstra excelente resistência à corrosão, tanto em ambientes oxidantes como em redutores, além de ser bem resistente ao é adicionado à água do circuito primário como moderador das reações nucleares que ocorrem no reator. O único efeito de degradação significativo que se manifestou no Alloy 600, foi a iniciação e crescimento dessas trincas que surgiram nos últimos 20 anos d conhecimento sobre seus mecanismos de formação e crescimento é parcial^[5]. A parte inferior de cada bocal é feita de Alloy 600 e ligada à superfície interna do tampo do vaso com solda dissimilar feita de Alloy

82/182. As trincas surgiram justamente nessa região de solda dissimilar conforme apresentado na Figura 1.

A solda e a parede do bocal que fica acima dela são partes integradas à barreira de pressão do sistema. A parte superior de cada bocal de penetração é feita de aço inoxidável, ligada ao material de Alloy 600 também com solda metálica dissimilar e conectada à carcaça do CRDM com um arranjo parafusado e selado com solda.

Esse projeto do sistema de penetração bem como seus materiais são essencialmente os mesmos em todos os PWR. Assim estão sendo consideradas as plantas na África do Sul, Bélgica, Brasil, Coréia, China, Espanha, EUA, França, Japão, Suécia, Suíça, Taiwan e as plantas de Obrigheim e Muelheim – Kaerlich, na Alemanha. Existem tipicamente entre 40 a 90 desses sistemas de penetração por vaso de pressão do PWR^[6].

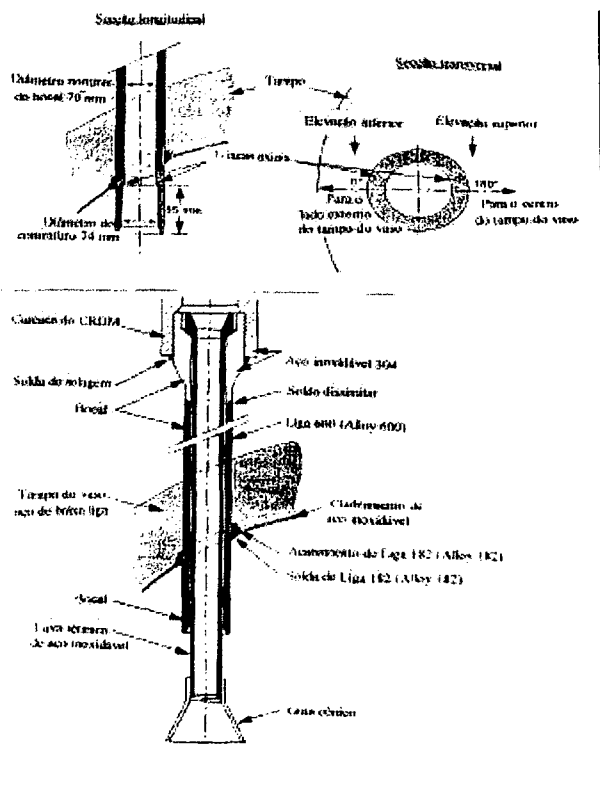


Figura 1. Bocal do mecanismo de acionamento das barras de controle num reator PWR fabricado pela Westinghouse e localização de trincas em bocal do CRDM da Usina de Bugey 3.^[2]

II. HISTÓRICO DAS INSPEÇÕES REALIZADAS

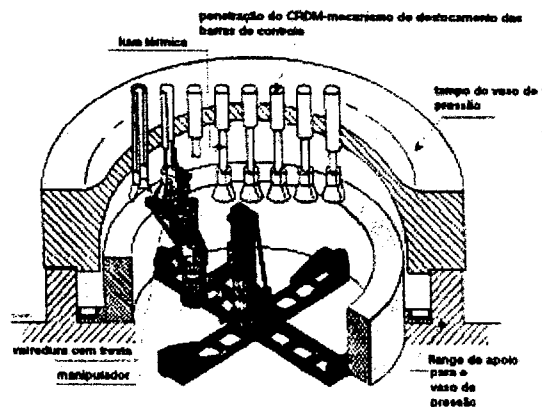
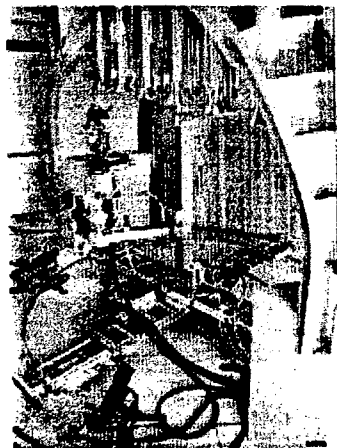
A detecção de trincas é feita através de inspeções que exigem remoção do isolamento térmico do tampo do vaso do PWR, através de procedimentos do código ASME sec. XI e de fabricantes, usuários e laboratórios de pesquisa como a Westinghouse, a EdF, o EPRI. empregadas para a detecção são, além da inspeção visual, os métodos de ultrassom e correntes parasitas (ECT, "Eddy Current Test"). Existem critérios para reparo das trincas nesses bocais: a USNRC (EUA) aceita a operação de bocais com trincas axiais e circunferenciais não mais profundas do que 75% da espessura da parede e comprimento da trinca externa circunferencial menor do que 10% da circunferência do bocal, desde que -inspecionada em períodos de manutenção subsequentes^[2]. As estratégias de inspeção e manutenção dos componentes de Alloy 600 sujeitos a PWSCC consideram a estimativa da propagação da trinca e o vazamento antes da quebra (LBB, "leak before ^{[7],[8],[9]} Em geral a maioria das plantas nucleares adota estratégias de inspeção.^{[10],[11]} Na Figura 2 é mostrado um dispositivo para inspeção nesses bocais.

Foram inspecionados da ordem de 4200 bocais do CRDM de plantas PWR em 79 delas distribuídas por todos os continentes, sendo constatada a tipo PWSCC em 101 deles^[2]. A primeira detecção de trincamento foi em setembro de 1991, quando ocorreu vazamento por um bocal periférico do CRDM durante um teste hidrostático, após 10 anos de operação, em Bugey 3, uma planta do tipo PWR na França, que tinha operado por cerca de 84000 h (72000 h de potência efetiva à plena carga) desde 1979. A inspeção visual revelou que a trinca era orientada axialmente e localizada na depressão inferior correspondente à porção inferior da solda xames destrutivos do bocal danificado revelaram que a trinca através da parede iniciou-se na superfície interior do bocal e foi causada pela PWSCC. A trinca estava presente antes do teste hidrostático mas não ocorreram vazamentos significativos durante a o destrutivo também revelou a presença de uma pequena trinca circunferencial no metal base na superfície externa do bocal que uniu-se à trinca axial através da parede.^[2]

Bem mais recentemente, em novembro de 2000, durante inspeção na unidade 1 da Usina de Oconee (ANO), foram detectadas trincas passantes nas ranhuras em forma de "J" das soldas entre os bocais e o vaso, em um bocal do CRDM além de outras em quatro bocais para instalação de termopares. Em fevereiro de 2001, durante inspeção na unidade 1 da ANO, foi descoberta mais uma trinca em bocal do CRDM, do mesmo modo descrito acima. Em março de 2001, a inspeção na unidade 3 detectou nove

trincas axiais em bocais do CRDM, além de trincas circunferenciais passantes em dois bocais. Deve-se ressaltar que as trincas encontradas nessas três últimas inspeções ocorreram na região de enchimento das soldas de material Alloy 82/182 em zonas termicamente afetadas entre as paredes dos bocais feitos de Alloy 600 e o material do vaso PWR feito de aço baixa liga.^[3]

O resultado dessas três últimas inspeções está levando a uma revisão no processo de licenciamento das usinas nucleares nos EUA inclusive com novas exigências de inspeção dos vasos dos reatores PWR, como por exemplo, da obrigatoriedade de total remoção do isolamento térmico do tampo do vaso para inspeção suficientemente adequada dos componentes^[3]



CRDM^[2]

III. CONSIDERAÇÕES TEÓRICAS SOBRE CORROSÃO SOB TENSÃO

A PWSCC é um caso particular da CST Corrosão sob Tensão, uma das mais comuns e perigosas formas de corrosão conjunta com a aplicação de tensão estática de tração. Ela ocorre frequentemente sem indicação macroscópica de uma fratura iminente, já que muitas trincas desenvolvem-se com poucas evidências de produtos de corrosão, sem deformação plástica macroscópica do material e com características de fratura frágil, embora com muito menor velocidade de propagação do que essas.^[12] Esse tipo de trinca requer a presença simultânea de tensões de tração, ambiente corrosivo (neste caso também alta temperatura da água) e uma microestrutura susceptível a trincas.^{[2],[5]} A velocidade de crescimento da trinca da/dt segue a seguinte expressão:

$$da/dt = B \cdot \sigma^a$$

onde B é uma constante, $4 \leq a \leq 7$ e σ é a tensão principal de tração máxima, incluindo a tensão aplicada e a residual^[2].

A PWSCC se dá também através de um processo termicamente ativado que pode ser descrito por uma correlação de Arrhenius da forma:

$$da/dt = C \cdot e^{-Q/RT}$$

Nessa última expressão, C é uma constante de proporcionalidade, Q é a energia de ativação, R é a constante universal dos gases e T a temperatura absoluta.^[6]

Os modelos de iniciação e propagação das PWSCC, devem considerar ainda o estado eletroquímico do material em torno da ponta da trinca, pois a iniciação e propagação da trinca, se dando através da quebra de película passivadora (óxido protetora) na ponta da trinca, cria aí uma zona anódica que forma uma pilha com a zona catódica ainda passivadora (bordas da trinca), provocando um processo rápido de ^[13]O hidrogênio do meio pode influir também na iniciação e propagação da trinca, através de seu transporte, adsorção à parede da trinca e difusão através do material, provocando ^[14]O oxigênio dissolvido na água também é um fator de susceptibilidade à PWSCC^[1] devendo ficar numa faixa adequada para formação da película passivadora no aço mas também não muito alta para alimentar por exemplo a formação de pite ("pitting"), outro mecanismo de corrosão que pode iniciar a PWSCC.

Em resumo, para o Alloy 600, quanto à influência das tensões, as PWSCC são provocadas principalmente por tensões residuais elevadas. As tensões aplicadas provenientes da operação do reator são normalmente baixas. São introduzidas tensões mais altas durante a fabricação e ^[7], podendo depender de características geométricas de montagem como os ângulos de ajuste mecânico dos bocais.^[10]

Quanto a influências dos tratamentos na microestrutura do material, o trincamento pode iniciar com ataque intergranular do material, se exposto a tratamentos térmicos que precipitam carbonetos ricos em cromo ao longo dos contornos de grãos. Esse fenômeno é denominado sensitização (ver Figura 3) e a precipitação desses carbonetos abaixa o teor de cromo adjacente aos contornos de grão a níveis abaixo daqueles necessários para proteção contra corrosão por passivação (aproximadamente 12% Cr), tornando essas zonas susceptíveis a ataques preferenciais por um meio corrosivo. Além disso, o alto acúmulo de S e P nos contornos de grãos

podem influir ainda mais na sensitização e nas características eletroquímicas desses locais.^{[1],[10]}

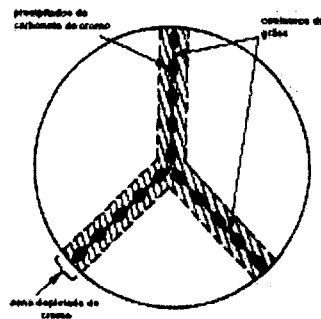


Figura 3. Esquema representando a sensitização para um aço inoxidável 304^[15]

Esse fenômeno pode ocorrer inclusive na zona termicamente afetada das soldas, causando a trinca típica conforme mostrada na Figura 4:



Figura 4. Corte ampliado de trinca por corrosão sob tensão em zona termicamente afetada de solda de aço inoxidável em Usina Termonuclear tipo BWR.^[1]

Quanto à influência das condições da água do circuito primário, a temperatura (na faixa de 289 °C a 327 °C), o pH (entre 6,9 a 7,4 a 300 °C), o teor de ácido bórico (H_3BO_3), o teor de hidróxido de lítio (LiOH) e o teor de oxigênio dissolvido podem influir na formação de PWSCC.^[2]

Os métodos para se evitar essas trincas são: deposição de níquel, jateamento com esferas onde as tensões de tração são transformadas em compressão, a minimização das temperaturas operacionais e pela adição de zinco ao refrigerante do PWR, que reage com o Cr do filme oxidante do Alloy 600 e forma um filme mais estável anti-PWSCC.^[2] Outra possibilidade é a substituição do Alloy 600 pelo Alloy 690, que tem um teor mais elevado de cromo e é termicamente tratado para resultar numa tensão de escoamento suficientemente baixa que evita tensão residual elevada, impedindo a sensitização a partir do empobrecimento de cromo dos nidades onde foram feitas essas substituições

operam há pouco tempo, necessitando assim de monitoração de desempenho para se determinar sua integridade a longo prazo.^[16]

IV. CONCLUSÃO

O presente trabalho faz uma revisão bibliográfica da corrosão sob em reator tipo PWR, identificando um problema e os meios que podem ser adotados para a sua minimização ou solução. A fase seguinte da pesquisa pretende estudar o caso da Usina Termonuclear de Angra I, através de coleta de dados incluindo o histórico operacional e parâmetros físicos e químicos dos materiais susceptíveis à PWSCC, do meio corrosivo (água do circuito primário) e análise das tensões envolvidas no processo. Esses dados deverão ser utilizados em ensaios específicos combinados de de corrosão e mecânica da fratura, como os procedimentos ASTM E399, associados com as técnicas de medição de ruído eletroquímico para se detectar o início e a evolução das trincas de ^{[17],[18]}

V. REFERÊNCIAS

- [1].ROBERTS, J. T. A. **Structural materials in nuclear power systems**. New York, N.Y.: Plenum Press,1981.
- [2].SHAH, V.N.; WARE, A . G. ; PORTER, A . M. **Assessment of pressurized water reactor control rod drive mechanism nozzle cracking**. Idaho Falls: Idaho National Engineering Laboratory, Oct.1994. (NUREG/CR-6245).
- [3].UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **CEOG Executive Meeting Report**, [s.l.], May 2001.
- [4].AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS. **Boiler and pressure vessel code, section II, "Materials specifications"**, 1998.
- [5].RINCKEL, M. A. Reactor pressure vessel integrity program. **Nuclear Engineering and Design**, n.181, p. 17-39, 1998.
- [6].INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: Pressurized water reactor pressure vessels**. Vienna: IAEA, 1997. (IAEA – TECH DOC)
- [7].BHANDARI, S.; PELLISSIER TANON, A. Application of fracture mechanics in the design and operation of PWRs in France. **Nuclear Engineering and Design**, n.179, p. 109-115, 1998.

- [8].FAIDY, C.; VAGNER, J.; BHANDARI, S.; VAINDIRLIS, M. Life evaluation of CRDM nozzles through mechanical analysis, In: ASME PVP CONFERENCE, Minneapolis, 1994.
- [9].SCOTT, P. Prediction of alloy 600 component failures in PWR systems. In: PROC. CORROSION 96, Denver,1996.
- [10].HOANG, P.; GANGADHARAN, S.; RAMALINGAM, S. Primary water stress corrosion cracking inspection ranking scheme for alloy 600 components. ***Nuclear Engineering and Design***, n.181, p. 209-219, 1998.
- [11].HONG, S - Y; JEONG, I - S; JIN, T. Recent strategy and progress in Korean nuclear PLIM program. ***Nuclear Engineering and Design***, n.174, p. 25-32, 1997.
- [12].RAMANATHAN, L.V. ***Corrosão e seu controle*** . São Paulo: Hemus, [s.d.]
- [13].PANASIUK, V. Some stages of the development of fracture mechanics in the Ukraine. In: ROSSMANITH, H. P. (Ed.). ***Fracture research in retrospect***, Rotterdam: A.A. Balkema, 1997. p.351-367.
- [14].KNOTT, J.F. ***Fundamentals of fracture mechanics***. New York,N.Y.: Halsted Press, 1976.
- [15].FONTANA, M.G. ; GREENE, N.D. ***Corrosion engineering***, New York,N.Y.: McGraw-Hill, 1978.
- [16].EYRE, B. Materials technology challenges for power generation in the 21st century. ***Progress in Materials Science***, v.42, p.23-37, 1997.
- [17].HERTZBERG, R.W. ***Deformation and fracture mechanics of engineering materials***, New York,N.Y.: John Wiley&Sons, 1989.
- [18].MACDONALD,D.D.;LIU,C.;MANAHAN,M.P. Electrochemical noise measurements on carbon and stainless steels in high subcritical and supercritical aqueous environments. In: ELETROCHEMICAL NOISE MEASUREMENT FOR CORROSION APPLICATIONS, 1996, Philadelphia. Proceedings...Philadelphia: ASTM, 1996. p.247-265 (STP1277).

**STUDY ON STRESS CORROSION CRACKING ON CONTROL ROD
DISPLACEMENT MECHANISM NOZZLES OF A PRESSURIZED WATER
REACTOR NUCLEAR POWER PLANT**

Omar Fernandes Aly ⁽¹⁾

Arnaldo H. Paes de Andrade ⁽²⁾

Miguel Mattar Neto ⁽³⁾

Eduardo Maneschy ⁽⁴⁾

One of the main failure modes that cause risks to pressurized water reactors (PWR) is the stress corrosion cracking at the control reactor displacement mechanism (CRDM) nozzles, caused by tensile stress, temperatures, susceptible metallurgical microstructure and environmental conditions of the primary water. These cracks can cause accidents that reduce nuclear safety blocking the rod's displacement at CRDM and/or leakage of primary water. In this paper we begin to study the problem to identify its causes to later propose measures to prevent this problem at Angra I Nuclear Power Plant in Brazil, considering the plant materials characteristics of design and operation, like fabrication process, composition, thermomechanic history, primary water chemical composition and temperatures of the specific operation condition of this plant.

Keywords: nuclear pressurized water reactor, nuclear safety, stress corrosion

57th Annual Congress of ABM 2002 - 22 to 25 July 2002, São Paulo-Brazil

(1) Engineer, MSc, Doctorate student on Materials Science, IPEN/CNEN-SP

(2) Materials Science and Technology Center Supervisor of IPEN/CNEN-SP

(3) Nuclear Engineering Center of IPEN/CNEN-SP

(4) Eletronuclear S.A.(RJ)



TC
Miguel

CENTRO DE ENGENHARIA NUCLEAR

Mecânica Estrutural

Estudo dos mecanismos de fratura por corrosão sob tensão nos bocais do sistema de acionamento das barras de controle de usina termonuclear do tipo PWR

(Anais do 57º Congresso da ABM, realizado de 22 a 25 de Julho de 2002, em São Paulo, SP, Brasil, CDROM, pp. 1096-1105, ISSN# 1516-392X)

Artigo Científico
P&D.CENM.CENM.020.00
ARTC.001.00

AUTOR	Rubrica	Data	VERIFICADOR	Rubrica	Data
Omar Fernandes Aly	pl wrl	11.09.02			
Arnaldo H. Paes de Andrade	pl wrl	11.09.02			
Miguel Mattar Neto	wrl	11.09.02			
Eduardo Maneschy	pl wrl	11.09.02			

APROVAÇÕES		Rubrica	Data
Chefe de Área	Miguel Mattar Neto	wrl	11.09.02
Lider	Miguel Mattar Neto	wrl	11.09.02
Gerente do Centro	Antonio Teixeira e Silva	ATS	17.09.02

ARQUIVO			