



CRITÉRIOS DE TAMPONAMENTO PARA TUBOS DE GERADORES DE VAPOR DETERIORADOS POR CORROSÃO SOB TENSÃO PELO REFRIGERANTE DO PRIMÁRIO NA REGIÃO JUNTO AO ESPELHO

Helvécio Carlos Klinke da Silveira

ABB Vetco Gray – Óleo, Gás e Petroquímica;

R. Batista Caetano, 96 – Aclimação – São Paulo – SP – 04108-130 – Brasil;

helvecio.silveira@br.abb.com.

Miguel Mattar Neto

IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares;

Travessa R – 400, Cidade Universitária - São Paulo – SP - 05508-970 - Brasil

mmattar@net.ipen.br

***Resumo:** Critérios de tamponamento aplicáveis a tubos de geradores de vapor de centrais nucleares são apresentados. Critérios alternativos propostos pelo Draft Regulatory Guide DG-1074 do U.S. NRC são analisados. Modelos determinísticos e probabilísticos são aplicados na avaliação de tubos trincados por corrosão sob tensão ocasionada pelo primário na região de transição junto ao espelho. Os resultados das análises são usados para comparar os critérios propostos.*

***Palavras-chave:** geradores de vapor, reatores nucleares de potência, corrosão sob tensão, análise probabilística.*

1. INTRODUÇÃO

Geradores de vapor são equipamentos fundamentais a todas as usinas nucleares com plantas tipo reator a água pressurizada. Estes equipamentos são a fronteira entre os circuitos primário e secundário da planta. Qualquer falha nestes equipamentos tem dupla repercussão na operação da planta. Implica diretamente em perda de rendimento e pode ter repercussões severas na segurança de planta.

Geradores de vapor tem se caracterizado como componentes problemáticos e de baixa confiabilidade desde a introdução de usinas comerciais tipo PWR na década de 50. Falhas críticas de geradores de vapor estão associadas à perfuração de tubos com conseqüente contaminação do secundário pelo vazamento do refrigerante do primário para o secundário. A medida corretiva comumente empregada para evitar que danos aos tubos ocasionem falhas críticas implica no tamponamento do tubo. Porém, ao ser tamponado o tubo é retirado de operação, implicando em redução da eficiência do equipamento. As margens de projeto prevêm excedentes muito pequenos no número de tubos, se o problema se torna recorrente em algum momento o gerador de vapor atinge um limite mínimo de tubos e deve ser substituído.

Em 1998 a Electric Power Research Intitute publicou em seu relatório anual de dados informando que naquela data 41% das usinas operando no mundo tinham geradores com tubos tamponados. Até aquele ano mais de uma centena de geradores já haviam sido substituídos e haviam já planejadas outras cinquenta substituições.

Frente ao atual quadro de política de energia nuclear mundial, com investimentos reduzidos e com demanda energética crescente, esforços para manutenção ou mesmo prorrogação da vida operacional das centrais tem relevante importância. Considerando as dimensões e custos dos geradores de vapor, custos das operações de troca e impactos econômicos vinculados, fica evidente que estes equipamentos não podem ser considerados descartáveis. Portanto, se justificam largamente os esforços para desenvolver não só projetos mais confiáveis como também critérios de avaliação de confiabilidade mais realistas para os equipamentos em operação.

2. CRITÉRIOS DE TAMPONAMENTO

Para centrais nucleares norte-americanas, a base destes critérios se encontra no U.S. Code of Federal Regulations que, em sua seção 10 CFR 50, especifica as regras e preceitos básicos requeridos para a implantação de uma planta nuclear de potência. Esta mesma legislação requer o uso ASME Boiler and Pressure Vessel Code como base para projeto, fabricação e inspeção de equipamentos da planta. A seção XI deste código, dedicada exclusivamente a inspeções em serviço de equipamentos nucleares, apresenta os critérios para inspeção de tubos de geradores de vapor. Entre os requisitos apresentados se destaca a imposição de um limite máximo para aceitação de trincas. Conforme o artigo IWB-3521.1 devem ser retirados de serviço quaisquer tubos que apresentem trincas que comprometam mais que 40% da espessura de parede do tubo.

Além de ter sido e ainda estar sendo formalmente usado nos Estados Unidos, o mesmo critério, em alguns casos com percentual limite diferente, era adotado também na Bélgica, Canadá, Espanha, Suíça, Suécia e Alemanha (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 1997).

Críticas com relação ao excesso de conservadorismo deste critério começaram a surgir assim que deteriorações de tubos em grande escala começaram a representar um risco para a viabilidade econômica das plantas afetadas e, principalmente, quando surgiram fortes indícios que haveria comprometimento da vida útil das plantas. Apesar de na operação da planta serem tolerados vazamentos, pelo critério de tamponamento, a presença de trincas passantes não seria admissível.

Critérios alternativos sempre foram aceitáveis, porém deveriam ser previamente submetidos à aprovação do U.S. Nuclear Regulatory Commission, no caso específico de plantas americanas. Esta abertura já era dada no Regulatory Guide 1.83 (U.S. REGULATORY COMMISSION, 1975). As diretrizes básicas que deveriam ser obedecidas são apresentadas no Regulatory Guide 1.121 (U.S. REGULATORY COMMISSION, 1976).

Em princípio, as aberturas necessárias para a implantação de critérios alternativos de tamponamento já estavam a disposição. Faltava, porém, definir melhor os conceitos e detalhar as bases para aceitação de um critério alternativo. A falta de um modelo resultava em um processo desgastante e oneroso a ser empreendido por cada operador de planta isoladamente.

Alguns países já assumem formalmente hoje critérios de tamponamento alternativos, em outros a implantação de critérios alternativos ainda continuam a ser analisados caso a caso. Nos Estados Unidos existem propostas alternativas em uso em casos específicos e uma proposição de critério a ser formalizada já foi apresentada para avaliação da comunidade tecno-científica. Em 1998 foi emitida uma proposta de Regulatory Guide (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1998) para comentários e avaliações. Este documento, Draft Regulatory Guide DG-1074, contempla definições e informações que se sobrepõem e complementam os Regulatory Guide 1.83 e 1.121. É intenção do U.S. Regulatory Commission que a aprovação final do documento DG-1074 obsoleto os Regulatory Guides 1.83 e 1.121.

O Draft Regulatory Guide DG-1074 (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1998) representa uma mudança de filosofia no critério da inspeção em serviço de geradores de vapor e de seu impacto na integridade estrutural do equipamento. É proposta a implantação de um programa estruturado que vise assegurar a integridade do equipamento e a segurança operacional da planta,

coabrindo e integrando todos os aspectos e fases da inspeção, avaliação de defeitos, reparo e verificação de desempenho posterior do equipamento. Para a avaliação de defeitos são apresentadas duas opções, um critério determinístico e outro probabilístico.

O critério determinístico se baseia em uma análise probabilística localizada, tubo a tubo, considerando todas as incertezas de todas as variáveis significativas. Seu objetivo é garantir que todos os tubos mantenham margens de segurança contra o colapso com uma probabilidade de 0,95 avaliada a 50% de confiança. As margens de segurança devem ser consistentes com os critérios do ASME Boiler and Pressure Vessel Code, seção III. Para condições normais de operação a margem deve corresponder a um fator 3,0, para condições de acidente postulado se aplica um fator 1,43.

O critério probabilístico representa uma análise global de probabilidade de falha dos geradores de vapor da planta. Para condição normal de operação, a frequência de colapso espontâneo de tubos não deve exceder $2,5 \times 10^{-3}$ por ano de operação a plena potência. Para condições de acidente, a probabilidade condicional de colapso de um ou mais tubos não deve exceder $2,5 \times 10^{-2}$. Estes requisitos englobam a consideração de todos os tipos de defeitos e suas localizações concomitantemente. Adicionalmente se requer que a análise aplicada a cada tipo de defeito isoladamente tenha como limites 40% dos valores apresentados.

3. AVALIAÇÃO DE TRINCAS AXIAIS POR CORROSÃO SOB TENSÃO PELO PRIMÁRIO JUNTO AO ESPELHO

O modelo de avaliação deste tipo de defeito foi desenvolvido na Bélgica e depois aprimorado pelo Electric Power Research Institute americano (MACDONALD et alli, 1996). Basicamente se resume a aplicação de parcelas equivalentes a comprimentos correspondentes ao crescimento de trinca esperado (a_{CG}), às incertezas de medida do comprimento de trinca (a_{NDE}) e devido à rigidez estrutural acrescida pelo espelho (a_{TS}). Estas parcelas são acrescidas ou subtraídas do valor de trinca crítico (a_{CRI}) correspondente ao tamanho de trinca limite para colapso do tubo sob as condições de pressão consideradas. O comprimento de trinca admissível (A) é avaliado conforme expresso na Eq. (1).

$$A = a_{CRI} + a_{TS} - a_{CG} - a_{NDE} \quad (1)$$

Para obtenção do comprimento crítico de trinca é possível aplicar um modelo de pressão de ruptura. Vários trabalhos experimentais (MIKSCH et alli, 1981; HERNALSTEEN, 1984; BERGE et alli, 1984, HUTIN e BILLON, 1985; GOWDA e BEGLEY, 1986; AZODI et alli, 1987; FLESCHE e COCHET, 1990; ESTEBAN et alli, 1990; MAJUMDAR, 1996; DIERCKS et alli, 1997) foram realizados para levantar dados para a previsão de colapso plástico de tubos trincados. O modelo adotado se baseia em instabilidade plástica conforme os conceitos básicos desenvolvidos por HAHN et alli (1969) e aprimorados por EDORGAN e RATWANI (1972).

A propriedade mecânica do material que governa o seu limite de resistência à instabilidade plástica é a tensão de colapso plástico (S_f), tomada como uma função das tensões de escoamento (S_y) e de limite de ruptura (S_u). A Eq. (2) define como é considerada a tensão de colapso plástico.

$$S_f = k \cdot (S_y + S_u) \quad (2)$$

A presença de uma trinca é representada por um fator que reduz o limite de resistência do tubo, e este fator pode ser avaliado em função das dimensões da trinca e do tubo. Este fator, conhecido como “bulging factor” (m), tem seu papel é representado analiticamente conforme a Eq. (3). A tensão atuante crítica (S_{crit}) corresponde a uma fração tensão de colapso plástico. A pressão crítica para colapso do

tubo trincado (P_{crit}) seria também função da espessura (t) e raio médio (r) do tubo, conforme apresenta a Eq. (4).

$$S_{crit} = Sf / m \quad (3)$$

$$P_{crit} = Sf \cdot t / (r \cdot m) \quad (4)$$

O “bulging factor” (m) é em geral apresentado como função do fator de casca desenvolvido por FOLIAS em 1970. A forma mais aceita de consideração do “bulging factor” é apresentada na Eq. (5). O fator de casca (λ) é apresentado pela Eq. (6), onde (c) é metade do comprimento de trinca e (v) é o módulo de Poisson do material.

$$m = 0,614 + 0,386 \cdot e^{(-1.25 \cdot I)} + 0,481 \cdot I \quad (5)$$

$$I = [12 \cdot (1 - \nu^2)]^{1/4} \cdot c / \sqrt{r \cdot t} \quad (6)$$

O equacionamento apresentado na Eq. (5) para o “bulging factor” foi desenvolvido a partir de um programa de pesquisas belga (HERNALSTEEN, 1984), modificado após ter sido adotado pelo programa de pesquisas francês (COCHET e FLESCH, 1987) e finalmente recomendado por um relatório do NRC americano (DIERCKS et alli, 1997).

O fator de correção devido ao reforço do espelho (a_{CRI}) foi computado após avaliação experimental. Conforme os trabalhos da Belgatom, citados por GORMAN et alli (1995) e por MACDONALD et alli (1996), a influência do reforço do espelho é tanto menor quanto maior o comprimento da trinca, até que para um dado valor de comprimento de trinca nenhum reforço é associado. Para tubos de $\frac{3}{4}$ de polegada o conjunto de equações apresentado por Eq. (7) representa a forma de consideração de a_{CRI} .

$$\begin{aligned} 0 < a_{CRI} \leq 4,5mm & \quad a_{TS} = 4,5mm \\ 4,5 < a_{CRI} \leq 18mm & \quad a_{TS} = 6,0 - a_{CRI} / 3 \\ 18 < a_{CRI} & \quad a_{TS} = 0mm \end{aligned} \quad (7)$$

4. APLICAÇÃO EM MODELOS NUMÉRICOS

Foram elaborados dois modelos numéricos com simulações de eventos tipo Monte-Carlo tomando como base as variáveis e respectivas distribuições apresentadas na tabela Tab. (1). Um dos modelos numéricos determina o comprimento admissível de trinca tomando como base o critério determinístico apresentado pelo Draft Regulatory Guide DG-1074. O outro modelo avalia a frequência de ruptura em condições de operação normal e a probabilidade de ruptura em condições de acidente obtida para tubos que permaneçam em operação com trincas de comprimento até o limite que se pretende impor como limite de tamponamento. Este segundo modelo permite que seja feita uma análise de acordo com o critério probabilístico, para tanto basta totalizar a frequência e a probabilidade de ruptura tomando os valores atribuídos a cada tubo que permanecerá em serviço.

Tabela 1. Variáveis empregadas nos modelos numéricos

Variável	Distribuição	Média	Desvio padrão	Ref.
Bitola do tubo	Constante	3/4"		
Pressão de operação	Constante	9,47 MPa		1
Pressão de acidente	Constante	18,27 MPa		1
Sy + Su	Normal	986,85 MPa	49,19 MPa	2
Poisson (ν)	Constante	0,29		
"k" de colapso plástico	Constante	0,58		3
Dispersão do fator "m"	Normal	0,0	0,0139	2
Raio médio (r)	Constante	8,98 mm		2
Espessura (t)	Normal	1,09 mm	0,04 mm	2
Crescimento de trinca (a_{CG})	Lognormal	0,76 mm	0,83 mm	4
Erro de Medida (a_{NDE})	Normal	-0,39 mm	1,33 mm	4
Dispersão de " a_{TS} "	Constante	0,0 mm		
Intervalo de operação	Constante	1 ano		

Referências:

- 1- GOWDA e BEGLEY (1986).
- 2- GORMAN et alli (1995).
- 3- YU et alli (1994), GORMAN et alli (1995) e MATTAR NETO e CRUZ (1999).
- 4- Electric Power Research Institute, citado por GORMAN et alli (1995).

O modelo empregado na análise determinística gera 100.000 eventos simulados por comprimento de trinca analisado. O modelo de análise probabilística trabalha com 1.000.000 de eventos por comprimento de trinca.

Com os modelos apresentados é possível se avaliar comparativamente os critérios determinístico e probabilístico. Para tanto, o limite de tamponamento resultante da análise determinística do primeiro modelo é adotado como limite de tamponamento imposto ao segundo modelo.

5. RESULTADOS E DISCUSSÃO

Conforme os resultados do modelo numérico para avaliação de comprimento de trinca admissível pelo critério determinístico, a maior trinca admissível seria de 11,242 mm. O resultado gráfico obtido é apresentado na Fig. (1), representando a probabilidade de falha em função do comprimento de trinca do tubo. O limite de tamponamento obtido corresponde a 5% de probabilidade de ruptura, ou seja, apresenta margem de segurança com probabilidade de 95% contra o colapso.

Impondo o limite de tamponamento obtido ao segundo modelo numérico obtemos os resultados apresentados pela Fig. (2). As curvas apresentadas representam a frequência esperada de ruptura em condições normais de operação e a probabilidade de ruptura em condições de acidente.

PROBABILIDADE DE FALHA x TAMANHO DE TRINCA MEDIDO (PROBABILISTICO TUBO A TUBO)

BITOLA= 3 PERIODO DE OPERAÇÃO= 1.000000 ANOS
 PRESSÃO DE OPERAÇÃO= 9.470000 MPa
 PRESSÃO DE ACIDENTE= 18.270000 MPa

PARA 5% DE PROBABILIDADE DE FALHA, TRINCA DE 11.242000 mm

PARA 10% DE PROBABILIDADE DE FALHA, TRINCA DE 11.923000 mm

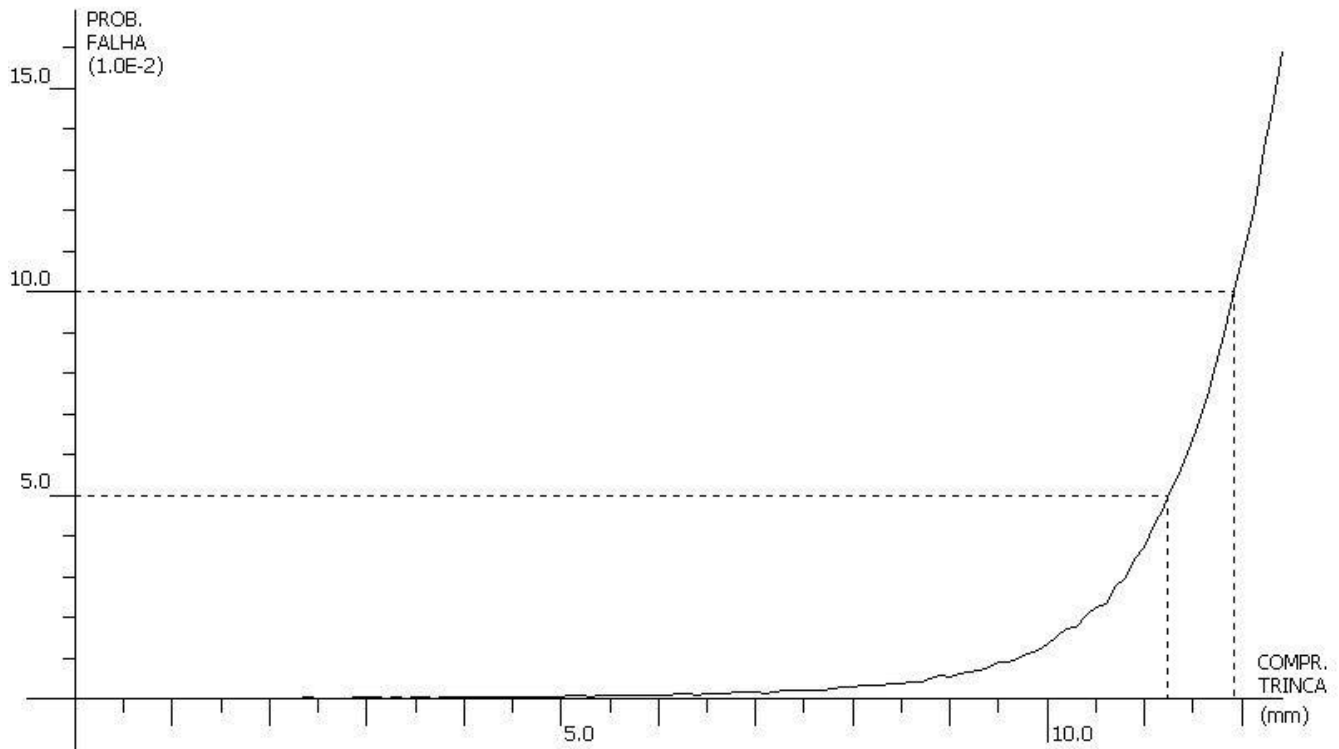


Figura 1. Resultados do modelo de avaliação determinístico

Para um tubo com trinca de comprimento igual ao limite admissível pelo critério determinístico, 11,242 mm, foi obtida a probabilidade de falha em condições de acidente de $5,15 \times 10^{-4}$ rupturas por ano de operação a plena potência. É possível verificar que apenas 20 tubos com o comprimento de trinca considerado já representariam uma probabilidade de ruptura conjunta de $1,02 \times 10^{-2}$, superando o limite de $1,0 \times 10^{-2}$ imposto pelo critério probabilístico para um tipo de defeito isolado. Fazendo a mesma consideração para tubos sem defeitos, verifica-se que o valor de frequência de falha em condições de operação obtido, $1,0 \times 10^{-6}$, implica que apenas 2503 tubos são representados a uma frequência de ruptura conjunta de $2,50 \times 10^{-3}$, atingindo o limite admissível global apresentado para o critério probabilístico do Draft Regulatory Guide DG-1074.

As quantidades limites de tubos obtidas são desprezíveis se comparadas com a quantidade total de tubos dos geradores de vapor de uma planta. Uma planta com três geradores apresenta de 10.000 a 20.000 tubos, dependendo do modelo do equipamento.

FREQUENCIA/PROBABILIDADE DE FALHA x TAMANHO DE TRINCA
(CRITÉRIO PROBABILÍSTICO GLOBAL - MODELO SIMPLIFICADO)
BITOLA= 3 PERÍODO DE OPERAÇÃO= 1.000000 ANOS
PRESSÃO: DE OPERAÇÃO= 9.470000 MPa, DE ACIDENTE= 18.270000 MPa

PARA TRINCA DE 11.241900 mm :
FREQUÊNCIA DE FALHA EM OPERAÇÃO POR ANO DE 2.000000E-06
E PROBABILIDADE DE FALHA EM ACIDENTE DE 5.150000E-04

PARA TRINCA DE 0.000 mm :
FREQUÊNCIA DE FALHA EM OPERAÇÃO POR ANO DE 1.000000E-06
E PROBABILIDADE DE FALHA EM ACIDENTE DE 5.000000E-06

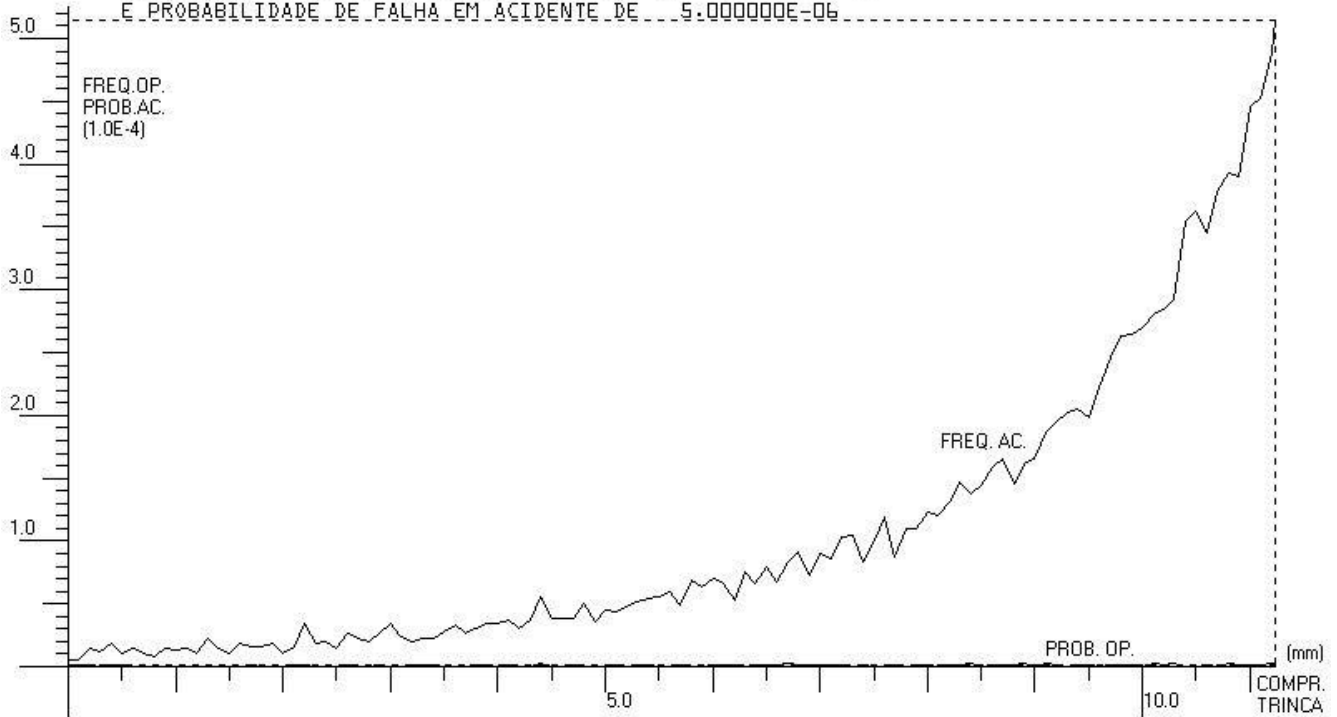


Figura 2. Resultados do modelo de avaliação probabilístico

6. CONCLUSÕES

Os resultados obtidos indicam que o critério probabilístico apresentado pelo Draft Regulatory Guide DG-1074, da forma como foram estabelecidos seus requisitos, pode induzir a um excesso de conservadorismo quando comparado com o critério determinístico apresentado pelo mesmo documento. Considerando-se também que a adoção do critério probabilístico requer um maior esforço de análise de dados durante a inspeção em serviço, é possível levantar questionamentos quanto a reais vantagens na aplicabilidade do critério probabilístico da forma como este está apresentado.

7. AGRADECIMENTOS

O desenvolvimento deste trabalho se deve ao interesse e às condições oferecidas pelo CTMSP (Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo) e pelo IPEN (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares).

8. REFERÊNCIAS

- AZODI, D.; SCHULZ, H.; ARENZ, R.; 1987, "On the integrity of steam generator tubes and plugging assessment", in: International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 9., Aug. 17-21, 1987, Lausanne, Switzerland. Transactions, v. D, p. 383-393.
- BERGE, P.; CATTANT, F.; CALLE, P.; HUTIN, J.P.; 1984, "Characteristics of roll transition cracks in steam generator tubes", in: NEA/CSNI-UNIPÉDE Specialist Meeting on Steam Generators, Oct. 1-5, 1984, Stockolm, Transactions, session 4.7.
- COCHET, B.; FLESCHE, B.; 1987, "Crack stability criteria in steam generator tubes", in: International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 9., Aug. 17-21, 1987, Lausanne, Switzerland. Transactions, v. D, p. 413-419.
- DIERCKX, D.R.; BAKHTIARI, S.; CHOPRA, O.K.; KASZA, K.E.; KUPPERMAN, D.S.; MAJUMDAR, S.; PARK, J.Y.; SHACK, W.J.; 1997, "Steam generator tube integrity program – semiannual report August 1995 – March 1996", Argonne National Laboratory (NUREG/CG-6511). April 1997.
- EDORGAN, F.; RATWANI, M.; 1972, "Fracture of cylindrical and spherical shells containing a crack", Nuc. Eng. and Design. v.20, p. 265-286.
- ESTEBAN, A.; BOLANOS, M.F.; FIGUEIRAS, J.M.; 1990, "A plugging criterion for steam generator tubes based on leak-before-break", Int. J. Press. Ves. & Piping, v. 43, p. 181-186.
- FLESCHE, B.; COCHET, B.; 1990, "Leak-before-break in steam generator tubes", Int. J. Pres. Ves. & Piping, v. 43, p. 165-179.
- FOLIAS, E.S.; 1970, "On the theory of fracture of curved sheets", Engineering Fracture Mechanics, v.2, apud YU et alli (1994).
- GORMAN, J.A.; HARRIS, J.E.; LOWENSTEIN, D.B.; 1995, "Steam generator tube fitness-for-service guidelines", Canada Atomic Energy Control Board, INFO-0572, July 1995.
- GOWDA, B.C.; BEGLEY, J.A.; 1986, "Tube plugging margin criteria for roll transition regions in preheat steam generators", Westinghouse Electric Corporation, Dec. 1986.
- HAHN, G.T.; SARRATE, M.; ROSENFELD, A.R.; 1969, "Criteria for crack extension in cylindrical pressure vessels", Int. J. Fracture Mech., v. 5, n. 3, apud MAJUMDAR (1996).
- HERNALSTEEN, P.; 1984, "Critical flaw sizes in steam generator tubing", in: NEA/CSNI-UNIPÉDE Specialist Meeting on Steam Generators, Oct. 1-5, 1984, Stockolm, Transactions, session 4.6.
- HUTIN, J.P.; BILLON, F.; 1985, "Integrity analysis of cracked steam generator tubes", in: International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 8., Aug. 19-23, 1985, Brussels, Belgium. Transactions, v. G, p. 261-265.
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; 1997, "Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: steam generators", (IAEA-TECDOC-981). Nov. 1997.
- MACDONALD, P.E.; SHAH, V.N.; WARD, L.W.; ELLISON, P.G.; 1996, "Steam generator tube failures", Idaho National Engineering Laboratory (NUREG CR-6365). April 1996.
- MAJUMDAR, S.; 1996, "Predictions on structural integrity of steam generator tubes under normal operating, accident and severe accident conditions", in: Water Reactor Safety Meeting, 24., Oct 21-23, 1996, Bethesda, MD, Transactions, p. 389-413.
- MATTAR NETO, M.; CRUZ, J.R.B.; 1999, "Integridade de tubos de geradores de vapor de reatores PWR: critérios de tamponamento para PWSCC na região de transição próximo ao espelho", in: Congresso Brasileiro de Engenharia Mecânica, 15., 22-26 nov., 1999, Águas de Lindóia, Transactions.

- MIKSCH, M.; EICHLER, R.; SCHWARZ, T.; BRASCHEL, R.; 1981, “Criteria for the structural integrity of degraded steam generator tubes – draft for a KWU Regulatory Guide”, in: International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 6., Aug. 17-21, 1981, Paris, France, Transactions, v. F, n. F9/12.
- U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION; 1975, “Inservice inspection of pressurized water reactor steam generator tubes”, (Regulatory Guide 1.83) July 1975.
- U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION; 1976, “Bases for plugging degraded PWR steam generator tubes”, (Regulatory Guide 1.121). Aug. 1976.
- U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION; 1998, “Draft regulatory guide DG-1074, steam generator tube integrity”, Dec. 1998.
- YU, Y.J.; KIM, J.H.; KIM, Y.; KIM, Y.J.; 1994, “Development of steam generator tube plugging criteria for axial crack”, in: ASME Pressure Vessel and Piping Conference, Jun. 19-23, 1994, Minneapolis, Minn. Transactions, v. 280, p. 79-83.

9. DIREITOS AUTORAIS

Os autores são os únicos responsáveis pelo conteúdo do material impresso incluído neste trabalho.

PLUGGING CRITERIA FOR STEAM GENERATOR TUBES DETERIORATED BY PRIMARY WATER STRESS CORROSION CRACKING IN TUBE SHEET TRANSITION REGION

Helvécio Carlos Klinke da Silveira

ABB Vetco Gray – Oil, Gas & Petrochemical ;
R. Batista Caetano,96 – São Paulo – SP – 04108-130 – Brazil;
helvecio.silveira@br.abb.com.

Miguel Mattar Neto

IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares;
Travessa R – 400, Cidade Universitária - São Paulo – SP - 05508-970 - Brazil
mmattar@net.ipen.br

***Abstract:** Applicable plugging criteria for nuclear steam generator tubes are introduced. Alternative criteria proposed by U.S. NRC Draft Regulatory Guide DG-1074 are analyzed. Deterministic and probabilistic models are applied for cracked tubes due to primary water stress corrosion cracking in tube sheet transition region. Analysis results are used to compare the proposed criteria.*

***Keywords:** steam generator, nuclear power reactors, stress corrosion cracking, probabilistic analysis.*