

# INSTALAÇÃO PARA REALIZAÇÃO DE ENSAIOS DE CORROSÃO SOB TENSÃO EM CARGA CONSTANTE E EM ALTAS TEMPERATURAS E PRESSÕES <sup>1</sup>

*Marco Antônio Dutra Quinan <sup>2</sup>*

*Mônica Maria de Abreu Mendonça Schvartzman <sup>2</sup>*

*Cristiano da Costa Cunha <sup>3</sup>*

*Adalberto Matias <sup>4</sup>*

*Antônio Edicleto Gomes Soares <sup>5</sup>*

## **Resumo**

Este trabalho tem por objetivo apresentar um sistema para ensaios de corrosão sob tensão em carga constante a ser instalado no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN, sistema este projetado e desenvolvido no próprio CDTN. São apresentados, também, as condições de operação do equipamento, suas potencialidades de aplicações e limitações de uso. O sistema foi projetado para operar nas condições de temperatura e pressão de um reator do tipo PWR (temperatura até 380°C e pressão até 180 bar). Consiste em um autoclave acoplado a um sistema mecânico de aplicação de carga constante, uma estação de tratamento da água e um sistema de controle e aquisição de dados. Esse equipamento permite a realização de ensaios de carga constante para avaliar a taxa de propagação de trincas por corrosão sob tensão a elevadas temperaturas e pressões, especialmente nas condições de um reator do tipo PWR.

**Palavras-chave:** Corrosão sob tensão; PWR; Mecânica da fratura

## **TESTING FACILITY FOR STRESS CORROSION CRACKING UNDER CONSTANT LOAD IN HIGH PRESSURE AND TEMPERATURE**

### **Abstract**

This paper presents a testing facility for stress corrosion cracking under constant load to be installed at CDTN, which was designed and developed at CDTN. The operational conditions of the equipment, it's applications and restrictions are presented. The system was developed to operate in PWR conditions (temperature up to 380°C and pressure up to 180 bar). It consists of an autoclave connected to a mechanical system, responsible for producing load, a water treatment station and a data acquisition system. This testing facility allows the evaluation of cracking progress, specially at PWR operational conditions.

**Key words:** Stress corrosion cracking; PWR; Fracture mechanics

<sup>1</sup> *Contribuição técnica apresentada na 61º Congresso Anual da ABM, de 24 a 27 de julho de 2006, Rio de Janeiro – RJ*

<sup>2</sup> *Tecnologista Senior, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear*

<sup>3</sup> *Estagiário, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear, graduando em Engenharia Mecânica pela Universidade Federal de Minas Gerais - UFMG*

<sup>4</sup> *Bolsista CNPQ, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear*

<sup>5</sup> *Técnico, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear*

## 1 INTRODUÇÃO

A corrosão sob tensão (CST) é um dos fatores mais preponderantes na ocorrência de falhas em estruturas submetidas a ambientes aquosos. Os estudos de CST envolvem a consideração e a avaliação da interação entre o material e as condições do meio, tais como composição, temperatura, pressão etc., em conjunto com as tensões mecânicas presentes, sejam elas aplicadas ou residuais.<sup>(1)</sup>

Os diversos tipos de ensaios de CST são os meios mais efetivos para se avaliar as correlações entre estas diversas variáveis nos processos de CST. Dentre estes ensaios, o ensaio de carga constante se destaca pela sua simplicidade e reprodutibilidade dos resultados.

Por sua vez, a corrosão sob tensão é um dos mais severos mecanismos de dano que ocorrem e influenciam a vida útil de componentes de uma usina nuclear.<sup>(2)</sup> Durante a operação de um reator nuclear de água pressurizada (PWR), podem ocorrer problemas de CST em componentes e estruturas, devido ao efeito do ambiente de água pressurizada em alta temperatura. Para avaliar o comportamento de materiais de interesse quando submetidos às condições de um reator do tipo PWR, o Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), projetou e montou um sistema para ensaios de CST, sob carga constante.

Neste trabalho, descreve-se o equipamento para ensaios de corrosão sob tensão, projetado no CDTN, para operar em condições similares aos circuitos dos reatores tipo PWR, principalmente no que diz respeito às cargas aplicadas, temperatura, pressão de trabalho e variações na composição da água, que são os principais fatores que afetam a corrosão sob tensão.

Uma vez que este equipamento possibilita a realização de ensaios em diversos corpos-de-prova simultaneamente, permitirá um aumento da produção de ensaios de CST, possibilitando dessa forma um método de avaliação detalhado da taxa de propagação de trinca por corrosão sob tensão, contribuindo para a ampliação dos conhecimentos na área de CST em materiais de uso em plantas nucleares.

## 2 INSTALAÇÃO PARA REALIZAÇÃO DE ENSAIOS DE CORROSÃO SOB TENSÃO

O equipamento em questão foi projetado para operar a carga constante, sendo a carga aplicada por meio de um braço de alavanca, no qual é aplicada, em uma de suas extremidades, pesos, sendo este tipo de carga mais conhecida como “peso morto”. Na outra extremidade da alavanca, é colocado o corpo-de-prova a ser ensaiado, que sofre, assim, um esforço de tração (Figura 1). O valor da carga aplicada ao corpo-de-prova é função do peso utilizado e da relação entre os comprimentos dos braços de alavanca. O corpo-de-prova é ensaiado dentro de um autoclave, que reproduz as condições de operação de um reator do tipo PWR. Na Figura 2 é mostrado detalhe do autoclave montado.

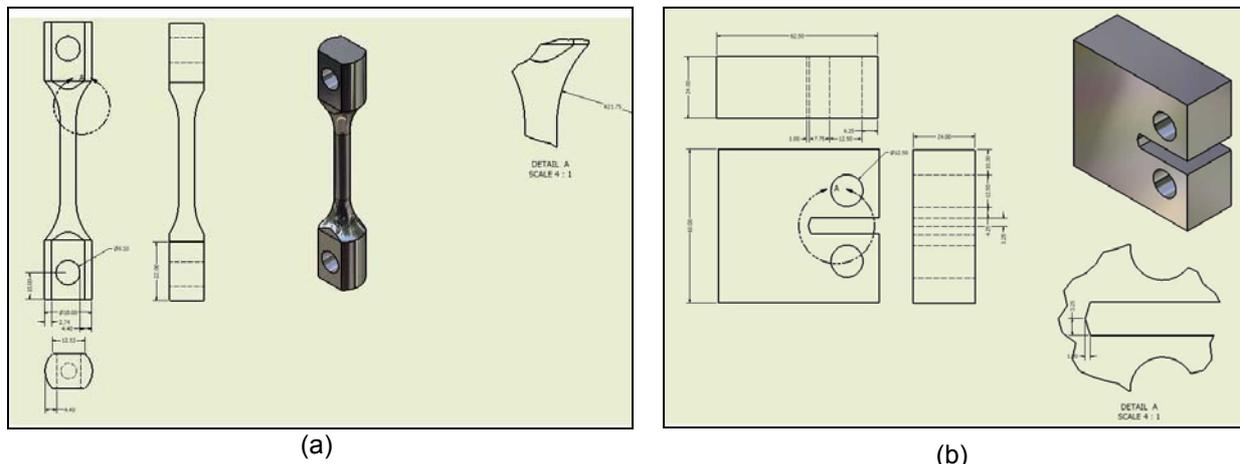


**Figura 1.** Sistema de aplicação de carga e autoclave.



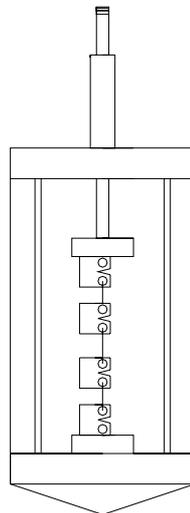
**Figura 2.** Autoclave.

No projeto, foram considerados a possibilidade de testar corpos-de-prova para ensaios de tração e para ensaios de mecânica de fratura CT (compact tension) e  $\frac{1}{2}$  CT (igual ao CT, porém com suas medidas reduzidas à metade).<sup>(3)</sup> Estes padrões de corpos-de-prova são típicos para se avaliar os parâmetros relativos ao fenômeno de corrosão sob tensão.<sup>(4)</sup> A Figura 3 apresenta o desenho dos corpos-de-prova citados.



**Figura 3.** (a) Corpo-de-prova de tração. (b) Corpo-de-prova CT.

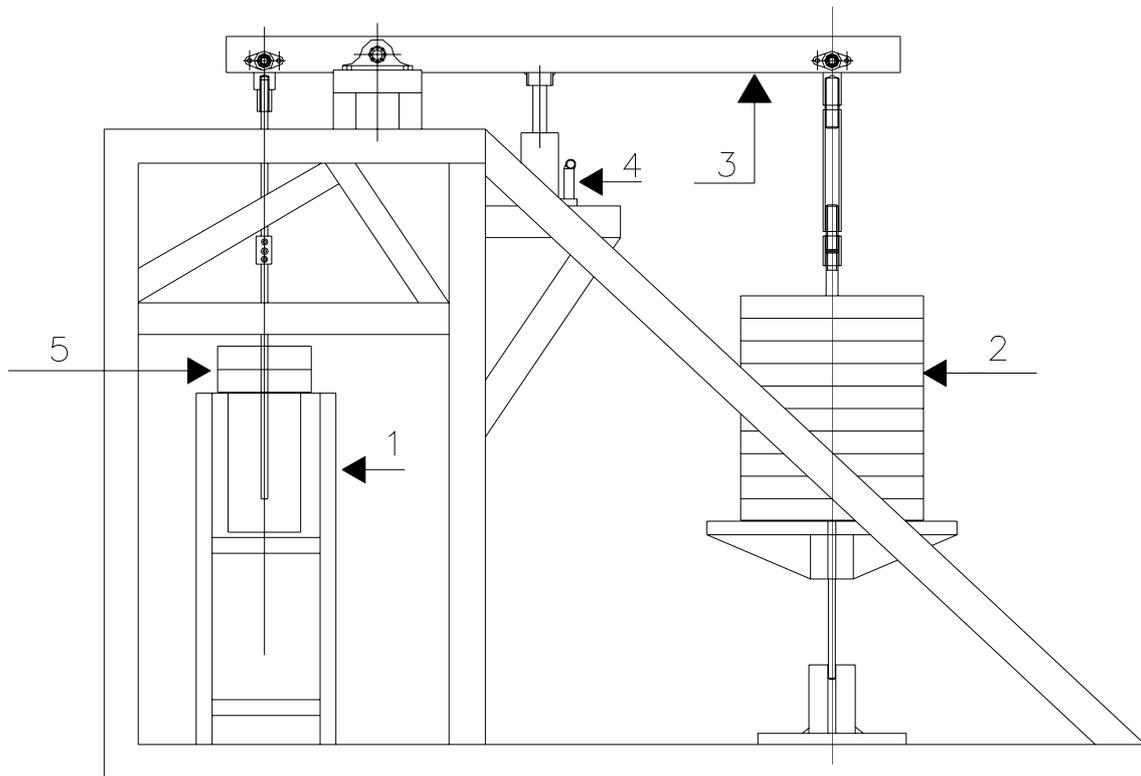
Deve-se ressaltar que, dependendo das suas dimensões, poderão ser ensaiados alguns destes corpos-de-prova simultaneamente. Nesta situação, os corpos-de-prova são conectados um ao outro, em série, através de pinos e garras, como mostrado na Figura 4.



**Figura 4.** Detalhe esquemático do interior do autoclave em um ensaio com múltiplos corpos-de-prova.

## 2.1 Estrutura de Aplicação de Carga

A estrutura para aplicação de carga constante foi construída em vigas de perfil tipo “C” de aço-carbono AISI 1020. A Figura 5 mostra um desenho esquemático desta estrutura.



**Figura 5.** Esquema da estrutura de aplicação de carga e seus componentes: 1) estrutura para apoio do autoclave e forno; 2) pesos; 3) braço de alavanca; 4) macaco hidráulico para alívio de carga e 5) autoclave

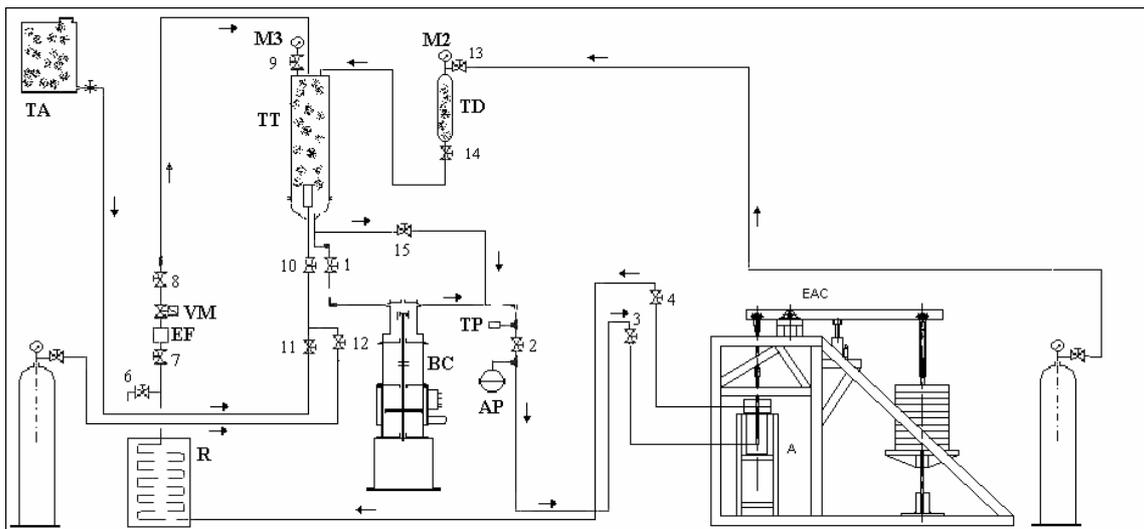
O componente principal da estrutura é o autoclave, componente 5. É um vaso de pressão que contém o meio corrosivo, proveniente do sistema de circulação. Dentro do autoclave, fica o eixo de tração, o qual é conectado ao(s) corpo(s)-de-prova e ao braço de alavanca, (3), o qual é responsável pela aplicação da carga, proveniente do momento causado pelas placas de peso morto, (2). Além disso, considerou-se no projeto a inclusão de um macaco hidráulico, (4), para fins de proporcionar um alívio de tensões quando desejado.

## 2.2 Estação de Tratamento da Água

Os componentes metálicos das plantas nucleares de potência, tais como tubos, vaso de pressão do reator, trocadores de calor, bombas, válvulas e outras partes do sistema se encontram sujeitos a influência sinérgica da tensão mecânica, ao comportamento a diferentes composições químicas, temperaturas e variadas histórias de fabricação do material utilizado. Como resultado, a formação de trincas é um dos mais severos

mecanismos de degradação do material que influencia particularmente, o tempo de vida útil dos componentes. Por outro lado, o oxigênio dissolvido na água de refrigeração exerce papel preponderante no comportamento frente à corrosão sob tensão de diversos materiais utilizados em reatores do tipo PWR, o mesmo ocorrendo com pequenas dissoluções de ácido bórico.<sup>(5,6)</sup>

Também chamado sistema de circulação, a estação de tratamento da água permite a simulação das condições necessárias para funcionamento semelhante ao de reatores do tipo PWR. A Figura 5 apresenta um diagrama esquemático do sistema de circulação. Este sistema é constituído por um tanque de trabalho, bomba da unidade de desmineralização e um filtro desmineralizador por troca iônica. A água purificada é estocada em um tanque em que são preparadas as soluções químicas a serem utilizadas. O oxigênio dissolvido na água de ensaio é reduzido aos níveis exigidos no ensaio, por meio de do borbulhamento de nitrogênio no tanque de trabalho. É possível, também, a injeção de outros gases (tais como hidrogênio). São realizados continuamente os controles de condutividade elétrica e teor de oxigênio dissolvido por meio de de um oxímetro com faixa de medição de até 0,5 a 15.000 ppb e um condutímetro com resposta para condutividade elétrica abaixo de 0,06  $\mu\text{S}/\text{cm}$ . Este sistema permite ainda uma pré limpeza e condicionamento de todo o circuito hidráulico em sua fase pré operacional.



**Figura 5.** Esquema da Instalação de Testes de Corrosão sob Tensão. A) autoclave; TD) tanque de desmineralização; R) resfriador; EF) elemento filtrante; VM) válvula micrométrica; EAC) estrutura de aplicação de carga constante, incluindo o autoclave; AP) acumulador de pressão; TP) sensor de pressão; TA) tanque de armazenamento; TT) tanque de trabalho; BC) bomba de circulação de água; M) manômetros. Os números representam as válvulas e as setas o sentido da circulação.

Na Figura 6 pode ser visto um detalhe da estação de controle e tratamento da água.



**Figura 6.** Detalhe da estação de controle e tratamento da água

### **2.3 Controle e Aquisição de Dados**

O módulo de controle e aquisição de dados permite o controle e simulação das condições PWR, além de captar os dados necessários ao estudo da taxa de propagação de trincas. Todos os parâmetros operacionais e as determinações realizadas no transcurso de um ensaio, são armazenados em um microcomputador central, onde os dados podem ser analisados, selecionados e trabalhados. O sistema fornece o histórico do ensaio e os resultados obtidos.

### **2.4 Características de Operação**

As principais características de operação do sistema são:

- Temperatura máxima de operação: 380 °C.
- Pressão máxima de operação: 180 atm.
- Carga máxima nos corpos-de-prova: 40.000 N.
- Volume do autoclave: 3,6 litros.
- Vazão máxima do fluido: 1,5 l/h.

### 3 CONCLUSÕES

A instalação já se encontra em fase final de testes pré operacionais, prevendo-se, em breve, o início de sua operação. Inicialmente, serão realizados experimentos relacionados com o estudo da influência da adição de zinco no comportamento da liga 600 e de alguns aços inoxidáveis, no que concerne à corrosão sob tensão.

Esta instalação permitirá a realização de ensaios de estudos de corrosão sob tensão, em simulações de condições operacionais de reatores tipo PWR, utilizando-se a técnica de carga constante com corpos de prova tração, CT e ½ CT, simultaneamente ou não. Outros tipos de corpos-de-prova, bem como meios e condições diferentes também poderão ser utilizados a partir de pequenas modificações no sistema.

### REFERÊNCIAS

- 1 AMERICAN SOCIETY OF METALS Metals Handbook. 8th Edition . Metal Park, Ohio, 1992.
- 2 LANDES, J.D., Fracture Mechanics and the Nuclear Industry. Metallurgical Transactions, Vol. 21A , may 1990, pp. 1097-1104.
- 3 SEDRIKS, J. Stress Corrosion Cracking Methods. Office of Naval Research, jan 1990, pp. 11–15, Arlington, Virginia, USA
- 4 RUSKAK, M. Testing Facility for Assessment of Environmentally Assisted Cracking. Nuclear Research Institute, Rez, 1998, Praga.
- 5 SHEIR, L.L., Corrosion, Metal/Environment Reactions, Corrosion. Control. Newnes-Butterworth, 1976, London.
- 6 SOLOMON, Y. An Overview of Water Chemistry for Pressurized Water Nuclear Reactors. Proceedings of International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactors Systems, British Nuclear Energy Society, 1978, pp. 101-108, London.