

CONEM 2016
CONGRESSO NACIONAL DE
ENGENHARIA MECÂNICA

21-25
AGOSTO DE 2016
FORTALEZA - CEARÁ

AVALIAÇÃO ESTRUTURAL DE UM SUPORTE DA TUBULAÇÃO DO SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO DO REATOR NUCLEAR DE PESQUISA IPEN IEA-R1

CON-2016-0201 – 26. ENGENHARIA NUCLEAR E APLICAÇÕES

Altair A. Faloppa¹, afaloppa@ipen.br

Gerson Fainer¹, gfainer@ipen.br

Carlos A. de Oliveira¹, calberto@ipen.br

Miguel Mattar Neto¹, mmattar@ipen.br

¹Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN / CNEN – SP
Av. Professor Lineu Prestes, 2242, 05508-000, São Paulo, Brasil

Resumo: Este trabalho apresenta a avaliação estrutural de um suporte da tubulação do Circuito Primário do reator nuclear de pesquisa do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN. O reator IEA-R1 é um reator nuclear de pesquisa projetado pela Babcox-Wilcox que opera no IPEN desde 1957. Um programa de modernização tem sido conduzido nos últimos 25 anos, e uma série de modificações foram implementadas, especialmente no sistema de refrigeração do reator. Entre as modificações mais recentes está a troca de componentes do sistema de refrigeração, tais como: bombas, trocadores de calor e tubulação, além da reforma dos sistemas de tratamento e re-tratamento de água. Este conjunto de equipamentos, divididos em sistema primário e secundário, é responsável pela circulação da água no núcleo do reator para a retirada de calor gerado pela fissões nucleares do U-235. A substituição parcial da tubulação do Circuito Primário do reator IEA-R1, realizada em 2014, resultou em alterações nos suportes existentes e no desenvolvimento de um novo tipo de suporte para a tubulação. O objetivo deste trabalho é apresentar o modelo de cálculo aplicado à avaliação estrutural deste novo suporte sob as diversas condições de carregamentos aplicáveis.

Palavras-chave: Reator Nuclear de Pesquisa, Suporte, Tubulação, Análise estrutural

1. INTRODUÇÃO

O reator IEA-R1 é um reator de piscina, com moderador água leve e refletores de grafite. O IEA-R1 começou a operar em 1957 no Instituto de Energia Atômica, hoje Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares em São Paulo. O projeto original foi desenvolvido pela empresa americana *Babcock & Wilcox* (The *Babcock & Wilcox Co.*, 1957), para o reator operar com 2 MW de potência.

Desde o início da operação o reator IEA-R1 tem sido modificado e modernizado. As principais modificações, como a duplicação dos sistemas de refrigeração, a troca de estruturas e componentes e modernização de sistemas, foram executadas principalmente para adequação da planta às normas de segurança e posteriormente por ocasião do aumento de potência de 2MW para 5MW. As principais modificações do ponto de vista do projeto mecânico (Maiorino *et al.*, 1998) e (Faloppa e Ting, 2002), introduzidas no reator IEA-R1 estão listadas abaixo:

- 1974: - Duplicação do Circuito Primário e Instalação do tanque de decaimento
- 1995: - Aumento de potência de 2 MW para 5 MW;
- 2002: - Manutenção das bombas do Circuito Primário;
- 2005: - Troca do trocador de calor (TC1A);
- 2012: - Retirada das válvulas de retenção do Circuito Secundário;
- Troca das bombas do Circuito Secundário;
- 2014: - Troca parcial da tubulação do Circuito Primário.

O objetivo deste trabalho é apresentar o modelo estrutural desenvolvido para o cálculo dos suportes da tubulação dentro das canaletas, após a troca parcial da tubulação do Circuito Primário do Reator IEA-R1 ocorrida em 2014.

2. DESCRIÇÃO GERAL

O Circuito Primário do reator IEA-R1 é um circuito aberto que tem a função de resfriar a água da piscina. No sistema, a água que passa entre as placas de combustível do núcleo do reator é direcionada para a tubulação externa através de um bocal localizado no fundo da piscina. A água extraída é, então, conduzida pela tubulação e, após passar pelo tanque de decaimento de nitrogênio N^{16} , é bombeada por uma das duas bombas (B1A ou B1B) alternadamente, para um dos trocadores de calor (TC1-A ou TC1-B) onde é resfriada, retornando para a piscina através de um difusor inserido no bocal de retorno da piscina. A redundância de válvulas, bombas e trocadores de calor faz parte dos requisitos de segurança do reator e a alternância no uso das bombas e dos trocadores de calor faz parte dos procedimentos de operação inerentes ao programa de gerenciamento de vida da instalação.

A Figura 1 mostra um fluxograma simplificado do Circuito Primário do reator IEA-R1, onde são apresentadas as válvulas que permitem o isolamento automático da piscina e dos equipamentos em caso de vazamento, bem como o manejo da alternância de uso das bombas e trocadores de calor.

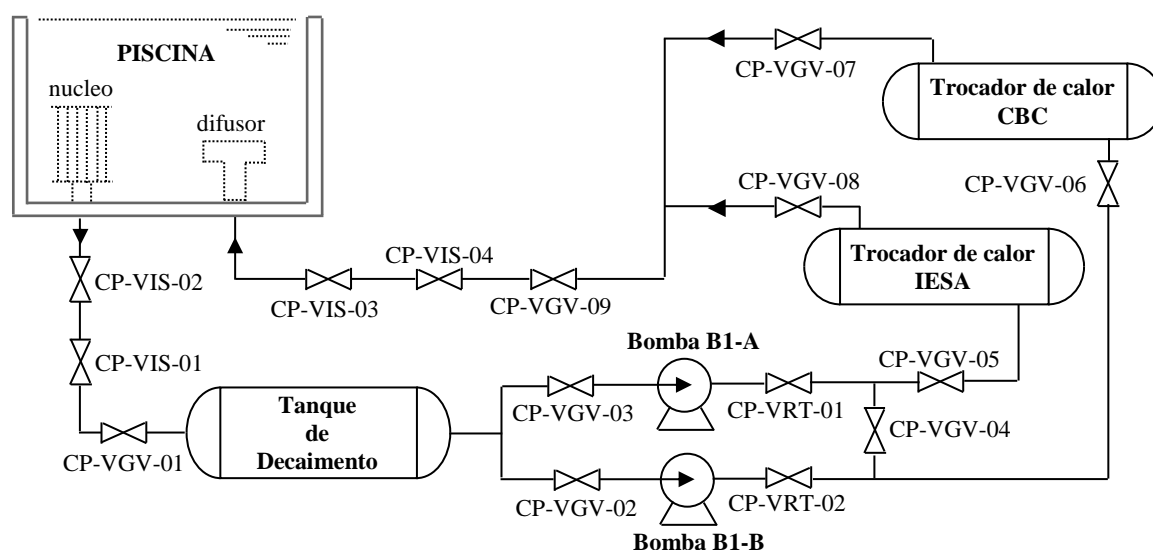


Figura 1. Fluxograma simplificado do Circuito Primário do IEA-R1

A piscina do reator tem forma retangular, construída com parede de concreto e revestida de chapas de aço inoxidável, cumprindo o papel principal de abrigar o núcleo e blindar a emissão de radioatividade. O tanque de decaimento é um tanque do tipo cilíndrico com tampo hemisférico que possui bocais de entrada, saída e de inspeção. A principal função deste tanque é alongar o caminho percorrido pela água, propiciando o decaimento do isótopo radiativo N^{16} . Os trocadores de calor têm como função retirar o calor da água da piscina que é gerado pelas fissões nucleares do U-235 que ocorrem no núcleo do reator. Esse calor é transferido para um circuito secundário que o dissipa para o meio ambiente através de torres de resfriamento.

Para um melhor entendimento do sistema, um modelo tridimensional em verdadeira grandeza foi desenvolvido utilizando o programa *SolidWorks* (*SolidWorks*, 2010) como mostrado na Fig. 2.

No modelo tridimensional da Fig. 2 são mostrados a treliça, o núcleo, o tanque de decaimento, os trocadores de calor, a tubulação do sistema primário e os suportes. Pode-se observar também a localização das canaletas, rebaixo no concreto até o nível do tanque de decaimento, e que são definidas conforme abaixo:

- Canaleta 1** ⇒ Tubulação a partir da válvula CP-VGV-01 até o bocal de entrada do Tanque de Decaimento e seus respectivos Suportes: SP-04, SP-05 e SP-06;
- Canaleta 2** ⇒ Tubulação a partir do bocal de saída do Tanque de Decaimento até as válvulas CP-VGV-02 e 03 e seus respectivos Suportes: SP-07, SP-08 e SP-21.

Os suportes das Canaletas 1 e 2 são aplicados no trecho da tubulação com diâmetro nominal de 400 mm com a função de restringir cargas de peso e servir como guia lateral, conforme definido pela análise de tensões da tubulação do Circuito Primário do IEA-R1 (Faloppa e Fainer, 2015).

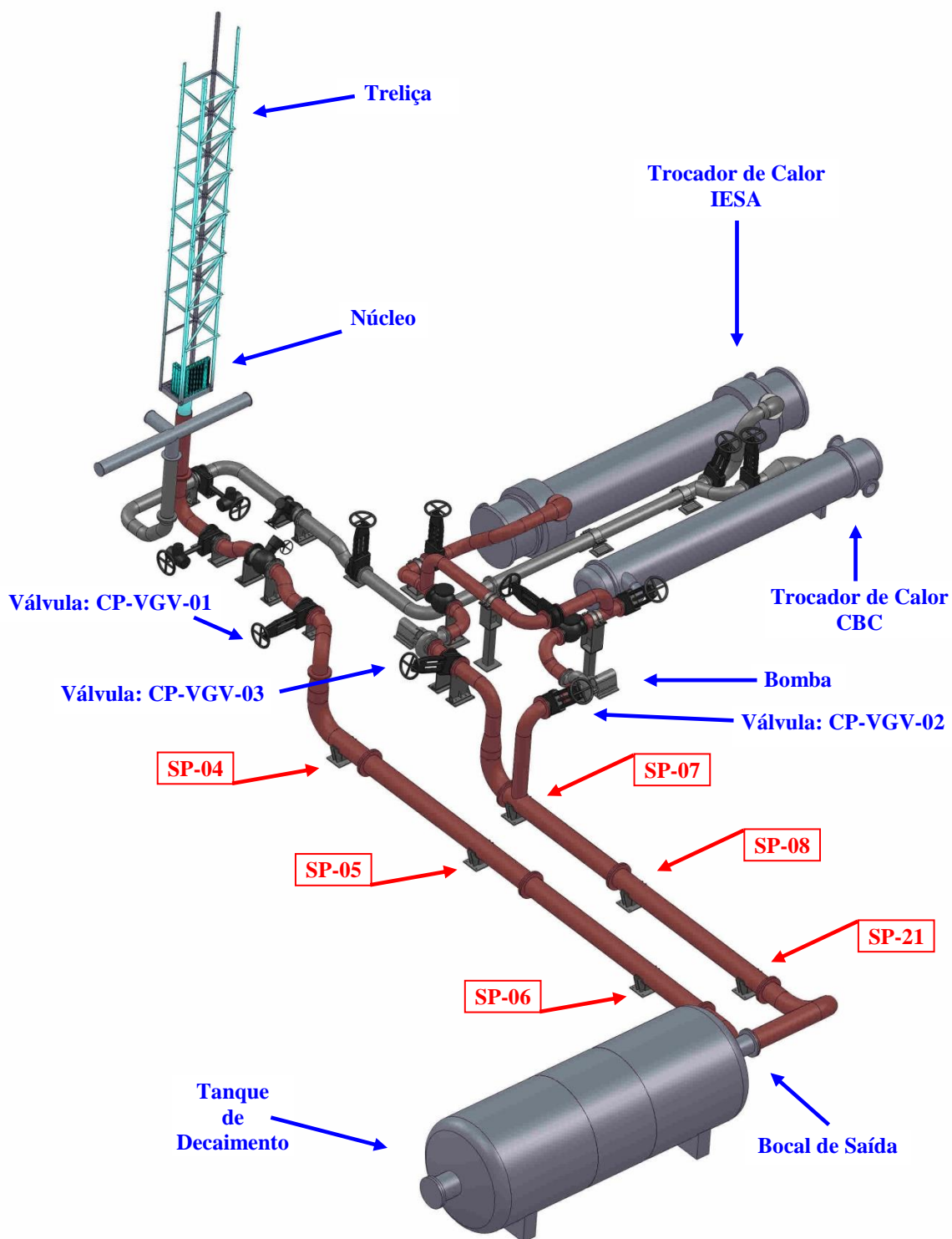


Figura 2. Modelo tridimensional do Circuito Primário do IEA-R1

3. SUPORTE PARA TUBO

Suporte para tubo é a designação genérica para descrever uma associação de elementos estruturais, tais como: vigas, colunas, conectores, sapatas, pinos, porcas, parafusos, placas de ancoragem e chumbadores, cuja montagem pode restringir um ou mais graus de liberdade do sistema de tubulação, resultando em cargas que são transmitidas para a(s) estrutura(s) do prédio.

O projeto e análise de tensões de um suporte para tubo, desenvolvido de modo independente, é válido desde que a relação entre as rijezas de suporte e tubo seja ≥ 200 , de acordo com a WRC-353 (Bulletin WRC-353, 1990), ou seja, o suporte tem de ser substancialmente mais rígido do que o tubo, e que a deformação do suporte na direção restrita seja < 1.5 mm. Caso contrário, o projeto e a análise estrutural de suporte e tubo deverão ser realizados de modo acoplado. Na prática, o procedimento adotado é a definição de um valor de rigidez para o suporte na direção restrita que atenda o critério definido no parágrafo anterior. Nas usinas nucleares de Angra 1 e Angra 2, adota-se o critério geral de: Rigidez $\geq 1.0 \times 10^5$ N/mm na direção restrita.

Portanto, o projeto do suporte típico para ser aplicado nas Canaletas 1 e 2 (ver na Fig. 2 os suportes indicados como: SP-04; SP-05; SP-06; SP-07; SP-08 e SP-21) deve atender as seguintes condições:

- ⇒ Função de peso e guia lateral;
- ⇒ Geometria que permita encaixar o suporte nas dimensões das canaletas;
- ⇒ Rigidez $\geq 1.0 \cdot 10^5$ N/mm na direção restringida;
- ⇒ Suportar as cargas aplicadas.

A Figura 3 mostra a geometria e as dimensões do suporte típico aplicado nas canaletas 1 e 2, conforme dados extraídos do relatório “Detalhamento de Suportes: SP-04, SP-08 e SP-21”. (Work Industrial, 2014)

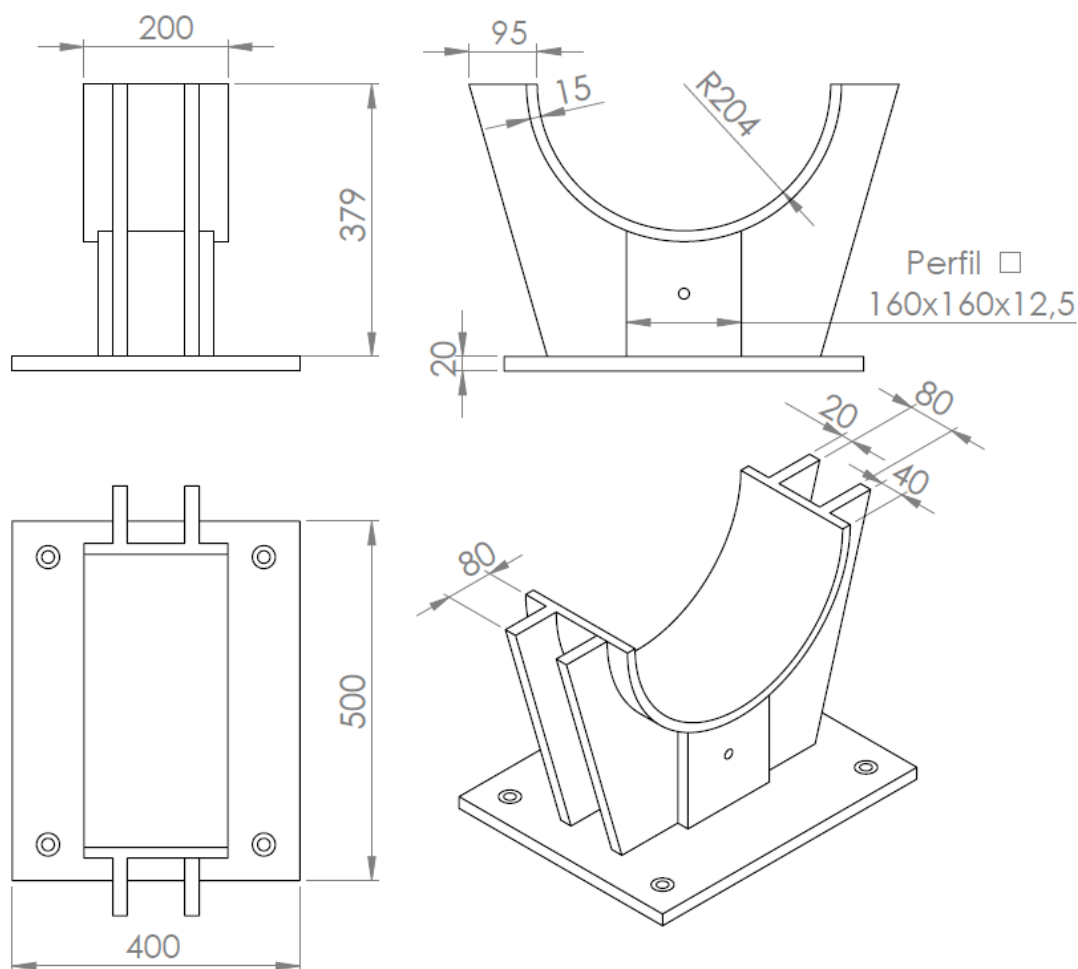


Figura 3. Desenho do suporte típico desenvolvido para as canaletas 1 e 2

4. MODELO DE CÁLCULO

A análise estrutural do suporte típico desenvolvido para as canaletas 1 e 2 foi realizada aplicando-se um modelo de cálculo estrutural linear e elástico, de acordo com o seguinte procedimento:

- ⇒ - desenvolver desenho do suporte com modelo sólido tridimensional no programa *SolidWorks*, ver Fig. 4;
- ⇒ - desenvolver o modelo de cálculo estrutural, carregar o desenho 3D no programa *ANSYS* (*ANSY-APDL*, 2010) e aplicar o elemento finito “*SOLID95*” com 20 nós e três graus de liberdade (deslocamentos U_x , U_y e U_z);
- ⇒ - definir as propriedades mecânicas do material A36, utilizado nas chapas para a construção do suporte de acordo com os dados da Tab. 1;
- ⇒ - realizar um estudo para a seleção de uma malha de elementos finitos adequada para a análise estrutural (ver Fig. 4);
- ⇒ - aplicar as cargas ao modelo de cálculo, de acordo com a Tab. 2;
- ⇒ - aplicar as cargas de atrito ao modelo de cálculo, de acordo com:

$$F_z = 0.3\sqrt{F_x^2 + F_y^2} \quad \text{onde:} \quad \begin{cases} F_z \Rightarrow \text{força na direção paralela a linha de centro do tubo;} \\ F_x \text{ e } F_y \Rightarrow \text{força na direção ortogonal a linha de centro do tubo;} \end{cases}$$

- ⇒ - aplicar as condições de contorno ao modelo de cálculo, simulando o vínculo da estrutura do suporte com o prédio do reator.

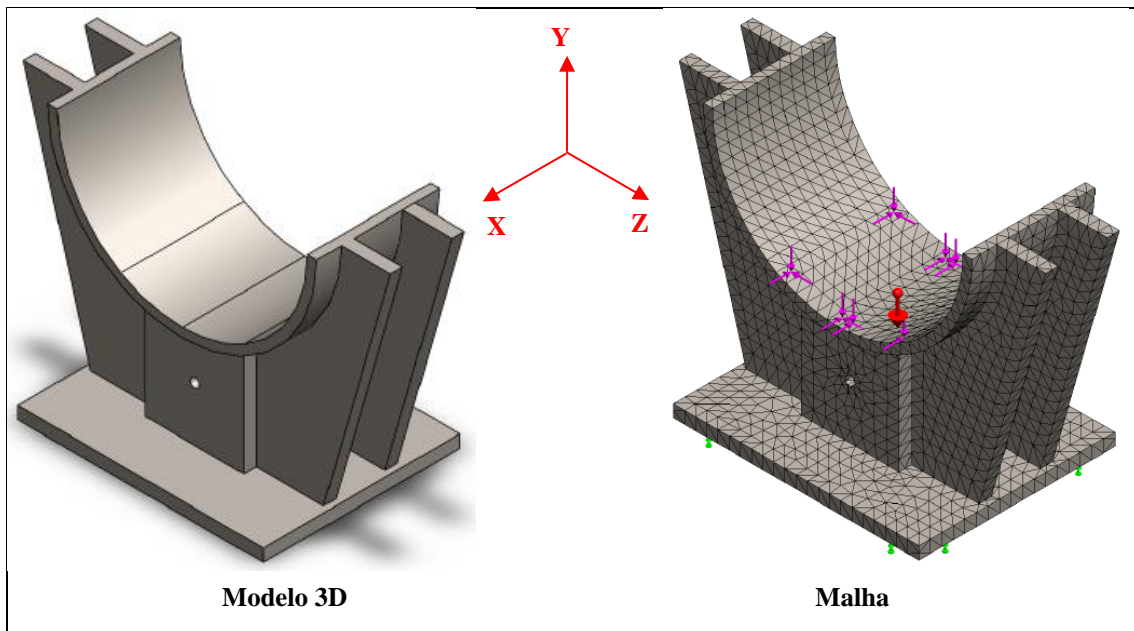


Figura 4. Suporte típico das canaletas 1 e 2 - Modelo 3D e Malha

E (modulo de elasticidade)	=	195000 MPa
S_y (tensão de escoamento)	=	250,0 MPa
S_h (tensão admissível)	=	114,5 MPa

Tabela 1 – Propriedades mecânicas do aço A36

SUPORTE	FX	FY	FZ
SP-04	0	-24714	1010
SP-05	0	-7534	1446
SP-06	0	-7206	-2691
SP-07	0	-5391	2364
SP-08	0	-30157	1592
SP-21	0	-13930	-4420

Tabela 2 – Cargas aplicadas aos suportes das canaletas 1 e 2

A simulação numérica do modelo de cálculo, descrito no procedimento acima, foi realizada para os suportes: SP-04; SP-05; SP-06; SP-07; SP-08 e SP-21 com o programa ANSYS.

5. ANÁLISE DE TENSÕES

A análise de tensões de suporte para tubulações de plantas nucleares deve atender os requisitos e recomendações do código *ASME III – NF* (ASME, 2010). Adicionalmente, o código *ASME* exige a prova de integridade estrutural através de cálculo dos suportes, conforme *NCA-3550* e *NF-3133*.

O código *ASME III NF-1200* classifica os suportes de acordo com a função, o tipo de estrutura a ser suportada e a viabilidade de se aplicar suportes padronizados, como:

- *Plate and shell type supports* – é um suporte do tipo saia ou sela, fabricado com elementos estruturais de placa e/ou casca, aplicado normalmente em componentes;
- *Linear type support* – é um suporte que atua em um grau de liberdade, tal como um "strut", aplicando-se a vigas e colunas sujeitas à flexão, treliças, quadros, arcos e cabos;
- *Standard supports* – são os suportes ("suporte padrão") descritos na *MSS-SP-58* (*MSS-SP-58 2002*), que foram desenvolvidos e aprovados pela "Manufactures Standardization Society of the Valve and Fittings Industry" os quais são também aplicados em plantas convencionais, de acordo com *ASME B31.1* (ASME 2007).

Os suportes da tubulação do Circuito Primário do reator IEA-R1 podem ser enquadrados na categoria suporte padrão, e, portanto, deverão atender os requisitos da *MSS-SP-58*, conforme prescrito no item 121.1 do código *ASME B31.1*.

A norma *MSS-SP-58* estabelece que a tensão de tração / compressão, flexão, cisalhamento e combinada deve atender os limites aplicados para as condições de projeto, serviço (Operação Normal, Operação Anormal, Emergência e Condição de Falha) e testes. Os limites de tensão são definidos em função da tensão admissível do material do suporte na temperatura de projeto.

As tensões admissíveis para os casos de: tração / compressão, flexão e cisalhamento de um suporte do tipo padrão, aplicando-se o aço carbono A-36, são mostradas na Tab. 3.

Tensão	MSS-SP-58	Limite Admissível
Tração (Ft)	Item 4.1.1	114,5 N/mm ²
Compressão (Ft)	Item 4.1.5	114,5 N/mm ²
Cisalhamento	Item 4.1.3	91,6 N/mm ²
Flexão (Fby ou Fbz)	Item 4.1.2	114,5 N/mm ²
Combinada	Item 4.1.6	$\frac{f_a}{F_t} + \frac{f_{by}}{F_{by}} + \frac{f_{bz}}{F_{bz}} \leq 1.0$

Tabela 3 – Tensão admissível para suporte padrão – aço carbono A36

6. ANÁLISE DOS RESULTADOS

A simulação do modelo de cálculo do suporte típico aplicado nas canaletas 1 e 2 do Circuito Primário do Reator IEA-R1, foi realizada com as cargas listadas na Tab. 2 para os suportes SP-04, SP-05, SP-06, SP-07, SP-08 e SP-21, e as tensões resultantes são mostradas na Tab. 4.

Suporte	Normal		Flexão		Cisalhamento		Combinada	
	Calc	Limit	Calc	Limit	Calc	Limit	Calc	Limit
SP-04	21,0		24,6		10,5		0,49	
SP-05	7,2		7,5		3,5		0,16	
SP-06	7,8		7,3		3,9		0,16	
SP-07	5,8	114,5	5,4	114,5	3,0	91,6	0,12	≤ 1,0
SP-08	30,1		30,0		13,7		0,63	
SP-21	14,6		13,7		7,2		0,30	

Tabela 4 – Tensões atuantes nos suportes das canaletas 1 e 2 (MPa)

Os resultados mostrados na Tab. 4 indicam que o suporte SP-08, localizado na canaleta 2 (ver Fig. 2), apresentou as maiores tensões normal, de flexão, de cisalhamento e combinada, e, portanto, é o suporte mais solicitado dentro das canaletas.

A Figura 5 mostra a distribuição das tensões Normal e de Flexão resultantes obtidas na simulação numérica do modelo estrutural do suporte SP-08 realizada com o programa ANSYS.

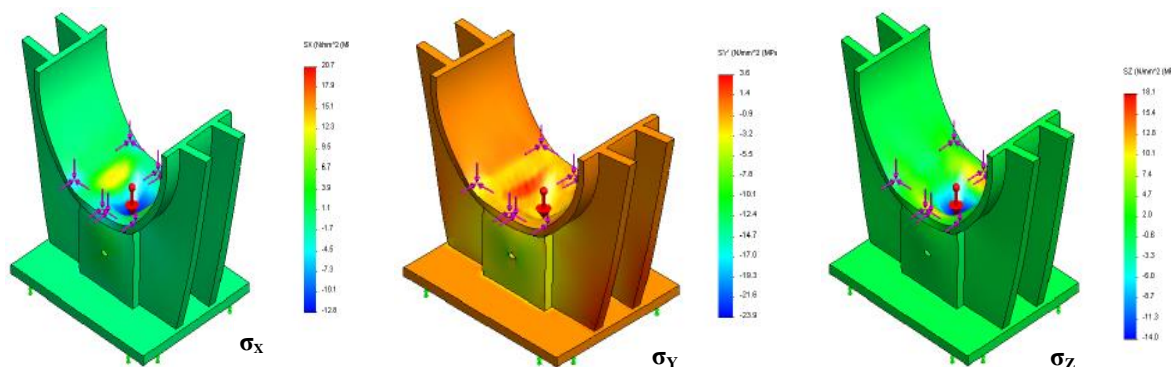


Figura 5. Tensão Normal (σ_x) e de Flexão (σ_y e σ_z) do Suporte SP-08

As tensões atuantes nos suportes: SP-04; SP-05; SP-06; SP-07; SP-08 e SP-21, das canaletas 1 e 2, atendem os limites admissíveis das normas *ASME B31.1* e *MSS-SP-58*.

7. CONCLUSÕES

O desenvolvimento do projeto de um suporte típico para ser utilizado nas canaletas do Circuito Primário do Reator IEA-R1 foi realizado de acordo com os requisitos do código *ASME B31.1*, a norma dos construtores de válvulas e acessórios para tubulação *MSS-SP-58* e o *Bulletin WRC-353*.

Os resultados obtidos com o modelo de cálculo na simulação numérica do suporte mostram o pleno atendimento aos limites prescritos nas normas, o que permite a operação em segurança do Reator Nuclear de Pesquisa IEA-R1.

8. AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem a colaboração de nossos colegas na execução desse trabalho, particularmente o grupo de operação do Reator IPEN IEA-R1.

9. REFERÊNCIAS

- The Babcock & Wilcox Co., (1957), “Open-Pool Research Reactor – Instituto de Energia Atômica”, Instruction Book – Vol. 1.
- Maiorino, J. R. *et al*, (1998), “The conversion and power upgrade of the IEA-R1”, “The International Reduced Enrichment for Test Reactor Conference”, SP Brasil.
- Faloppa, A. A. e Ting, D. K. S., (2002), “Safety of research reactors: IEA-R1 Ageing management”, AIEA – Projeto Arcal LXVIII “Seguridad de Reactores de Investigacion”, Lima – Peru.
- SolidWorks Premium (2010), SP4.0, Dassault Systems.
- Faloppa, A. A. e Fainer, G., (2015) “Análise de tensões das Tubulações do Circuito Primário do IEA-R1 na condição asbuilt”, IPEN, Centro de Engenharia Nuclear, Relatório Técnico nº IPEN-CEN-PSE-IEAR1-131-00 RELT-003-00
- Faloppa, A. A. e Fainer, G., Oliveira, C. A., Neto, M. M., (2015), “IEA-R1 Renewed Primary Coolant Piping Systems Stress Analysis”, International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2015, ABEN, ISBN: 978-85-99141-06-9.
- Bulletin WRC-353, (1990), Position Paper on Nuclear Plant Pipe Supports, Welding Research Council.
- Work Industrial, (2014), “Detalhamento Suportes: SP-04 & SP-08 e SP-21”, Desenho nº SUP-5292-TUB-010 ver. 2,
- ANSYS APDL, (2010), release 12.0, ANSYS Inc, User Manual.
- ASME (2007), The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Subsection NF, Supports, The American Society of Mechanical Engineers.
- MSS-SP-58, (2002), Pipe Hangers and Supports – Materials, Design and Manufacture, Manufacturers Standardization Society of the Valve and Fittings Industry.
- ASME Boiler & Pressure Vessel Code, (2007), “B31.1 – Power Piping”, ASME Code for Pressure Piping B31.

10. RESPONSABILIDADE AUTORMAL

Os autores são os únicos responsáveis pelo conteúdo deste trabalho.

IEA-R1 RESEARCH REACTOR PRIMARY COOLANT PIPING SUPPORT STRESS ANALYSIS

Altair A. Faloppa¹, afaloppa@ipen.br
Gerson Fainer¹, gfainer@ipen.br
Carlos A. de Oliveira¹, calberto@ipen.br
Miguel Mattar Neto¹, mmattar@ipen.br

¹Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN / CNEN – SP
Av. Professor Lineu Prestes, 2242 005508, São Paulo, Brasil

Abstract. *The IEA-R1 is a Research Reactor designed and built by Babcox-Wilcox and operated by IPEN- Instituto de Pesquisas Energeticas e Nucleares since 1957. In the last 25 years IPEN has conducted a significative modernization program focused on life time management. Among the modification, equipment of the coolant system were replaced or refurbished, specifically heat exchangers, primary and secondary pumps and water treatment system. The reactor coolant system is responsible for removing the thermal heat generated by U-235 fission inside the nuclear reactor core. The coolant system is divided in primary and secondary subsystems. In 2014 a partial renewal of the primary piping system was conducted. As a result some piping supports were refurbished and redesigned. This paper presents the stress analysis calculation model applied in one of the redesigned piping support considering design conditions and relevant forces.*

Keywords: *Nuclear Research Reactor, Piping support, Piping, Stress analysis.*