

Aproximação para Cálculo da Pressão Máxima na Contenção de Reatores Refrigerados a Água Leve Pressurizada

Adriano Lobo de Souza
Departamento de Tecnologia de Reatores
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN
Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN/SP

Gilberto Alves dos Santos
Departamento de Desenvolvimento de Sistemas
Coordenadoria para Projetos Especiais - COPESP
Ministério da Marinha - MM

RESUMO

Desenvolveu-se uma aproximação para o cálculo da pressão máxima em contenções "secas" de centrais nucleares "PWR" resultante de um Acidente de Perda de Refrigerante Primário - APRP.

A expressão proposta é função da energia total liberada para a atmosfera da contenção pelo circuito primário, do volume livre da contenção e da área de troca de calor das estruturas.

Os resultados obtidos mostram boa concordância com os apresentados em Relatórios Finais de Análise de Segurança - RFAS, de várias centrais nucleares "PWR". Os erros concentram-se dentro de uma faixa de $\pm 12\%$.

ABSTRACT

A correlation was developed to estimate the maximum pressure of dry containment of PWR following a Loss-of-Coolant Accident - LOCA.

The expression proposed is a function of the total energy released to the containment by the primary circuit; of the free volume of the containment building and of the total surface area of the heat-conducting structures.

The results show good agreement with those present in Final Safety Analysis Report - FSAR of several PWR's plants. The errors are in the order of $\pm 12\%$.

1. Introdução

A principal função da contenção de reatores nucleares é atuar como uma barreira retentora de pressão contra liberação incontrollada de radionúclídeos e evitar a fuga destes para o meio ambiente externo.

Para cumprir este objetivo, o envoltório estrutural da contenção deve ser capaz de suportar a pressão máxima resultante do Acidente Básico de Projeto - ABP.

O ABP atualmente aceito pelos órgãos licenciadores é um Acidente de Perda de Refrigerante Primário - APRP, por grande ruptura tipo guilhotina. Este acidente produz a pressão de pico máximo, resultante da rápida despressurização do refrigerante primário através da ruptura em uma das tubulações do circuito. Essa pressão é resultante principalmente do calor armazenado no refrigerante primário e de energias originadas do núcleo do reator.

Para centrais nucleares a água leve pressurizada - "PWR", com contenções "secas", a pressão máxima resultante do ABP é fortemente dependente dos primeiros 20 (vinte) segundos deste acidente, e portanto próximo ao valor de pico máximo durante a despressurização.

Portanto, uma avaliação da pressão máxima alcançada no interior da contenção de um "PWR" durante a fase de despressurização é fundamental para o projeto e análise de segurança deste tipo de reator com contenção "seca".

Existem correlações na literatura que fornecem métodos envolvendo técnicas iterativas [1] e leituras gráficas [1,2] para a estimativa da pressão máxima na contenção. Estes procedimentos porém tendem a introduzir erros adicionais de leitura e iterações exaustivas.

2. Modelo Matemático

Para a determinação desta aproximação para o cálculo da sobre-pressão durante a despressurização quando de um APRP, três parâmetros físicos devem ser previamente conhecidos, a saber:

- i. E_c = Energia total liberada pelo circuito primário para o volume livre da contenção durante a despressurização.
- ii. V_c = Volume livre da contenção.
- iii. A_t = Área de troca de calor com as estruturas e os internos da contenção.

O volume livre da contenção V_c e a área de troca de calor A_t são dados que podem ser estimados geometricamente para cada central. A energia total liberada pode ser calculada considerando as suposições discutidas a seguir.

2.1. Adição de Massa

Admite-se que a massa do líquido dentro do circuito primário pode ser dada por:

$$M_p = \bar{\rho}_p \cdot V_p \quad (1)$$

sendo

M_p massa do refrigerante primário (kg)

$\bar{\rho}_p$ massa específica média do refrigerante primário (kg/m³)

V_p volume do circuito primário (m³)

onde $\bar{\rho}_p$ pode ser obtida através de um ajuste polinomial das tabelas de propriedades da água e vapor [3]. Assim:

$$\frac{1}{\bar{\rho}_p} = a + b \cdot \bar{T} + c \cdot \bar{T}^2 \quad (2)$$

sendo

\bar{T} temperatura média do refrigerante primário (°C) (280 - 330 °C)

$$a = 2,771481 \cdot 10^{-3}$$

$$b = -1,350533 \cdot 10^{-5}$$

$$c = 2,955486 \cdot 10^{-8}$$

2.2. Adição de Energia

A energia liberada pode ser dada por:

$$E_p = M_p \cdot \bar{h} \quad (3)$$

sendo

\bar{h} entalpia específica média do refrigerante primário (MJ/kg)

E_p energia armazenada no circuito primário (MJ)

onde \bar{h} pode ser obtida similarmente a $\bar{\rho}_p$. Assim:

$$\bar{h} = d + e \cdot \bar{T} \quad (4)$$

sendo

$$d = -3,703771 \cdot 10^{-1}$$

$$e = 5,708290 \cdot 10^{-3}$$

E pode-se assumir com boa margem de segurança que $E_c = E_p$, onde E_c é a energia liberada para a contenção.

2.3. Aproximação para a Sobrepressão na Contenção

Os parâmetros físicos E_c , V_c , e A_t foram considerados como preponderantes no cálculo da sobrepressão. Utilizou-se o código computacional CONTEMPT-LT [4] simulando a fase de despressurização de um APRP tipo guilhotina na perna quente do reator da central nuclear Angra-1 [5]. Considerou-se como caso referência a condição nominal de operação desse reator e variou-se E_c , V_c e A_t de acordo com a tabela 1. Para a transferência de calor entre a atmosfera da contenção e as estruturas utilizou-se a correlação de Uchida, a qual é uma das opções internas do código CONTEMPT-LT.

Tabela 1. Variação dos parâmetros E_c , V_c e A_t em torno da condição nominal de operação da central nuclear Angra-1.

Parâmetro	Variação
E_c	-30 a +30%
V_c	-50 a +50%
A_t	-50 a +50%

A aproximação proposta para a sobrepressão é dada por:

$$\Delta P = \frac{E_c}{V_c} \cdot \left(X_1 + X_2 \cdot \left(\frac{A_t}{V_c} \right) \right) \quad (5)$$

onde

E_c em MJ

V_c em m^3

A_t em m^2

ΔP em bar

Relacionando os resultados obtidos com as variações anteriormente descritas, simuladas com o código CONTEMPT-LT, obteve-se os seguintes valores para X_1 e X_2 :

$$\begin{aligned} X_1 &= +0,664 \\ X_2 &= -0,057 \text{ m} \end{aligned} \tag{6}$$

3. Análise dos Resultados

Com as expressões (5), (6) e os dados de algumas centrais nucleares "PWR" com contenção "seca", obteve-se os resultados mostrados na tabela 2, e a comparação das sobrepressões calculadas com a aproximação proposta e aquelas obtidas do Relatório Final de Análise de Segurança - RFAS está ilustrada na figura 1.

Dos resultados obtidos com a aproximação proposta, nota-se uma variação em torno de + 12% da sobrepressão do RFAS. Esta diferença é considerada satisfatória tendo em vista que os dados obtidos pelo RFAS refletem diferentes suposições relativas ao desempenho do circuito primário, sistemas de injeção de segurança e a própria predição da pressão na contenção utilizando várias correlações de transferência de calor entre o ambiente da contenção e as estruturas.

4. Conclusão

A aproximação desenvolvida neste trabalho fornece a sobrepressão máxima na fase de depressurização resultante de um APRP. Este valor acrescido de um fator multiplicativo adequado pode ser adotado como parâmetro limitante para avaliações preliminares de projeto da contenção e sistemas associados.

As variáveis consideradas representam os fatores que mais contribuem para a sobrepressão na contenção, sendo relacionadas de maneira simplificada e de rápido manuseio. Na maioria dos casos estudados, o resultado desta aproximação fornece valores acima daqueles obtidos com soluções mais precisas, mostrando um conservantismo desejável.

Tabela 2. Dados e resultados no cálculo da sobrepressão máxima na contenção com a aproximação desenvolvida.

Central Nuclear	Energia Liberada $\times 10^5$ MJ	Volume livre da contenção m^3	Área de troca de calor m^2	Pressão máxima da despressurização - RFAS bar	Pressão calculada bar	$\Delta\%$
1 Angra-1 5	1,6226761	36811,90	23831,50	2,848	2,764	-2,9
2 Marble Hill 6	3,2443186	77871,33	40328,65	2,741	2,643	-3,6
3 Calvert Cliffs	3,0984798	56633,69	16536,76	3,247	3,542	+9,1
4 Crystal River-4	3,2657648	56633,69	26012,85	3,592	3,678	+2,4
5 Davis-Besse	3,1697454	79287,17	23504,47	2,482	2,587	+4,2
6 Diablo Canyon-2	3,4669802	73906,97	29562,79**	2,896	3,008	+3,9
7 Hutchinson Island-1	3,0919575*	70792,12	28316,85**	2,689	2,801	+4,2
8 Kewaunee-2	1,8496532*	33697,05	13478,82**	3,151	3,520	+11,7
9 Midland-1	3,2657648	47289,13	19881,25	4,137	4,420	+6,8
10 Millstone-2	3,0817430	52187,95	19881,25	3,385	3,793	+12,1
11 Oconee-1	3,1827369	54085,18	19602,54	3,654	3,786	+3,6
12 Rancho Seco-1	3,2657648	56775,28	16722,55	3,702	3,723	+0,5
13 H. B. Robinson-2	2,5151924	59465,38	17187,06	2,606	2,739	+5,1
14 Seabrook-1	2,6536683	53802,01	21520,80**	3,502	3,163	-9,7
15 Surry-1	2,9236803	52669,33	21067,73**	3,245	3,559	+9,7
16 Trojan-1	3,4782413	56067,36	20067,06	3,654	3,993	+9,3
17 Turkey-3/4	2,5066422	43891,11	17187,06	3,447	3,665	+6,3

* Não disponível no RFAS (estimada com a expressão (3)).

** Não disponível no RFAS (estimada supondo $A_L/V_C = 0,4$).

Obs.: Dados das centrais nucleares de 3 a 17 foram obtidos da referência |2|.

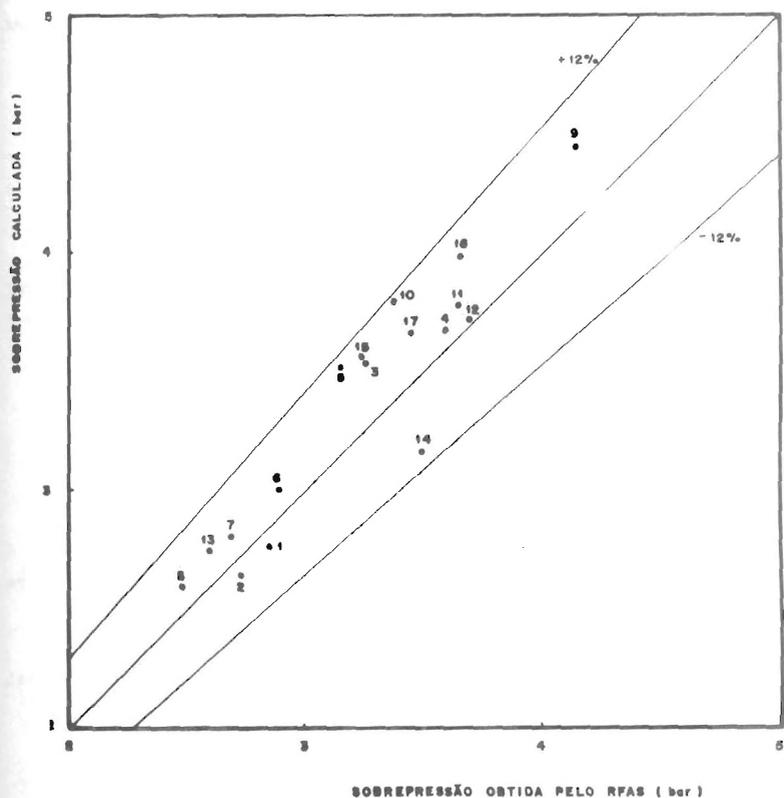


FIGURA 1 - SOBREPRESSÃO MÁXIMA NA CONTENÇÃO OBTIDA PELO RFAS COMPARADA COM A SOBREPRESSÃO CALCULADA COM A APROXIMAÇÃO PROPOSTA. O NÚMERO DE CADA PONTO NO GRÁFICO CORRESPONDE À CENTRAL NUCLEAR DESCRITA NA TABELA 2.

Agradecimentos

Os autores são gratos ao Dr. José Messias de Oliveira Neto pelos valiosos comentários dados neste trabalho e pelo apoio técnico-científico recebido pelas Instituições afiliadas, e em especial ao Dr. Gilberto Gomes de Andrade.

Referências

- [1] A. R. Edwards, *Estimation of Accident Pressure and Temperature Rises in Containment Vessels*, Nuclear Safety, Vol. 4(1):75-80, (1962).
- [2] D. C. Slaughterbeck, *Correlations to Predict the Maximum Containment Pressure Following a Loss-of-Coolant Accident in Large Pressurized Water Reactor With Dry Containments*, Idaho Nuclear Corporation Report, IN-1468, (1971).
- [3] E. Schmidt, *Properties of Water and Steam in SI-Units*, Springer-Verlag, Berlin Heidelberg New York (1982).
- [4] L. L. Wheat, R. J. Wagner, G. F. Niedraner e C. F. Chain, *CONTEMPT-LT, A Computer Program for Predicting Containment Pressure-Temperature Response to a Loss-of-Coolant Accident*, ANCR 1219, (1975).
- [5] Furnas Centrais Elétricas S. A., *Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, Unit 1*, Final Safety Analysis Report, Vol. 7.
- [6] Public Service Indiana, *Marble Hill Nuclear Generating Station, Units 1 and 2*, Final Safety Analysis Report, Vol. 7.