



CNEN/SP

ipen Instituto de Pesquisas
Energéticas e Nucleares

**METODOLOGIA SIMPLIFICADA PARA ANÁLISE DA
CONTENÇÃO DE ANGRA 1**

Thadeu das Neves CONTI, Adriano Lobo de SOUZA e Gsiand SABUNDJIAN

IPEN-PUB--342

IPEN-PUB-342

AGOSTO/1991

SÃO PAULO

**METODOLOGIA SIMPLIFICADA PARA ANÁLISE DA CONTENÇÃO
DE ANGRA 1**

Thadeu das Neves CONTI, Adriano Lobo de SOUZA e Gaiáné SABUNDJIAN

DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES

**CNEN/SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
SÃO PAULO - BRASIL**

Série PUBLICAÇÃO IPEN

INIS Categories and Descriptors

E32.00

**ANGRA-1 REACTOR
REACTOR ACCIDENTS
SIMULATION
LOSS OF COOLANT
R CODES
C CODES
REACTOR SAFETY
COMPARATIVE EVALUATIONS**

IPEN - Doc - 4042

Aprovado para publicação em 13/06/11.

Nota: A redação, ortografia, conceitos e revisão final são de responsabilidade do(s) autor(es).

**METODOLOGIA SIMPLIFICADA PARA ANÁLISE DA
CONTENÇÃO DE ANGRA 1 ***

Thadeu das Neves CONTI, Adriano Lobo de SOUZA e Gaianê SABUNDJIAN

Comissão Nacional de Energia Nuclear -SP
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
Caixa Postal 11049 Pinheiros
05499 - São Paulo - Brasil

RESUMO

Este trabalho propõe a verificação de uma metodologia simplificada de análise a fim de simular um Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Grande Ruptura na Central Nuclear de Angra 1. Para isso, analisou-se a evolução temporal da pressão e temperatura na contenção desta central através dos Códigos RELAP5/MOD1, RELAP4/MOD5 e CONTEMPT-LT. Os dados obtidos foram comparados com aqueles do Relatório Final de Análise de Segurança de Angra 1, e também com aqueles obtidos através de um modelo detalhado. Os resultados apresentados com esta nova metodologia, bem como o pequeno tempo computacional de simulação, mostraram-se satisfatórios quando da avaliação preliminar de parâmetros globais de Angra 1.

*Trabalho apresentado no II Congresso Geral de Energia Nuclear, realizado no Rio de Janeiro, de 23 a 26 de Abril de 1988.

SIMPLIFIED METHODOLOGY FOR ANGRA 1 CONTAINMENT ANALYSIS*

Thadeu das Neves CONTI, Adriano Lobo de SOUZA e Gaiânê SABUNJIAN

Comissão Nacional de Energia Nuclear - SP

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

Caixa Postal 11049 - Pinheiros

05499 - São Paulo - Brasil

ABSTRACT

A simplified methodology of analysis was developed to simulate a Large Break Loss of Coolant Accident in the Angra 1 Nuclear Power Station. Using the RELAP5/MOD1, RELAP4/MOD5 and CONTEMPT-LT Codes, the time variation of pressure and temperature in the containment was analysed. The obtained data was compared with the Angra 1 Final Safety Analysis Report, and too those calculated by a Detailed Model. The results obtained by this new methodology such as the small computational time of simulation, were satisfactory when getting the preliminar avaluation of the Angra 1 global parameters.

*This paper was presented in the II Brazilian Meeting on Nuclear Energy, held at Rio de Janeiro - RJ, April 23-26, 1988.

1. INTRODUÇÃO

O acidente básico de projeto considerado na avaliação de uma instalação nuclear corresponde ao Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Grande Ruptura - APRPGR na perna fria de circuito primário de refrigeração do reator. Este acidente pode comprometer a instalação, assim como também toda a população circunvizinha a esta. Deste modo, tem-se a necessidade de se buscar informações seguras sobre o comportamento da instalação nuclear mediante este acidente.

A análise deste acidente necessita geralmente de programas de cálculo que requerem tempo e memória computacional muito grande, sem contar com o tempo gasto na montagem do modelo usado para a análise. Porém, quando se deseja apenas uma estimativa preliminar do comportamento global da central nuclear, não há necessidade de um detalhamento rigoroso na modelagem adotada.

Levando-se em consideração este fato apresenta-se neste trabalho um estudo sobre o comportamento da pressão e temperatura no edifício da contenção de Angra 1 mediante um APRPGR na perna fria do reator, a fim de se avaliar uma nova metodologia simplificada de análise, utilizando-se para isto um modelo simplificado e um Código computacional avançado (RELAP5/MOD1) [1]. Para comparação dos resultados utilizou-se um modelo detalhado aplicado ao Código computacional RELAP4/MOD5 [2].

Os dados de adição de massa e energia da contenção gerados pelos Códigos RELAP4/MOD5 e RELAP5/MOD1 alimentam a entrada do Código CONTEMP-LT [3], e este por sua vez fornece, o perfil temporal de pressão e temperatura na contenção.

Assim para efeito de análise de resultados comparou-se os perfis temporais de pressão e temperatura na contenção obtidos através dos Códigos RELAP5/MOD1, RELAP4/MOD5 e CONTEMP-LT com aqueles descritos no "Final Safety Analysis Report" - FSAR de Angra 1 [4].

2. DESCRIÇÃO SUCINTA DOS CÓDIGOS COMPUTACIONAIS

O Código RELAP5/MOD1 [1] desenvolvido pelo Laboratório Nacional de Engenharia de Idaho, é uma versão mais elaborada do Código RELAP4/MOD5 e foi feito principalmente para analisar o comportamento termohidráulico da fase de despressurização, de um Acidente de Perda de Refri

gerante Primário por Pequenas Rupturas - APRPPR de Reatores Nucleares refrigerados a Água leve Pressurizada - RAP. Devido as características deste tipo de acidente este código é capaz de modelar com grande detalhamento geométrico todo o sistema de resfriamento primário do reator. Para simulação de transitórios o Código utiliza o modelo de dois fluidos, composto das equações de conservação de massa para a fase líquida e para a fase gasosa, conservação de quantidade de movimento para a fase líquida e para a fase gasosa e conservação de energia para a mistura.

O Código computacional RELAP4/MOD5 [2], desenvolvido também pelo Laboratório Nacional de Engenharia de Idaho foi feito principalmente para descrever o comportamento transitório termohidráulico de reatores nucleares refrigerados a água, sujeitos a acidentes postulados tais como: perda de refrigerante primário, parada de bomba, etc. O Código RELAP4/MOD5 é um dos primeiros códigos de grande porte feitos para analisar transientes em uma central nuclear. Para a simulação de transitórios, este código utiliza as equações de conservação de massa, quantidade de movimento e energia para a mistura, em uma única dimensão. Possui também um pacote de equações de transferência de calor e cinética pontual.

O Código CONTEMPT-LT [3] foi desenvolvido pela Aerojet Nuclear Company e seu principal objetivo é prever o comportamento de longa duração da contenção de reatores nucleares a água leve sujeitos a condição do Acidente de Perda de Refrigerante Primário - APRP, podendo também ser aplicado para sistemas de contenção experimental. Para isso, o Código calcula a variação temporal de pressão, temperatura, massa e energia nos compartimentos da contenção e troca de energia entre compartimentos, assim como a distribuição de temperatura nas estruturas de calor. O Código ainda prevê, efeitos de penetração e pequenas fugas por rachaduras no compartimento da contenção, podendo descrever sistemas de segurança por ventiladores e por aspergidores. Dentro da contenção, os modelos permitem o cálculo de ebulição em piscina ou evaporação, bem como, cálculos de condensação na região de vapor.

3. MODELAGEM UTILIZADA

Visando avaliar a metodologia simplificada executada pelo Código RELAP5/MOD1, simulou-se um acidente básico de projeto descrito no capítulo 15 de Análise de Acidentes do FSAR de Angra 1 [4].

A modelagem simplificada utilizada pelo Código RELAP5/MOD1 possui 9 volumes de controle e 8 junções de conexão entre os volumes. Como pode ser visto na figura 1 a modelagem inclui o vaso do reator e dois circuitos primários de refrigeração, contendo cada um uma perna fria e lado primário do gerador de vapor. Pelo fato de não se modelar as bombas do primário, a vazão inicial através do circuito é zero. Em face destas hipóteses não foram consideradas as estruturas de troca de calor ao longo do circuito. Os dados geométricos e operacionais utilizados neste modelo são os mesmos adotados na modelagem detalhada.

Já a modelagem detalhada [5] utilizada pelo Código RELAP4/MOD5 considera 36 volumes de controle que são conectados entre si por 48 junções sendo que a transferência de calor no reator e no restante do circuito é feita por meio de 25 estruturas de troca de calor, como pode ser visto através da figura 2.

A figura 3 apresenta um modelo simplificado adotado para simular a contenção de Angra 1, onde as seguintes hipóteses básicas foram assumidas:

- a contenção é considerada um sistema adiabático, isto é, não troca calor com a atmosfera externa;
- não são consideradas perdas de massa e energia através do edifício da contenção;
- para efeito de troca de calor dentro da contenção, foram consideradas duas estruturas de calor médias, uma para o concreto ou tra para o aço;
- não foram consideradas as gerações de calor de decaimento e reação metal-água; e
- não foi considerada a atuação do Sistema de Injeção de Emergência e de nenhum sistema auxiliar de resfriamento dentro da contenção, como por exemplo, aspersores, ventiladores, etc.

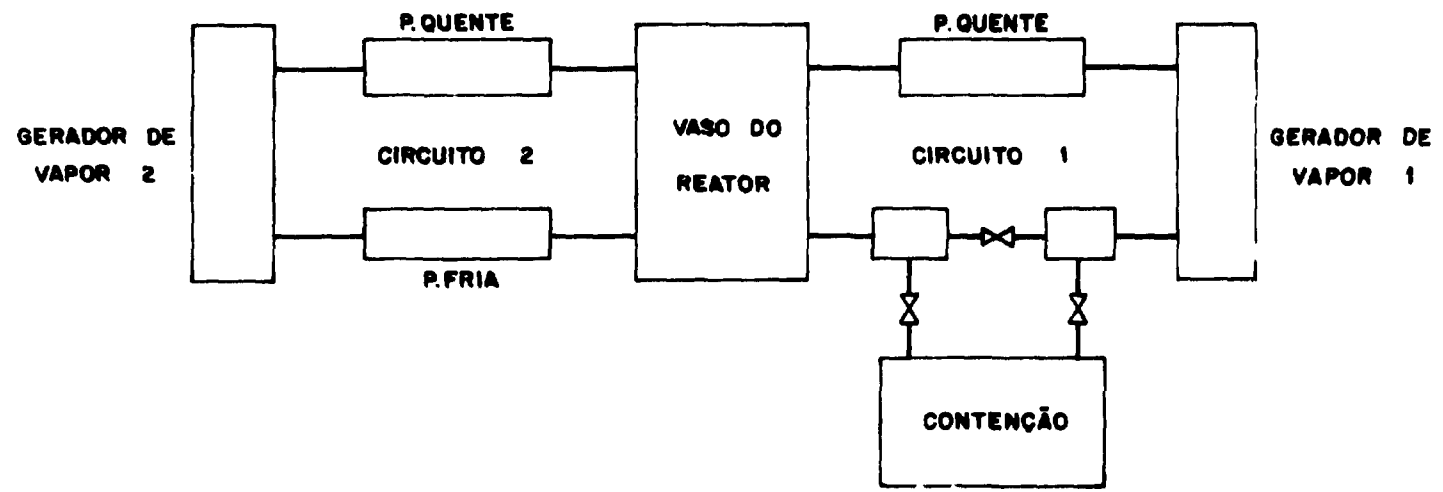


FIGURA 1 - ESQUEMA DE MODELAGEM SIMPLIFICADA UTILIZADA PELO CÓDIGO RELAP 5 / MOD.1.

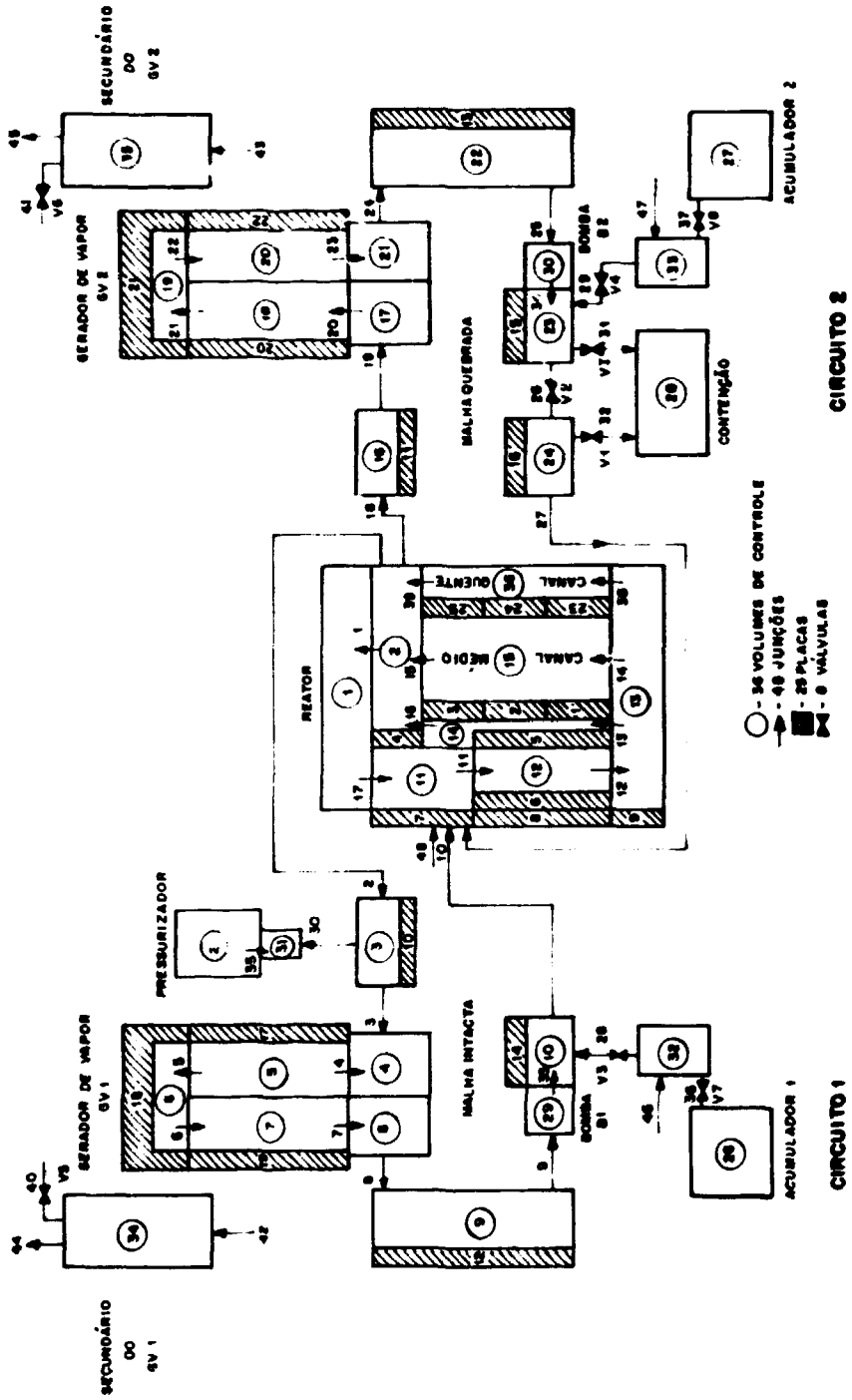


FIGURA 2 - MODELAGEM DE ANGRA 1 PARA O CÓDIGO RELAP 4 / MOD. 5

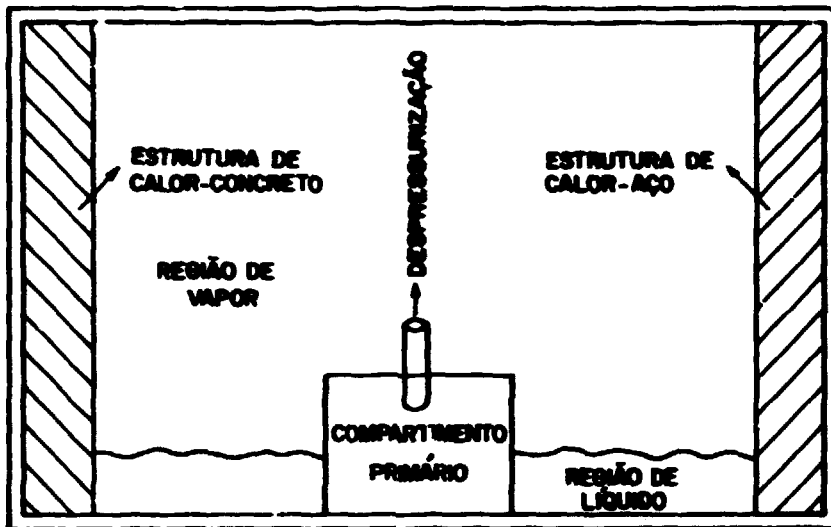


FIGURA 3 - MODELO SIMPLIFICADO DA CONTENÇÃO

4. ANÁLISE DOS RESULTADOS

A partir das taxas de adição de massa e energia liberadas para a contenção na fase de depressurização obtidos através dos modelos simplificado e detalhado (os acumuladores não foram acionados durante a simulação) utilizando-se, respectivamente, os Códigos RELAP5/MOD1 e RELAP4/MOD5, a distribuição temporal da pressão e da temperatura na contenção é calculada através do Código CONTEMP-LT.

Ressalta-se que a análise é baseada somente nos 20 segundos iniciais de transiente, pois não foram considerados o resfriamento por meio dos aspergidores e ventiladores, nem a atuação do Sistema de Injeção de Emergência.

A figura 4 apresenta a evolução temporal da pressão na contenção obtida pelo FSAR e pelo Código CONTEMP-LT. Observa-se que os resultados obtidos com o modelo simplificado (CONTEMP-LT/RELAP5/MOD1) são bastante próximos do esperado, embora o pico de pressão seja subestimado em relação ao obtido pelo FSAR. Já os resultados obtidos pelo modelo detalhado (CONTEMP-LT/RELAP4/MOD5), embora conservativos quando comparados com o FSAR e com o Código CONTEMP-LT/RELAP5/MOD1, apresentou um

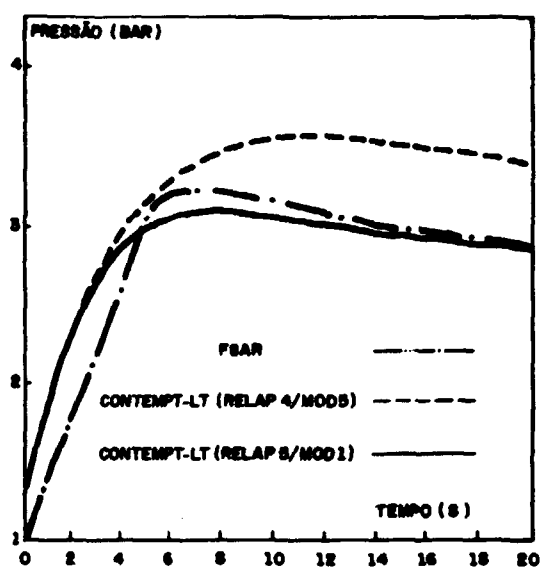


FIGURA 4 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO NA CONTENÇÃO

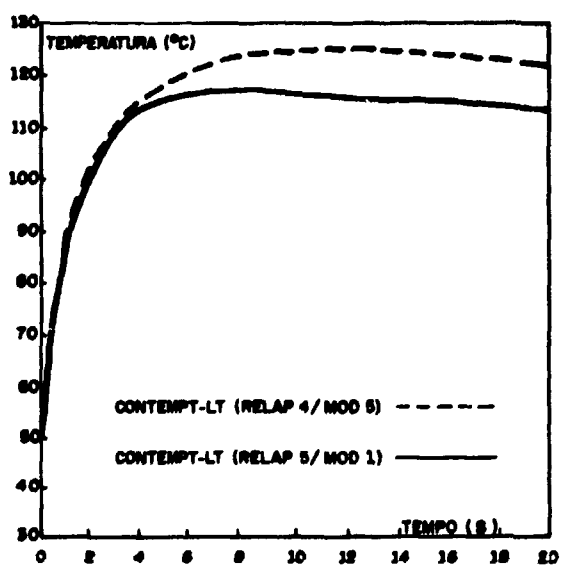


FIGURA 5 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA NA CONTENÇÃO

valor distinto tanto no pico de pressão quanto no tempo em que este é atingido no edifício da contenção. Este resultado já era esperado, devido ao conservantismo dos resultados de adição de massa e energia gerados com o Código RELAP4/MOD5.

A figura 5 apresenta a evolução temporal da temperatura na contenção obtida com os modelos simplificado e detalhado. Como era previsto, os valores de temperatura obtidos através dos Códigos CONTEMPT-LT/RELAP4/MOD5 superestimam aqueles obtidos com os Códigos CONTEMPT-LT/RELAP5/MOD1, não ultrapassando a diferença de 8,5%.

5. CONCLUSÃO

Sendo que o objetivo fundamental deste trabalho é avaliar a metodologia simplificada executada pelo código RELAP5/MOD1, através de um APRPGR na perna fria do reator e tomando-se como base a evolução temporal da pressão e temperatura na contenção de Angra 1, obtidos com o Código CONTEMPT-LT, pode-se afirmar que esta metodologia mostrou-se satisfatória quando da avaliação preliminar de parâmetros globais desta central.

O tempo de execução do modelo simplificado em relação ao obtido pelo modelo detalhado, para o mesmo tempo total de simulação do acidente, foi da ordem de seis vezes menor, mostrando que foi obtida uma economia computacional desejada.

Apesar da capacidade de prever parâmetros globais típicos de uma Central Nuclear, e da economia no tempo computacional de simulação, um estudo mais exaustivo deve ser realizado com a metodologia simplificada proposta, a fim de se verificar mais profundamente a abrangência e a validade nos diversos transientes e problemas relativos à Segurança Nuclear.

6. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] RELAP5/MOD1 code manual: system models and numerical methods. Idaho Falls, E G and G Idaho, Inc., 1982. (NUREG-CR-1826 , EGG-270)