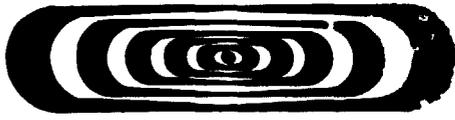


BR 92 29128

ISSN 0101-3084



CNEN/SP

ipen Instituto de Pesquisas
Energéticas e Nucleares

**ANÁLISE DA VARETA COMBUSTÍVEL DE ANGRA-1 DURANTE
O ACIDENTE DE PERDA DE REFRIGERANTE PRIMÁRIO POR
GRANDE RUPTURA**

Gaionê SABUNDJIAN, Thadeu das Neves CONTI e Adolfo MARÇA NETO

IPEN-Pub-362

SETEMBRO/1991

SÃO PAULO

**ANÁLISE DA VARETA COMBUSTÍVEL DE ANGRA-1 DURANTE O
ACIDENTE DE PERDA DE REFRIGERANTE PRIMÁRIO
POR GRANDE RUPTURA**

Gaiand SABUNDJIAN, Thadeu das Neves CONTI e Arlolfo MARRA NETO

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
LOSS OF COOLANT
FUEL RODS**

IPEN - Doc - 4058

Aprovado para publicação em 13/06/91.

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

**ANÁLISE DA VARETA COMBUSTÍVEL DE ANGRA-1 DURANTE O ACIDENTE DE
PERDA DE REFRIGERANTE PRIMÁRIO POR GRANDE RUPTURA***

Gaianê SABUNDJIAN, Thadeu das Neves CONTI e Adolfo MARRA NETO

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

RESUMO

Este trabalho tem como principal objetivo o estudo do comportamento das varetas combustíveis do reator nuclear Angra 1, quando da postulação do Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Grande Ruptura - APRPGR na perna fria do Circuito Primário. Para o estudo em questão foi considerado apenas a fase de despressurização, onde as etapas da metodologia utilizadas, são as seguintes: análise da fase de despressurização do APRPGR com o código RELAP4/MOD5 (opção EM); análise do canal quente durante a 1ª fase do APRPGR com o Programa RELAP4/MOD5 (opção EM); e análise do desempenho da vareta combustível, durante o APRPGR com o código FRAP-T6. Os resultados obtidos com os códigos RELAP4/MOD5 e FRAP-T6 foram comparados com os resultados existentes no "Final Safety Analysis Report" - FSAR de Angra 1.

* Trabalho apresentado no III Congresso Geral de Energia Nuclear, realizado no Rio de Janeiro-RJ, de 22 a 27 de Julho de 1990.

**ANALYSIS OF ANGRA-1 FUEL ROD DURING THE LARGE
BREAK LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT ***

Gaianê SABUNDJIAN, Thadeu das Neves CONTI and Adolfo MARRA NETO

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

ABSTRACT

The main objective of this work is to study the fuel element behavior of the Angra 1 Nuclear Reactor, during a large loss of coolant accident caused by a rupture of the cold leg. Only the blowdown phase was considered. For this study the steps described below were done: - analysis of the blowdown phase was performed with the computational code RELAP4/MOD5 (option EM); analysis of the hot channel during the blowdown was made using the computational code RELAP4/MOD5 (option EM); analysis of the fuel element performance during the accident with the computational code FRAP-T6. The results obtained in the steps above were compared with data presented in the Angra 1 Final Safety Analysis Report.

7

* This paper was presented in the III Brazilian Meeting on Nuclear Energy, held at Rio de Janeiro-RJ, July 22-27, 1990.

INTRODUÇÃO

O Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Grande Ruptura - APRPGR na perna fria do reator, é considerado o acidente básico de projeto de Centrais Nucleares que utilizam reatores à água leve pressurizada - RAP. Este tipo de acidente consiste na ruptura total da tubulação do Sistema de Resfriamento do núcleo, com a perda quase que total e instantânea do fluido refrigerante, com consequente despressurização de todo circuito Primário (1).

No decorrer do APRPGR deve-se manter a integridade do núcleo do reator, afim de não causar liberação de material radioativo que resulte em um risco indevido à saúde pública e que não exceda os critérios de licenciamento da Planta.

Como primeiro estudo da avaliação completa da metodologia deste acidente, analisou-se o desempenho do combustível nuclear durante a fase de despressurização do APRPGR, afim de se obter o comportamento termomecânico das varetas. Os programas utilizados nesta análise foram os códigos REPAL4/MOD5 (2) e FRAP-T6 (3).

CARACTERÍSTICAS DOS CÓDIGOS UTILIZADOS

PROGRAMA RELAP4

Os Programas computacionais da linha RELAP4 (2) são bastante versáteis e simulam o comportamento termo-hidráulico de reatores refrigerados à água leve, na análise de transientes acidentais. Eles consideram o sistema termo-hidráulico a ser analisado como uma série de volumes de controle conectados entre si por junções, com transferência de calor sendo efetuada através das estruturas de troca de calor situadas entre os volumes.

Estes códigos resolvem as equações de balanço de massa, quantidade de movimento e energia para cada um dos volumes de controle, supondo que o fluido é homogêneo com escoamento unidimensional e que as fases de líquido e de vapor estão em equilíbrio térmico (1).

PROGRAMA FRAP-T

Os códigos de desempenho do combustível da série FRAP-T (3) analisam o comportamento de uma vareta combustível em condições hipotéticas de transientes e acidentes, estendendo-se de transientes operacionais suas a acidentes de Perda de Refrigerante Primário por Grande Ruptura - APRPGR e acidentes iniciados por reatividade. Eles são restritos à análise de combustível de dióxido de Urânio e Plutônio com revestimento de zircaloy.

INTERLIGAÇÃO RELAP4/FRAP-T

Para utilizar o código FRAP-T6 (3) necessita-se dos dados de entrada da vareta a frio, dos dados de entrada fornecidos por códigos da linha FRAPCON (4), que geram as condições para o estado estacionário da vareta combustível, e finalmente dos dados sobre o comportamento termo-hidráulico do canal durante o transiente, fornecido pelo código da linha RELAP4 (2).

Devido a grande quantidade de dados de entrada que retratam o comportamento termo-hidráulico para o código FRAP-T6, gerados pelo código RELAP4/MOD5, desenvolveu-se um Programa de Acoplamento afim de otimizar esta entrada. Portanto, a partir dos resultados gerados pelo código RELAP4/MOD5 os dados de entrada do FRAP-T6 podem ser lidos, interpretados e arquivados em disco ou fita para serem utilizados de maneira automática, isto é, sem a necessidade de serem digitados pelo usuário.

Dependendo da opção selecionada, dois tipos de conjuntos de dados termo-hidráulico distintos podem ser fornecidos ao FRAP-T6:

- OPÇÃO 1 - Histórico da pressão, da entalpia, da temperatura e da vazão na Câmara Superior e Inferior e em cada zona axial previamente definida na vareta; e
- OPÇÃO 2 - Histórico do coeficiente de transferência de calor, da pressão e da temperatura do refrigerante em cada zona axial previamente definida na vareta.

METODOLOGIA DE ANÁLISE

A metodologia de análise do desempenho do combustível referente a 1ª fase do acidente em questão, é inicialmente simular a Planta inteira, figura 1: vaso de pressão e seus internos associados; sistema de resfriamento primário do reator (pernas frias e quentes, geradores de vapor e bombas); e o sistema de resfriamento do secundário afim de fornecer condições de contorno para análise do canal quente e análise do desempenho da vareta combustível, respectivamente com os códigos RELAP4/MOD5 e FRAP-T6.

A modelagem do canal quente, figura 2, simulada pelo código RELAP4/MOD5 é constituída de 14 volumes de controle e por condições de contorno geradas durante a simulação da Planta inteira.

Para esta análise adotou-se as seguintes etapas (5):

1. análise do comportamento termo-hidráulico do núcleo do reator durante a fase de depressurização do APRPGR com o código RELAP4/MOD5 (opção EM - "EVALUATION MODEL") (2). Este estudo fornece condições de contorno (Histórico de Potência, Pressão, Temperatura, Título e Vazão Mássica) para análise do canal quente e desempenho da vareta com os Programas RELAP4/MOD5 e FRAP-T6 (3) respectivamente;
2. análise do canal quente durante a 1ª fase do acidente com o código RELAP4/MOD5 (opção EM); e
3. análise do desempenho da vareta combustível, durante o APRPGR com o Programa FRAP-T6.

A partir dos itens (2) e (3) desta metodologia comparou-se os resultados obtidos dos Códigos RELAP4/MOD5 e FRAP-T6 com o FSAR ("Final Safety Analysis Report") (5).

Hipóteses adotadas na simulação da 1ª fase do APRPGR:

- potência inicial do reator - 102% da potência nominal;
- início do APRPGR em $t = 0$ s;
- desligamento do reator em $t = 0$ s;

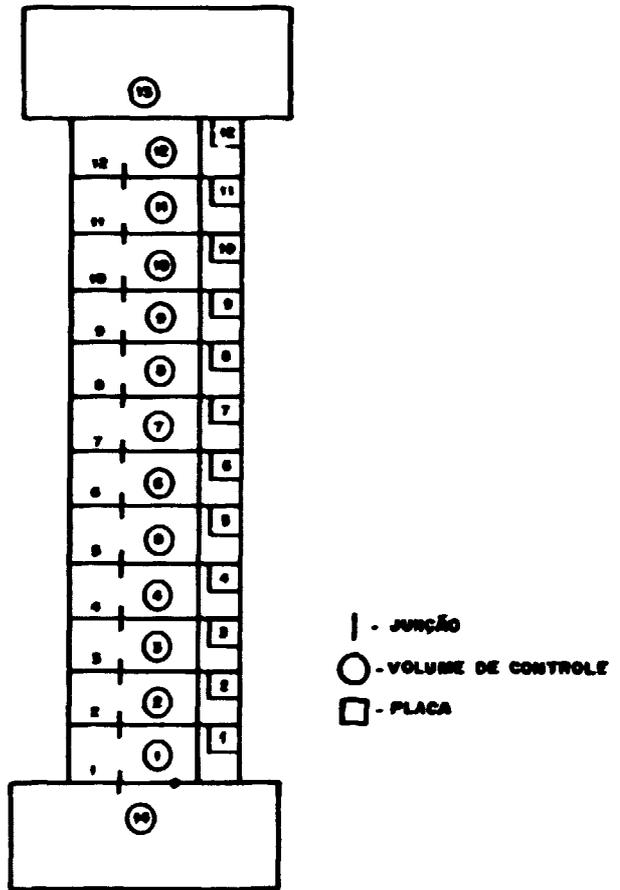


Figura 2 - Esquema do canal quente.

- desligamento das bombas em $t = 0$ s;
- desligamento da água de alimentação dos geradores de vapor em $t = 3,6$ s; e
- atuação dos acumuladores através do sistema de injeção de emergência em $p = 48,5$ bar.

ANÁLISE DOS RESULTADOS

As figuras 3-6 mostram os resultados da simulação da 1ª fase do APRPGR obtidos através da utilização da modelagem do canal quente.

Através da figura 4 nota-se que a evolução temporal da pressão no canal quente, durante a fase de despressurização calculado pelo Código RELAP4/MOD5 (opção EH), embora sejam menos conservativos, eles seguem o mesmo comportamento do FSAR.

A figura 5 mostra a evolução temporal da temperatura do refrigerante no ponto médio do canal quente e nas câmaras inferior e superior do vaso do reator. Nota-se que devido a diminuição da vazão mássica no canal quente a temperatura do refrigerante neste começa a subir mantendo-se abaixo dos níveis máximos permissíveis, graças a atuação do Sistema de Injeção de Emergência (SIE). Devido a baixa injeção de água no canal quente proveniente do SIE, em torno de 16 s, a temperatura do refrigerante no mesmo volta a subir.

As figuras de 7 a 12 apresentam os resultados da análise do desempenho do combustível com os Códigos RELAP4/MOD5, FRAP-T6 e FSAR.

Como pode ser visto através da temperatura central do combustível, figura 7, e da temperatura externa do revestimento, figura 8, os resultados obtidos com o Código FRAP-T6 substituem os dados gerados com o Código RELAP4/MOD5. No entanto, a oxidação externa do revestimento, figura 9, obtida com o Código FRAP-T6 superestima a do RELAP4/MOD5, porém, da ordem de 10^{-1} m. Deve-se frisar que a oxidação do revestimento obtida com os códigos acima mencionados estão bem abaixo (10^{-3} m) dos resultados apresentados pelo FSAR de Angra 1.

A figura 12 mostra que a tensão circunferencial do revestimento da

Figura 3 - Histórico de Pressão no Canal Quente

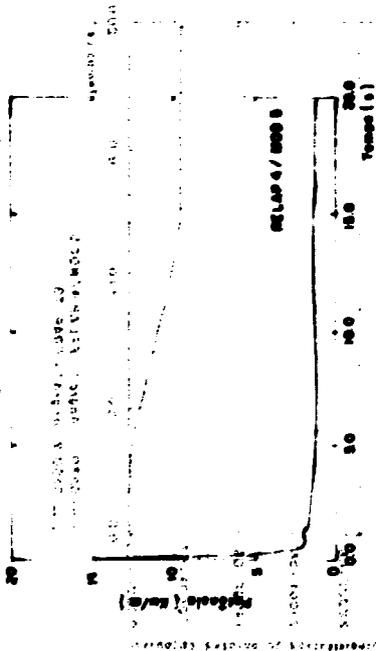


Figura 4 - Histórico de Temperatura do Painel

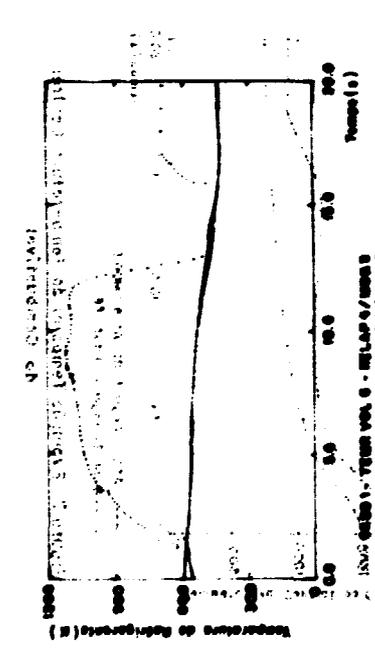


Figura 5 - Evolução Temporal da Temperatura do Canal Quente



Figura 6 - Evolução Temporal da Pressão no Canal Quente

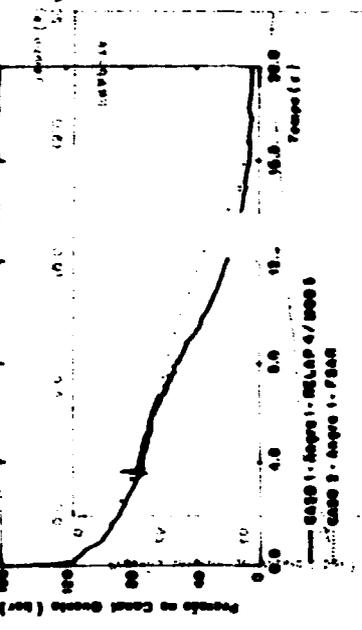


Figura 7 - Evolução Temporal da Temperatura do Painel

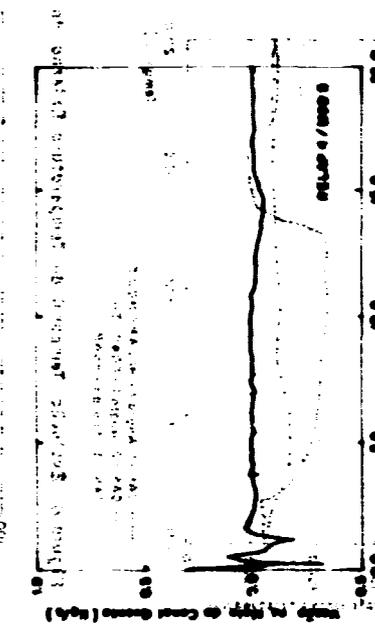


Figura 8 - Evolução Temporal da Pressão no Canal Quente



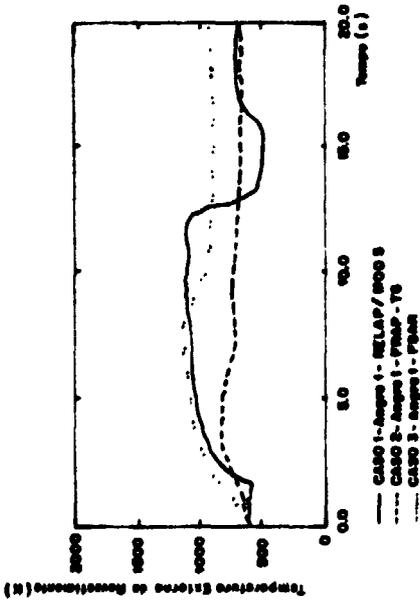


Figura 8 - Evolução Temporal da Temperatura Externa do Reaquecimento

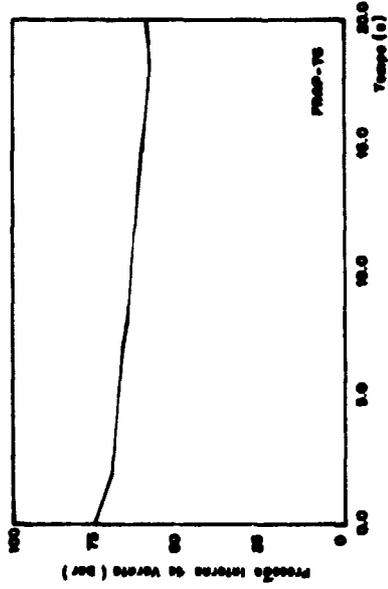


Figura 10 - Evolução Temporal da Pressão Interna do Vase

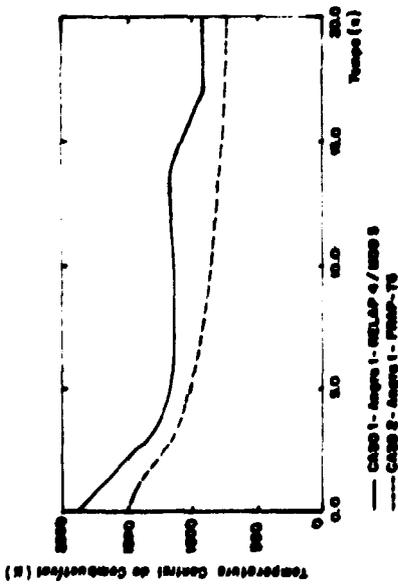


Figura 7 - Evolução Temporal da Temperatura Central do Combustível

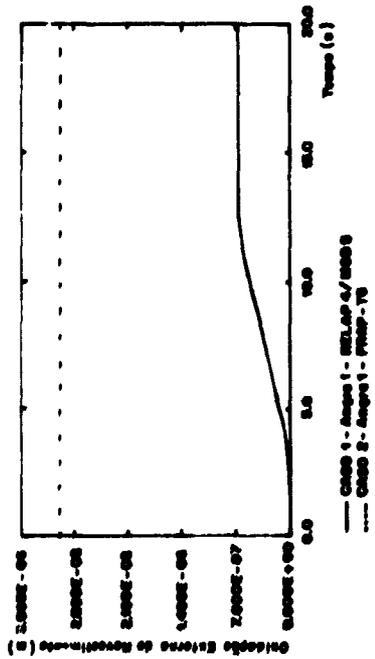


Figura 9 - Evolução Temporal da Temperatura Externa do Reaquecimento

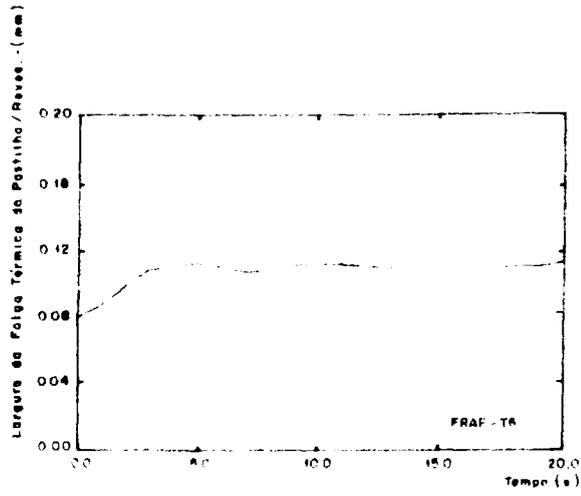


Figura 11 - Histórico da Largura da Folga Térmica entre Pastilha e Revestimento

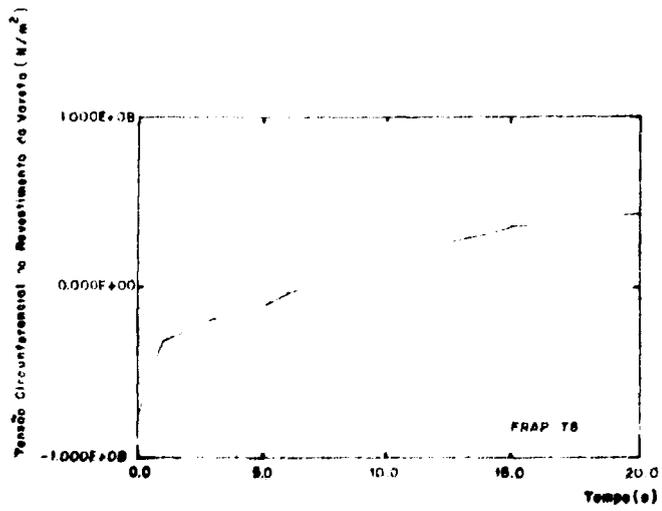


Figura 12 - Histórico da Tensão Circunferencial no Revestimento do Vazete

vareta muda de sinal, quando a pressão do refrigerante, figura 4, torna-se menor do que a pressão interna da vareta, figura 10.

CONCLUSÃO

Através dos resultados obtidos, com os Códigos RELAP4/MOD5 e FRAP-T6, observa-se que as variáveis analisadas apresentam o mesmo comportamento durante todo o transiente. Porém, nota-se que os resultados fornecidos pelo Programa RELAP4/MOD5 são mais conservativos do que os do FRAP-T6.

No entanto, observa-se que o comportamento dos resultados obtidos por ambos os códigos são semelhantes ao do FSAR, embora este seja o mais conservativo.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] CONTI, T.N. & SABUNDJIAN, G. Comparação dos resultados obtidos com os códigos RELAP4/MOD3 e RELAP4/MOD5 na simulação da fase de despressurização do acidente de perda de refrigerante primário na Usina Nuclear Angra 1. In: CENTRO DE ENERGIA NUCLEAR. Física de reatores e termohidráulica: anais do 7º encontro nacional de física de reatores realizado em Recife, 26-28 de Abril, 1989.
- [2] RELAP4/MOD5 - A computer program for transient thermalhydraulic analysis of nuclear reactor and related systems. Aerojet Nuclear, 1976. (ANR - NUREG - 1355).
- [3] SIEFKEN, L.J.; ALLISON, C.M.; BOHN, M.P.; PECK, S.O. FRAP-T6: a computer code for the transient analysis of oxide fuel rods. Idaho Falls, Idaho, 1981. (NUREG/CR-2148).
- [4] BERNA, G.A.; BOHN, M.D.; RAUSCH, W.N.; WILLIFORD, R.E.; LANNING, D. D. FRAPCON-2: a computer code for the calculation of steady state thermal-mechanical behavior of oxide fuel rods. Idaho Falls, Idaho, 1981. (NUREG/CR-1845).

- [5] SERRANO, M.A.B. Metodologia da análise de acidente de perda de refrigerante por grandes rupturas (APRPGR) e sua qualificação para licenciamento de recargas de reatores a água pressurizada (RAP). In: ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE ENERGIA NUCLEAR. Energia Nuclear: anais do 1º Congresso Geral de Energia Nuclear realizado no Rio de Janeiro , 17-20 de Março, 1986.
- [6] WESTINGHOUSE ELECTRIC CORPORATION. Final safety analysis report - Angra 1. Pittsburgh, Pa., Westinghouse, 1976.