

MODELAGEM DO ACIDENTE DE TMI-2

CLÁUDIA CRISTINA BRAGA

COORDENADORIA DE PROJETOS ESPECIAIS - COPESP
Caixa Postal 11.253 - Pinheiros/05508-900- SP-BRASIL
HORÁCIO NAKATA

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR- SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Caixa Postal 11.049- Pinheiros
05499 - São Paulo- SP - BRASIL

RESUMO

Foram desenvolvidos modelos simplificados de gerador de vapor e de derretimento do núcleo para planta PWR. Os resultados do cálculo de acidente severo do TMI-2 (Three Mile Island - 2) mostraram que são muito bons em comparação com os dados experimentais do acidente. A simplicidade dos modelos tem permitido efetuarem-se análises de sensibilidade e cálculos preliminares com mínimo de dispêndio ao mesmo tempo que razoavelmente precisos.

INTRODUÇÃO

Para a construção de uma planta nuclear o seu projeto e seu licenciamento devem satisfazer os requisitos mínimos ditados por normas e legislação de cada país. No estágio atual do desenvolvimento da área nuclear é bastante conhecido o nível de satisfação de requisitos de segurança ditado pelas normas dos países desenvolvidos e dos países em desenvolvimento. Os reatores nucleares são projetados, construídos e operados de acordo com essas normas e as experiências de operação e registros de ocorrências anormais atestam parcialmente que essas exigências podem restringir e confinar os danos ao público ao mínimo possível.

No entanto, duas ocorrências principais mais intensamente divulgadas, o acidente de TMI-2 (Three Mile Island - Unit 2) e de Chernobyl, vieram lembrar aos projetistas e usuários de plantas nucleares que acidentes de larga monta, atualmente conhecidos como Acidentes Severos, podem acontecer mesmo que com pequena probabilidade se falhas de projeto e operação forem combinadas ao mesmo tempo. O acidente de TMI-2 foi uma sucessão de falhas humanas combinadas com falhas de projeto, o mesmo ocorrendo com o acidente de Chernobyl.

A legislação na área nuclear não previa e ainda não contempla adequadamente os Acidente Severos. A total previsibilidade dos acidentes deste grau ainda não é possível de se atingir com margem de segurança conhecida. Os instrumentos de cálculo determinístico ainda são incipientes e atualmente ainda estão em fase de desenvolvimento e validação. Dificuldades tanto analíticas como experimentais fazem crer que em futuro próximo ainda será difícil obter-se desenvolvimento de um modelo determinístico razoavelmente completo e seguro, para ser utilizado em cálculos de licenciamento ou de projeto. Experiências caras e métodos determinísticos que requerem grande carga computacional estão atualmente em fase de desenvolvimento acelerado nos grandes laboratórios de países desenvolvidos. Países em desenvolvimento fazem parte de alguns desses grupos tendo como objetivo principal o acompanhamento constante do avanço desses projetos para melhor utilização em escala de produção a médio prazo.

O presente trabalho não tem como objetivo atuação na área de metodologia determinística detalhada. O trabalho segue a linha dos modelos simplificados, tendo por objetivo desenvolver novos modelos e também pesquisar novas técnicas na utilização dos mesmos. A utilização racional de um modelo apropriado para cada componente e para dado estado físico dominante é a principal base para extração de resultados bons e razoavelmente confiáveis. Os modelos simples são obviamente insuficientes para estimativa determinística porém, dado o seu baixo custo operacional,

podem cobrir faixas amplas de espectro de acidentes severos com base em hipóteses assumidas para diversos caminhos de desenvolvimento de um acidente severo.

O trabalho procura desenvolver modelos simplificados de componentes de plantas nucleares utilizando a estrutura mestre do programa MARCH-3, derivado do MARCH-2 [1] que faz parte do sistema de análise de acidentes severos STCP ("Source Term Code Package") [2] liberado pela Nuclear Regulatory Commission-NRC dos EUA. Os modelos desenvolvidos são descritos na seção abaixo. O grau de incerteza dos resultados obtidos foi estudado exaustivamente testando diversas combinações de hipóteses e de modelagem. O principal dado experimental para a aferição dos modelos foi o acidente de TMI-2 cujos resultados medidos foram utilizados para a estimativa de sensibilidade de modelagem desenvolvida.

Os trabalhos tiveram como resultado avanço na metodologia de simulação de diversas fases de um acidente severo sem a utilização de um detalhado e caro programa determinístico. Os modelos desenvolvidos mostraram-se razoavelmente precisos dado o grau de simplicidade dos mesmos, possibilitando, portanto, economia e rapidez computacional considerável.

PROGRAMAS DE SIMULAÇÃO DE ACIDENTES SEVEROS

Os programas para avaliação de acidentes severos são bastante extensos e multidisciplinares, e a totalidade de componentes nucleares são de alguma forma envolvidos durante o desenvolvimento do acidente. Em resumo, os processos incorridos durante um acidente severo cobrem desde o evento inicializador, geralmente sobreaquecimento do núcleo e fusão do mesmo, até a dispersão de radionuclídeos pelas redondezas da planta nuclear. No caminho o processo passa por diversos processos alternativos como, por exemplo, oxidação parcial dos metais estruturais, fusão e solidificação de materiais, recombinção dos produtos liberados pelo núcleo, derretimento e destruição catastrófica do vaso de pressão, explosão de vapor no prédio da contenção, derretimento do concreto da base do prédio, liberação do hidrogênio e queima ou explosão dentro do prédio de contenção, aquecimento e resfriamento do ambiente do prédio por ventiladores e por condensação nas superfícies, vasamento de gases para prédios auxiliares, ou até destruição do prédio de contenção por aquecimento direto, filtragem e liberação por meio de filtros passivos.

A avaliação da progressão de um acidente severo postulado exige, portanto, um conhecimento de muitos processos físicos pouco conhecidos e interrelacionados de forma complexa. Dada a complexidade dos fenômenos e a energia envolvida experimentos são limitados a grandes laboratórios [3]. Os programas de simulação devem ser

bastante extensos porque todos os fenômenos são interligados e portanto devem ter diferentes modelos rodando de forma integrada, um fornecendo dados de entrada ao outro.

Uma série de modelos que tinham sido desenvolvidos por organizações estrangeiras foram agrupados em vários conjuntos de programas integrados e em diversos níveis de detalhamento. Citam-se alguns programas como Melprog, MARCH-3, Melcor [4].

Dentre esses programas o programa MARCH-3, patrocinado pela NRC, é um dos mais simples e sua construção permite explorar a sensibilidade de modelos individuais e suas influências sobre os demais modelos acoplados. Novas metodologias podem ser assim desenvolvidas e novos modelos podem ser facilmente incorporados aos programas, uma vez que a modularidade é mantida desde o princípio. As influências das incertezas dos parâmetros podem ser testadas e avaliadas de modo econômico.

Os modelos desenvolvidos serão testados na estrutura básica do programa MARCH-3. Os modelos existentes são substituídos ou modificados de acordo com o resultado obtido frente aos resultados de acidente de TMI-2.

MODELOS DESENVOLVIDOS

No presente trabalho foram desenvolvidos modelos de componentes nucleares para cobrir as fases I e II do acidente de TMI-2, isto é, desde o início do acidente até a inundação do núcleo após a oxidação e derretimento parcial do combustível. O histórico do acidente é ilustrado resumidamente na Figura 1 [5]. No início do acidente o fato mais importante foi a parada das bombas de alimentação dos geradores de vapor, o que ocasionou a sequência de fatos que levariam ao derretimento do núcleo. A perda de refrigerante do primário ocorreu nos primeiros 100 minutos descobrindo o núcleo, levando ao aquecimento e derretimento do combustível que durou 74 minutos, interrompido pelo acionamento da bomba do circuito de refrigeração de emergência.

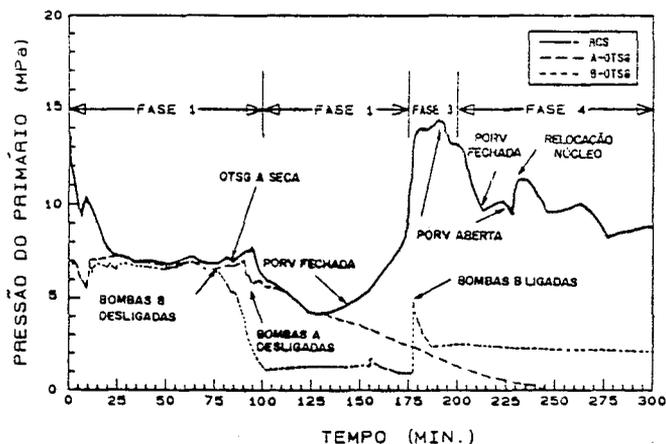


Figura 1 Histórico do acidente de TMI-2.

O circuito primário do reator nuclear foi modelado simplificada como um único cilindro contendo o núcleo e toda a massa de refrigerante do circuito com exceção de um apêndice contendo um volume de água representando a massa de refrigerante estagnada nas tubulações de sucção das bombas. O calor gerado pelo núcleo é retirado por um trocador de calor que representa o gerador de vapor diretamente acoplado ao cilindro. As tubulações não são representadas explicitamente no modelo, porém o efeito da diferença de propriedades das pernas frias e pernas quentes foi simulado com utilização de variáveis de controle. A seguir são descritos os principais modelos simplificados desenvolvidos no presente trabalho.

Modelo de Gerador de Vapor. O modelo desenvolvido para a transferência de calor, do sistema primário para o gerador de vapor, consiste, basicamente, no desenvolvimento de novas equações para o coeficiente de transferência de calor e para o calor transferido para o gerador de vapor. O modelo introduz duas regiões no lado secundário do gerador: uma de líquido e outra de vapor. O fluido do primário (em estado líquido ou vapor), ao entrar no gerador de vapor, dentro dos tubos, percorre uma região imersa em vapor e outra em água. Como o vapor possui menor coeficiente de convecção do que o líquido, o calor transferido para o gerador foi dividido em dois componentes: um relativo ao vapor e outro à água presente no gerador. O calor total é dado pela soma dos dois componentes.

A temperatura do vapor do primário, que chega ao gerador de vapor após o descobrimento do núcleo, foi adotada como sendo a temperatura do vapor presente no espaço superior do vaso de pressão, sendo assim mais realista e transferindo maior quantidade de calor ao gerador de vapor.

Modelo de Convecção Natural no Vaso de Pressão. Vários autores citam a importância da convecção natural dos gases durante o aquecimento do núcleo descoberto. A modelagem do resfriamento do núcleo pelo gás em circulação natural foi desenvolvida para melhor representar a taxa de elevação de pressão e temperatura do vaso de pressão.

A simulação da convecção natural consistiu na modificação da equação que calcula a temperatura do gás dentro do vaso de pressão. A partir do momento em que o núcleo fica descoberto o gás, ao passar perto do núcleo, é aquecido aumentando sua temperatura. Este aquecimento foi quantificado em termos da área descoberta do núcleo, de um coeficiente de transferência de calor e da diferença de temperatura entre o núcleo e o gás.

Modelo de Derretimento do Núcleo. O núcleo é representado por um cilindro dividido em um máximo de dez regiões radiais e cinquenta regiões axiais.

O modelo permite transferência de calor axial e radial entre as regiões do núcleo. A transferência de calor começa a partir do instante em que uma região atinge uma temperatura maior do que a de fusão. Ocorre o término da transferência quando todo excesso de energia é transferida para regiões vizinhas (primeiro axiais, depois radiais), abaixando a temperatura média para valor inferior ao da temperatura de fusão.

Após ter sido feita a distribuição de calor em todo o núcleo, procura-se alguma região totalmente derretida na parte radial mais externa do núcleo. No caso de existir alguma região totalmente derretida, permite-se que ela flua do núcleo. A seguir procuram-se, pelo restante do núcleo, outras regiões radiais totalmente derretidas, com possibilidade de caírem do núcleo pelo espaço deixado na parte radial mais externa. As regiões derretidas também podem cair do núcleo quando uma dada região axial, em cada parte radial, tiver caído.

Reação de Oxidação do Zircaloy. Após o descobrimento do núcleo e elevação de temperatura do combustível há uma abrupta liberação de energia de oxidação e esta é a principal causa do avanço descontrolado de derretimento do núcleo.

O material derretido ao se deslocar para região inferior ou lateral pode se ressolidificar e bloquear passagem de refrigerante. Este processo pode ser bastante importante para a sequência do aquecimento e da oxidação do combustível. Para considerar o bloqueio do canal entre os elementos combustíveis, por queda de material derretido, foram introduzidas variáveis de controle para a reação do Zircaloy com o vapor e para a transferência de calor por convecção do elemento combustível para o fluido refrigerante.

A partir do instante em que a região esteja derretida acima de um valor de referência, pode-se impedir a reação do Zircaloy com o vapor e a transferência de calor por convecção do elemento combustível para o fluido refrigerante.

Resultados. Abaixo são mostrados os resultados obtidos com os modelos desenvolvidos, e também alguns parâmetros medidos durante o acidente. Como ilustração são também mostrados resultados de cálculo obtido pelo programa determinístico TRAC [6] onde verifica-se algumas discrepâncias entre os valores medidos e calculados que são resultados de incertezas de modelamento e de desconhecimento da sequência real do acidente.

A Figura 2 ilustra o comportamento da pressão do primário registrado durante a fase I e fase II do acidente de TMI-2. A Figura 4 ilustra o resultado do cálculo com o modelamento simples original do MARCH-3 que não considera convecção natural, nem diferença nos coeficientes de convecção de líquido e vapor, no lado do secundário do gerador de vapor. Nem tampouco considera diferenças entre as temperaturas da perna quente e perna fria.

A Figura 3 é resultado do modelamento do gerador de vapor desenvolvido, o qual inclui os fenômenos acima citados. Nessa figura é também mostrada a influência do mecanismo de convecção natural no vaso de pressão, que é muito importante para uma boa concordância com o resultado experimental na fase inicial do derretimento do núcleo.

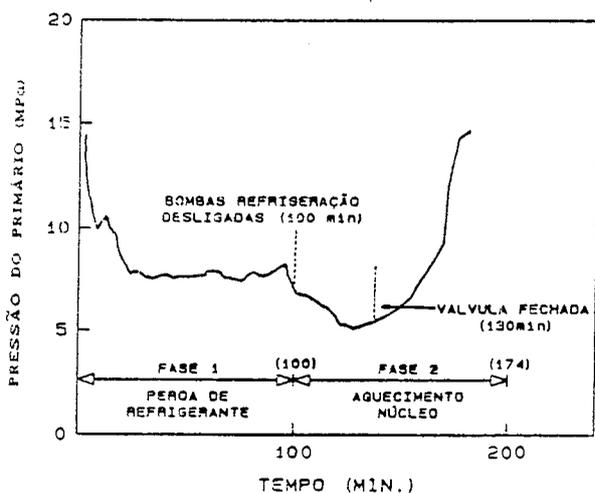


Figura 2 Resultado experimental de TMI-2.

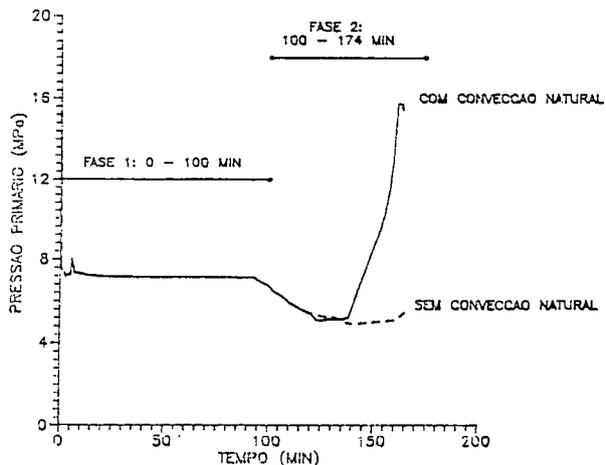


Figura 3 Cálculo com modelo de gerador de vapor do presente trabalho.

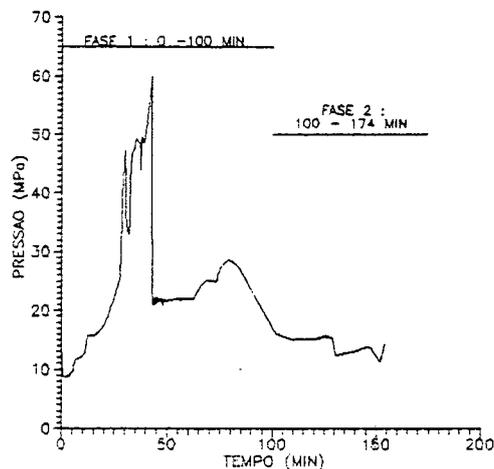


Figura 4 Cálculo com modelo original do MARCH-3.

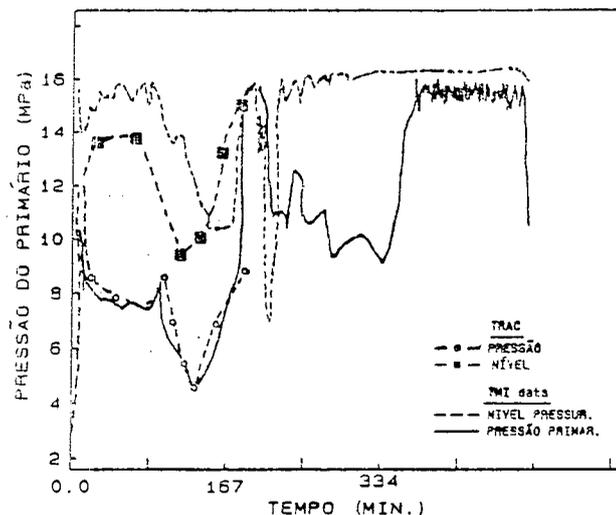


Figura 5 Cálculo com modelo do TRAC.

A Tabela 1 mostra os resultados comparativos dos valores de fração de derretimento do núcleo e de oxidação do metal para o modelo simples do MARCH-3 e para o modelo de derretimento do núcleo desenvolvido. Observa-se a boa concordância dos resultados frente aos dados medidos no acidente de TMI-2.

Tabela 1 Comparação dos modelos de derretimento do núcleo.

	fração do núcleo derretido	fração do Zircaloy oxidado
Dados de TMI-2	45-60%	≈50%
MARCH-3	62,5%	18,4%
Presente trabalho	48%	47%

CONCLUSÕES

O modelo de gerador de vapor e de derretimento de núcleo desenvolvidos produziram resultados bastante próximos dos dados experimentais com acréscimo de pouca complexidade, mantendo a simplicidade para permitir economia computacional e domínio do processo durante o correr do programa. A simplicidade permite também mudanças imediatas de tratamento teórico para diferentes situações e também exercícios de sensibilidade para melhor compreensão dos fenômenos envolvidos em um acidente severo. Ressalte-se ainda que as incertezas nas condições de contorno do acidente de TMI-2 foram exaustivamente analisadas no trabalho e concluiu-se que a maior causa de incertezas de cálculo deve-se à indeterminação de injeção de água no circuito primário.

REFERÊNCIAS

- [1] WOOTON, R. O. et alii. MARCH-2 Code Description and User's Manual.(NUREG CR-3988).
- [2] GIESEKE, J. A.; CYBULSKIS, P.; JORDAN, H.; LEE, K.W.; CURTIS, L.A.; SCHUMACHER, P. M.; WOOTON, R.O.; QUAYLE, S.F.; KOGAN, V. Source Term Code Package a User's Guide (MOD.1).(NUREG CR-4587, 1986).
- [3] HENRY, R. E. Benchmarking of severe accident codes: how should it be done and how should it be used? In: *Proceedings of the International ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety*. (San Diego, California, U.S.A., February 2-6, 1986).
- [4] APS Study Group on Severe Accidents at Nuclear Power Plants *Reviews of Modern Physics*, 57(3):1985.
- [5] BROUGHTON, J. M.; TOLMAN, E. L.; KUAN, P.; PETTI, D. A. A scenario of the TMI-2 accident. In: *Transactions of the American Nuclear Society and the European Nuclear Society*.(Washington,DC, U.S.A., October 30 - November 4, 1988). Volume 57.
- [6] IRELAND, J. R.; WEHNER, T. R.; KIRCHNER, W. L. Thermal-hydraulic and core-damage analyses of the TMI-2 accident. *Nuclear Safety*, 22(5): 583 -593, 1981.

ABSTRACT

The PWR steam-generator and core-melt models have been developed for the severe accident analysis. The results for the TMI-2 accident have shown to be very good in comparison with the known accident data and the simplicity of the modeling has enabled one to be economic and accurate, such that a sensitivity analysis and scoping analysis can readily be performed.