

SIMULAÇÃO DE ACIDENTE SEVERO COM MARCH-3

Almir Fernandes *
Horácio Nakata **

* Coordenadoria para Projetos Especiais - COPESP
** Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN

RESUMO

Neste trabalho foram analisados os modelos disponíveis no programa March-3 do pacote de análise de acidentes severos STCP. A análise de sensibilidade dos resultados finais de sequências de acidentes severos foi baseada em resultados publicados e julgados mais representativos por pesquisadores especializados, para diversas sequências com o reator Zion-1. Concluiu-se que as modelagens presentes no programa são na sua maioria muito grosseiras, porém, dado o conhecimento atual da fenomenologia envolvida nos acidentes severos, os resultados aproximados obtidos com o programa March-3 devem ser utilizados com devida reserva, podendo, outrossim, servir como base para futuros melhoramentos dos modelos à medida que "benchmarks" sejam colocados à disposição.

INTRODUÇÃO

A disseminação da preocupação generalizada entre o público em relação às possíveis consequências devastadoras resultantes de acidentes em plantas nucleares foi o motivo principal para o redirecionamento brusco da alocação de recursos de pesquisas nos laboratórios estrangeiros. Os principais acidentes do conhecimento do público em geral, o acidente de Three Mile Island e o acidente de Chernobyl, foram graves o suficiente para que as principais companhias eletrogeradoras estrangeiras reestruturassem o sistema de geração elétrica nuclear, congelando por tempo indeterminado novos pedidos. Por outro lado esses acidentes foram a principal motivação também para que as companhias eletrogeradoras patrocinassem centros de pesquisas para estudo de metodologias que pudessem proporcionar capacidade de previsão e prevenção de acidentes severos.

Como o campo de atuação de analistas de acidentes severos é relativamente novo, há escassez de dados experimentais que possam ser utilizados para aferição de novos instrumentais desenvolvidos. Particularmente, no entanto, alguns fenômenos de ocorrência crítica no interior do núcleo do reator foram satisfatoriamente reproduzidos isoladamente, dentre eles, o de oxidação dos metais a altas temperaturas, produção de hidrogênio e processo de combustão, previsão do inventário do núcleo e distribuição de fontes de calor. Estudos desses efeitos já tiveram maturação suficiente para que os modelos analíticos e empíricos existentes sejam considerados apropriados para a implantação nos programas de cálculo de acidentes severos. No entanto, vários efeitos ainda desconhecidos quase que na totalidade influem decisivamente no modo de desenvolvimento de um acidente severo.

O presente trabalho tem como objetivo principal estudar a sensibilidade da modelagem e isolar fatores decisivos no desenvolvimento de consequências de acidentes severos em seus diferentes graus, utilizando instrumental à disposição no momento no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. Para tanto, é utilizado o programa March-3, derivado do March-2 [1], que faz parte de um dos módulos do sistema de análise de acidentes severos STCP - "Source Term Code Package" [2]. Os parágrafos seguintes apresentam a descrição do programa utilizado, as sequências de acidentes simuladas para o presente estudo e conclusões obtidas.

PROGRAMA UTILIZADO

O programa March-3 utilizado no presente estudo modela o comportamento do circuito primário de um reator refrigerado a água leve durante as sequências de um acidente severo. O detalhamento de cada componente é resultado de compromisso entre o grau de certeza desejado (e possível no atual estágio do conhecimento mundial) e dispêndio computacional viável na prática. Portanto, o mínimo de detalhamento é utilizado para cada componente, sempre levando em consideração a finalidade explícita do programa,

não sendo recomendável assim extrapolar a utilização deste para eventos e objetivos afora os de sequências e consequências de acidentes severos, onde ainda grande margem de incerteza é tolerada por razões várias, dentre as quais a de inexistência de "benchmark" global para aferição de metodologias.

O programa March-3 descreve a despressurização do circuito primário por simples conservação de energia e massa global, de modo aproximado conforme definição simplificada dos volumes do circuito primário e suas cotas. Uma vez que não é importante conhecer-se em detalhes o comportamento da pressão nos primeiros minutos de despressurização, para análise de acidentes severos, o principal efeito a ser preservado passa a ser o inventário de refrigerante, líquido ou vapor, presente no vaso de pressão acima do topo do núcleo. Por maior velocidade de descarga que possa acontecer sempre haverá refrigerante suficiente nos primeiros minutos de um acidente de grande ou pequena ruptura do primário, seja por existência prévia do inventário de refrigerante primário seja por injeção automática dos tanques de acumuladores.

Após o descobrimento do núcleo, a taxa de oxidação das varetas de combustível passa a ser levada em consideração e a concentração de gases de hidrogênio é calculada dentro e fora do circuito primário. Se o núcleo não for refrigerado por nenhum meio, o derretimento do mesmo e a relocação para volumes inferiores do vaso são simulados. A modelagem da transferência de calor nos combustíveis derretidos não é bem estabelecida, nem o modo de relocação, sendo objetos de intensa pesquisa nos centros especializados. Apesar de os modelos simplificados de relocação presentes no programa representarem simples hipóteses sem qualquer base experimental, estes foram individualmente comparados entre si para a verificação das mudanças nos resultados finais.

Após derretimento parcial ou total do núcleo, lavas são deslocadas para o fundo do vaso onde nova reação com liberação de gases é simulada com modelagem simplificada. Esta fase ainda se encontra em pesquisas, desconhecendo-se em detalhes o modo e o tamanho das lavas que entram em contacto com o líquido ainda existente no vaso de pressão. Após evaporação total do refrigerante, a temperatura da superfície da lava em contacto com o fundo do vaso aumenta rapidamente e, dada a taxa de geração de calor de produtos de fissão e a condutividade dos materiais, o derretimento do vaso provoca em poucos minutos a expulsão do material semiliquefeito (e radioativo) para o ambiente do prédio de contenção. O intervalo de tempo de ocorrência de falha do vaso após a evaporação total do refrigerante é facilmente estimado, porém o modo de falha do vaso é completamente desconhecido, as hipóteses variando entre simples deposição laminar no fundo da contenção e expulsão violenta de fragmentos minúsculos. O primeiro modo é mais propício para a ocorrência de reações núcleo-concreto com geração de mais gases combustíveis, como hidrogênio e monóxido de carbono, e o segundo modo é mais propício ao aquecimento direto do ambiente e das paredes da contenção. Ambos os modos de falha de vaso de pressão apresentam perigos à falha do prédio

de contenção, sendo que a diferença consiste basicamente no intervalo de tempo decorrido entre a expulsão do material derretido e a sobrepressão do ambiente e consequente falha do prédio de contenção. Para a estimativa desse intervalo de tempo, os sistemas de refrigeração de emergência são modelados no programa March-3 (sistema de refrigeração do ar da contenção com remoção de calor, sistema aspersor de água, sistema de injeção de refrigerante ativo e passivo, depósito no poço do prédio de contenção e condensador de gelo). Os gases combustíveis são monitorados e flamam quando a concentração crítica é atingida, sendo este um dos maiores contribuintes para o aumento de pressão e consequente falha do prédio de contenção.

O campo da análise de acidentes severos é ainda bastante incipiente e dados experimentais são escassos. Quando os dados são disponíveis eles são derivados de experimentos específicos que reproduzem somente uma pequena etapa de uma particular sequência de um acidente severo. Dentre os tipos de experimentos executados e em execução estão os relativos à reação núcleo-concreto, o modo de expulsão do núcleo fundido do vaso de pressão, o grau de aumento de pressão por aquecimento do ambiente do prédio de contenção, o modo de degradação do núcleo e estruturas. Programas específicos de análise estão sendo desenvolvidos nos centros de pesquisa de países desenvolvidos para que no futuro próximo cada um deles possa fazer parte de um pacote geral de análise de acidentes severos.

No Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares tem-se à disposição um pacote já suficientemente consolidado, o STCP - "Source Term Code Package". Esse pacote tem sido, tentativamente, objeto de extensiva qualificação em vários centros de pesquisas do governo norte-americano [3] e pode-se dizer que o grau de variação dos resultados finais com a utilização de combinação de seus modelos internos já está suficientemente estimado, tendo sido concluído que os resultados obtidos pelo STCP permitiram, na pior das hipóteses, uma visualização um pouco mais fenomenológica que as obtidas por análises do WASH-1400 [4]. Isto é, embora não se conheçam os fenômenos em detalhes, a simples postulação de efeitos extremos numa análise global integrada pode dar os possíveis contornos de uma sequência de acidente severo. Foi ainda concluído que vários modelos são insuficientes e experimentos adicionais foram recomendados, no entanto um pacote deverá ser aceito como qualificado só quando dados integrais de um conjunto de experimentos cobrirem todos ou a maioria dos possíveis acidentes severos. Uma das conclusões de maior relevância foi a visualização da necessidade de se acoplar os diversos fenômenos que isoladamente produzem resultados compatíveis com as experiências. Em conjunto, as realimentações de efeitos de subprogramas produz efeitos em grau bastante diferenciado comparado aos efeitos obtidos quando os pacotes são utilizados isoladamente.

PROBLEMAS TESTE PARA MARCH-3

Neste trabalho, o objetivo é estimar a sensibilidade dos resultados obtidos pelo módulo March-3 frente às diferentes opções e modelagens possíveis de serem adotadas pelo usuário. Os resultados a serem utilizados como referência são os das sequências TMLU, S₂DC_r e S₂DC_rF para o reator Zion-1, publicados em [3] e [5] e considerados como os melhores possíveis de serem obtidos com as opções e modelagens existentes no programa, segundo comparações entre especialistas dos centros de pesquisas norte-americanos. Não implica entretanto que a qualidade absoluta dos resultados finais obtidos tenham sido comprovada contra experiência global de acidente severo.

Sequência TMLU. Esta sequência é iniciada por um transiente acompanhado por perda total de energia elétrica, perda de água de alimentação auxiliar e perda total do SRE - Sistema de Refrigeração de Emergência. Continuam operacionais tanto o sistema de resfriamento do ambiente do prédio de contenção como o sistema de recirculação/aspersão de água do prédio.

A Figura 1 apresenta a evolução temporal da pressão no sistema primário para o caso adotado como referência para a sequência TMLU e obtido da Referência 5. A Figura 2 apresenta o gráfico para o mesmo caso obtido durante a realização deste trabalho. A queda inicial da pressão observada nos dois gráficos mostra que o gerador de vapor é capaz de remover a potência de decaimento gerada nos instantes iniciais

do acidente. Por volta de 1,3 minutos (vide Figura 3 e 4) o gerador de vapor não mais será eficiente nesta troca de calor, fazendo com que a pressão no sistema primário se eleve, atingindo a pressão de 2350 psi antes dos 2 minutos levando à liberação de água pela válvula de alívio do pressurizador. As variações que ocorrem na pressão entre 2 e 63 minutos, aproximadamente, são resultantes do desbalanceamento entre energia interna do primário, capacidade de troca de calor do gerador de vapor e variação da potência originada por decaimento radioativo do núcleo. Por volta de 63 minutos, quando o gerador de vapor fica com apenas 10% de sua capacidade inicial de água, o programa altera o cálculo da remoção de calor, passando a levar em consideração a quantidade de água presente no gerador de vapor. Com isto, a pressão no sistema primário volta a subir bruscamente, liberando água pela válvula de alívio. Por volta dos 93 minutos, o gerador de vapor estará completamente seco, fazendo com que o nível de água no sistema primário seja reduzido rapidamente, atingindo o nível da válvula de alívio e começando então a liberar vapor pela válvula de alívio. Por volta de 125 minutos o núcleo torna-se descoberto, reduzindo a taxa de geração de vapor e fazendo com que a taxa de liberação de vapor pela válvula de alívio também seja reduzida. Apenas quando ocorre a queda do núcleo, por volta de 180 minutos (vide Figura 5 e 6 - note que nesta segunda a queda do núcleo ocorre aproximadamente 10 minutos antes), volta a ocorrer elevação na taxa de liberação de vapor pela válvula de alívio. Após a queda de todo o núcleo no pleno inferior, rapidamente ocorrerá a ruptura do vaso de pressão, com a brusca liberação de grande quantidade de material radioativo a temperaturas extremamente elevadas para o ambiente da contenção.

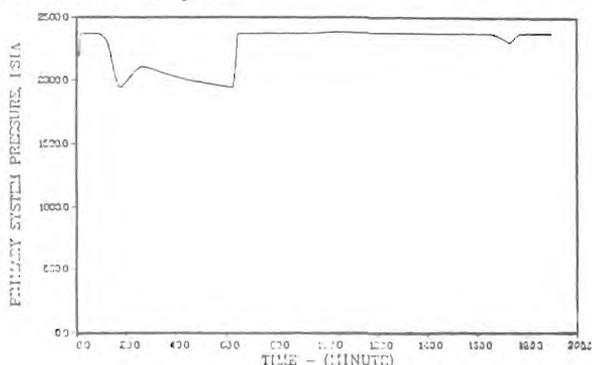


Fig. 1 Evolução temporal da pressão no sistema primário - caso amostra

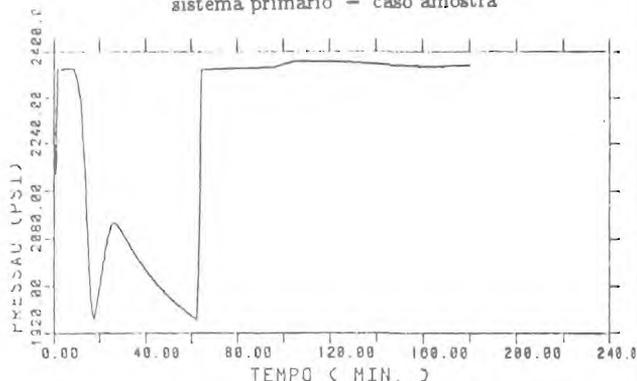


Fig. 2 Evolução temporal da pressão no sistema primário - caso teste

A fenomenologia do que ocorre a partir deste momento não é bem conhecida nos meios científicos internacionais, podendo haver liberação laminar ou uma expulsão violenta do material, como discutido anteriormente. No presente caso escolheu-se investigar as consequências no caso de ocorrer uma liberação violenta do material, ocasionando uma falha rápida da contenção ("early containment failure"), em acordo com os resultados da Referência 5. As Figuras 7 e 8 representam o valor da pressão para a contenção durante um longo tempo de

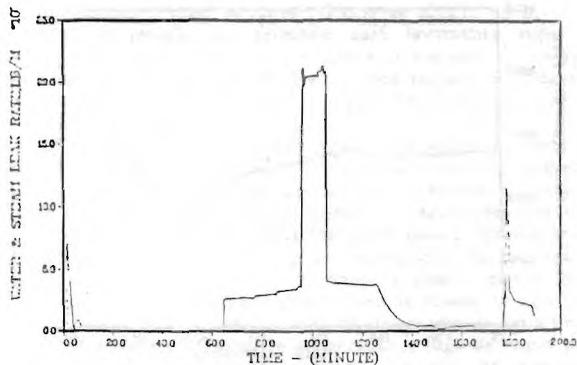


Fig. 3 Evolução temporal do escape de líquido e vapor pela válvula de alívio - caso amostra

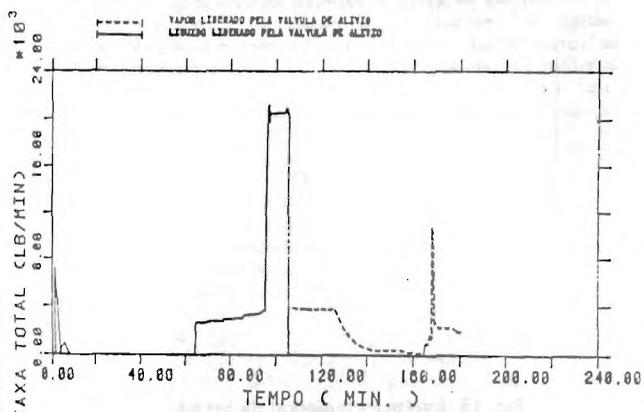


Fig. 4 Evolução temporal do escape de líquido e vapor pela válvula de alívio - caso teste

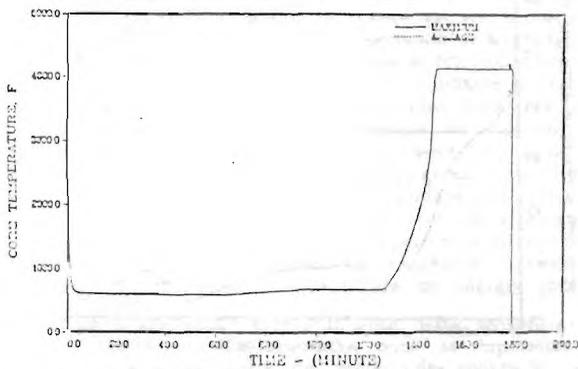


Fig. 5 Evolução temporal das temperaturas máxima e média no núcleo - caso amostra

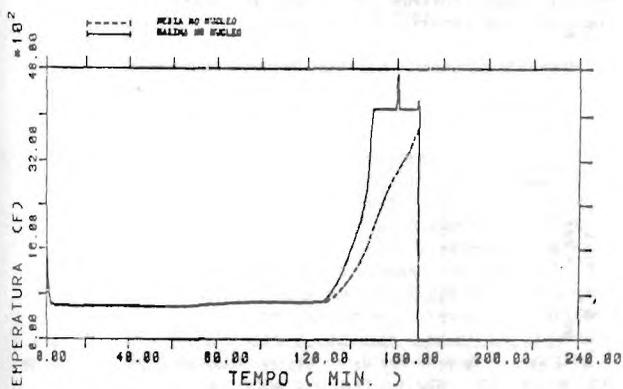


Fig. 6 Evolução temporal das temperaturas máxima e média no núcleo - caso teste

análise. Para tentar produzir artificialmente uma falha rápida da contenção utilizou-se o modelo original da versão 1.1 do código March [2] para a transferência de calor dos fragmentos fundidos para a água na cavidade do reator (simples estimativa de coeficiente efetivo de transferência pelicular de calor). Os dados de simulação da Referência 6 indicam que a utilização do modelo de fragmentos esféricos para esta mesma variável produziu sobrepressão rápida da contenção. No entanto, com este modelo, não foi possível obter-se a reprodução dos resultados de penetração dos fragmentos no concreto, vide Figuras 9, 10 e 11. Saliente-se que o modelo a ser escolhido tinha como finalidade apenas provocar, pode-se dizer de modo artificial, um aumento da pressão interna do prédio até a magnitude que provoque a ruptura do prédio de contenção. Procurou-se combinar o modelo de transmissão de calor e o tamanho das partículas de forma que o aumento desejado de pressão fosse reproduzido e também que fosse preservada a taxa de penetração no concreto após a ruptura do vaso. Pode-se inferir, no entanto, que tal combinação de consequências tem pequena probabilidade de ocorrência, porém não é objetivo do presente trabalho levar em consideração a classificação de falha probabilisticamente, nem tampouco tem sido objetivo de trabalhos efetuados por centros de pesquisas patrocinados pelo DOE ("Department of Energy") dos Estados Unidos da América do Norte. O objetivo principal é a produção de estimativa de liberação de radionuclídeos ao ambiente externo em caso hipotético de rompimento catastrófico e prematuro do prédio de contenção, em comparação com o rompimento retardado da contenção. Tempo de decaimento, reações químicas e processos de retenção e liberação físicos são os fatores principais que determinam a taxa e qualidade de liberação ao ambiente externo. Os demais módulos do STCP, tais como TRAPMELT, VANESSA e NAUA deverão ser acionados para o cálculo de liberação de radionuclídeos.

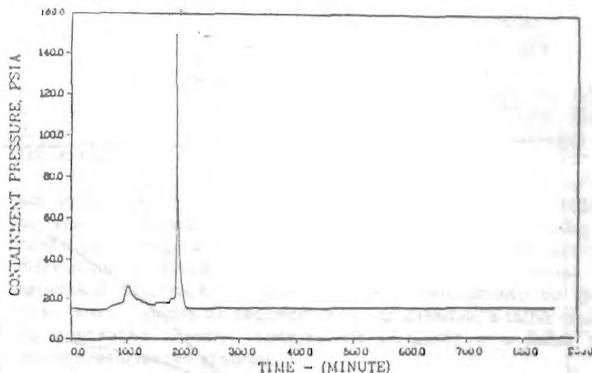


Fig. 7 Evolução temporal da pressão na contenção - caso amostra

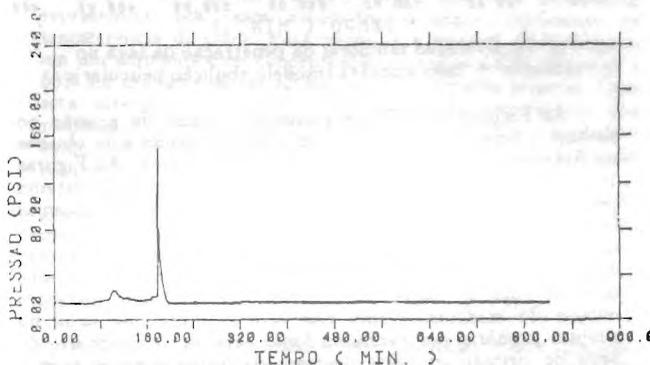


Fig. 8 Evolução temporal da pressão na contenção - caso teste

Sequência S₂DC. Esta sequência é iniciada por falha do selo da bomba (ruptura de 0,0111 ft² - Referência 6) acompanhada por perda total do SRE e falha do sistema de recirculação/aspersão de água do prédio. O sistema de refrigeração do ambiente do prédio é operacional no início do acidente mas assume-se que falha após a falha do vaso de pressão.

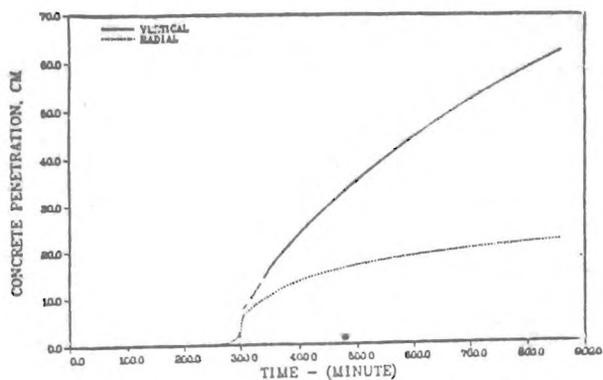


Fig. 9 Evolução temporal da penetração da lava no concreto - caso amostra

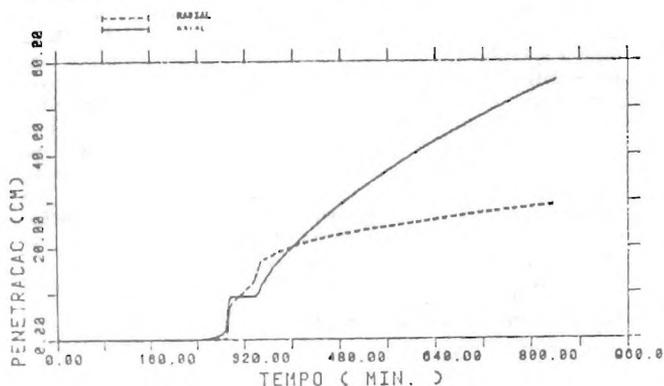


Fig. 10 Evolução temporal da penetração da lava no concreto - caso teste (modelo esférico)

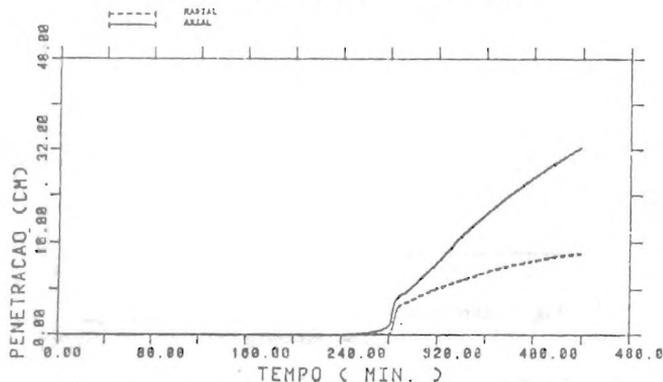


Fig. 11 Evolução temporal da penetração da lava no concreto - caso amostra (modelo ebulição pelicular)

As Figuras 12 e 13 representam o valor da pressão no sistema primário para a sequência S₂DC_r, tendo sido obtidas na Referência 5 e neste trabalho respectivamente. As Figuras 14 e 15 representam a fuga total de água e vapor do sistema pela ruptura, tendo sido obtidas respectivamente das mesmas fontes que as figuras anteriores. Por estes gráficos pode-se notar que a evolução do acidente dá-se de forma que ocorre uma rápida depressurização, com uma correspondente alta taxa de fuga de água do sistema primário, nos instantes iniciais do acidente. Como não ocorre injeção de água no circuito primário por nenhuma fonte externa, o inventário de água do circuito primário decresce de forma gradual após o choque inicial da depressurização. No choque inicial, não são importantes nem a exatidão na taxa de perda de refrigerante pela falha do selo da bomba nem tampouco o detalhe na queda brusca de pressão do primário. Isto por não influírem significativamente no processo de remoção de calor do primário, pois a queda de potência residual é acentuadamente rápida, atingindo em poucos minutos o equilíbrio com a taxa de remoção de calor através da ruptura e do gerador de vapor. A pressão do sistema primário será mantida levemente superior à pressão de saturação do secundário do gerador de

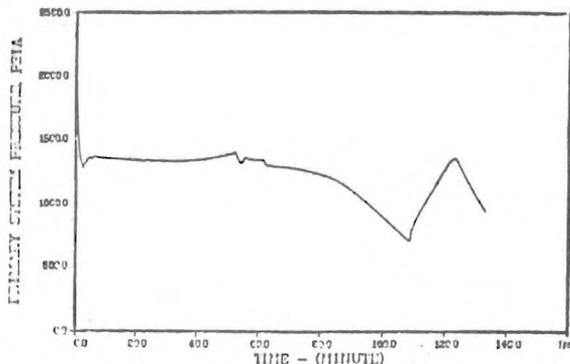


Fig. 12 Evolução temporal da pressão no sistema primário - caso amostra

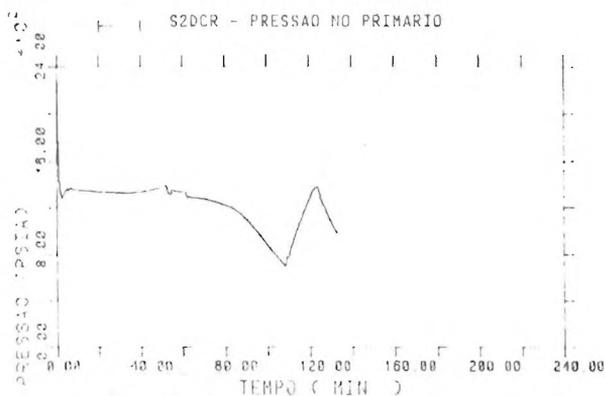


Fig. 13 Evolução temporal da pressão no sistema primário - caso teste

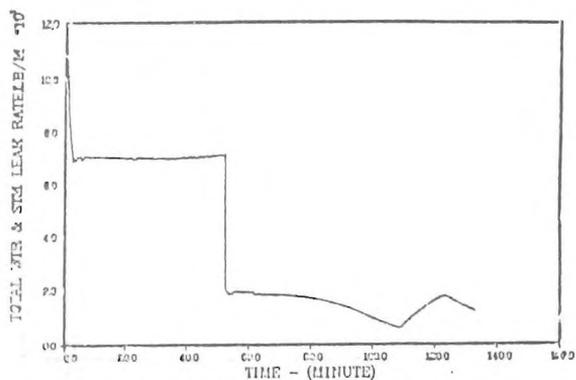


Fig. 14 Evolução temporal do escape de líquido e vapor pela ruptura - caso amostra

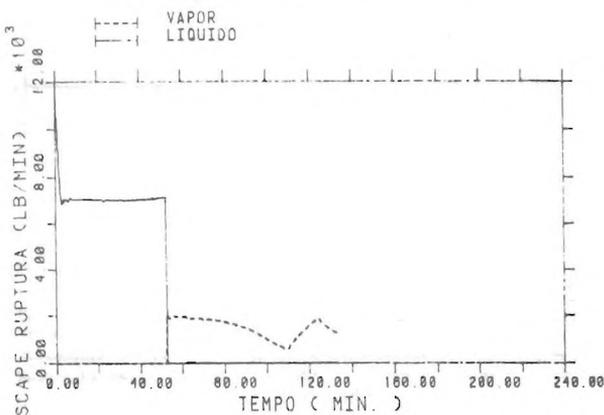


Fig. 15 Evolução temporal do escape de líquido e vapor pela ruptura - caso teste

vapor, até que o nível de água coloque-se abaixo do nível da ruptura. A pressão no primário será levemente superior, fazendo com que o secundário libere o excesso de energia recebida pela sua válvula de alívio (nesta sequência acidental, ao contrário da sequência TMLU, o sistema de alimentação do secundário permanece ativo).

Por volta de 53 minutos, ocorre uma abrupta queda na taxa de fuga de água e vapor do sistema primário. Até esse momento, a taxa de fuga apresenta-se praticamente constante, sendo resultante da fuga basicamente de água pela ruptura. Neste instante, o nível de água calculado pelo programa passa a ser inferior à elevação da ruptura, iniciando somente fuga de vapor. Como o fluxo crítico de vapor é menor que o fluxo crítico de líquido, há grande diminuição na massa de água que escapa pela ruptura. A diminuição do inventário de água passa a ser controlada pela taxa de evaporação e fuga de vapor pela ruptura. Por volta de 65 minutos o núcleo se descobre, elevando sua temperatura de forma abrupta e atingindo a temperatura de derretimento do núcleo por volta dos 94 minutos. Por volta de 108 minutos a situação geométrica do núcleo se degrada a tal ponto que ultrapassa os limites impostos pelo usuário para o acionamento de deslocamento de parte derretida para o fundo do vaso de pressão. O material líquido do núcleo semi-sólido entra em contacto com a água ainda remanescente, elevando bruscamente a taxa de liberação de vapor pela ruptura. Ocorre uma pequena elevação na pressão do primário até que se esgote toda a água ainda presente, e por volta de 133 minutos, o vaso de pressão se rompe devido ao derretimento do metal em poucos minutos.

Uma grande incerteza no que se refere à oxidação do revestimento deve ser salientada, uma vez que não se conhece a distribuição de temperatura durante o derretimento do núcleo, encontrando-se atualmente em fase de pesquisas (por exemplo, com a realização do "benchmark" ISP 28 - PHEBUS, iniciado em abril de 1990). O modelo de degradação do núcleo do programa March-3 é bastante simples não contendo nem mesmo detalhamento geométrico de interação revestimento-combustível nem a separação da mistura eutética daí resultante. Segundo Martin Plys [7], há um requisito [8] para que os novos reatores APWR ("Advanced Pressurized Water Reactor") adotem um limite de geração de hidrogênio equivalente à oxidação de 75% do revestimento. No acidente de Three Miles Island, estima-se que tenha ocorrido oxidação de 50% do revestimento, imaginando-se ainda que a maior parte tenha ocorrido durante a fase de remolhamento [7] devido largamente, pensa-se, à geração abundante de vapor em contacto com metais altamente aquecidos. Esta incerteza suplantaria qualquer incerteza nos limites de queima de hidrogênio na contenção, já que torna-se impossível o conhecimento da quantidade de hidrogênio gerado mesmo que com pequena precisão. Considerando-se ainda que, a partir de 93 minutos contados a partir do início do acidente, a principal fonte de energia passar a ser a originada por oxidação, pode-se imaginar o vulto da incerteza na sequência do evento decorrente da incerteza na quantidade de energia gerada durante oxidação.

Para a análise do prosseguimento desta sequência de acidente, escolheu-se a sequência onde se hipotetiza a ocorrência de uma falha do prédio de contenção por sobrepressurização gradual da contenção [5] devido aos gases gerados durante a reação lava-concreto. O programa foi direcionado, através de dados de entrada, para simular deposição suave de partículas de lavas de tamanhos determinados pelo usuário. As Figuras 16 e 17 representam a pressão na contenção, respectivamente obtidas na Referência 5 e neste trabalho.

Quanto à descrição da fenomenologia, pode-se dizer que os ventiladores dos refrigeradores da contenção entram em operação, mantendo a pressão na contenção estabilizada em torno de 22 psia, isto é, pouco abaixo do sinal de operação do aspersor, 25 psia. Com o rompimento do vaso de pressão, assume-se a falha dos ventiladores, a pressão na contenção se eleva bruscamente, fazendo com que o aspersor entre em operação reduzindo novamente a pressão na contenção. Por volta de 160 minutos ocorre a queima de hidrogênio, elevando a pressão até aproximadamente 50 psia. Novamente, graças à atuação do aspersor, esta é reduzida aos níveis anteriores. Devido à interação entre o núcleo fundido com o concreto da cavidade do reator, haverá a liberação de gases não condensáveis que farão com que a pressão se eleve, ocasionando o rompimento da contenção por volta dos 1450 minutos.

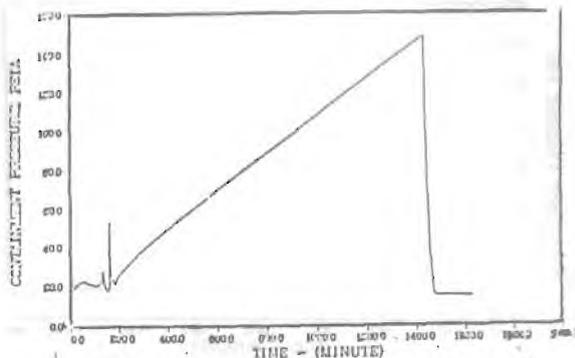


Fig. 16 Evolução temporal da pressão na contenção - caso amostra



Fig. 17 Evolução temporal da pressão na contenção - caso teste

Sequência S₂DC₇F Esta sequência é iniciada por falha do selo da bomba acompanhada por falha total do SRE, falha do recirculador/aspersor de água do prédio e do sistema de refrigeração do ambiente do prédio.

Esta sequência é semelhante à anterior no que se refere aos acontecimentos no sistema primário. Antes do rompimento do vaso de pressão, pode-se apenas notar que a pressão na contenção, Figuras 18 a 21, terá um comportamento diferenciado devido à não operação do sistema de aspersão/refrigeração do prédio. Após o rompimento do vaso, duas possibilidades de sequências são analisadas, a falha rápida da contenção ("early containment failure") e a falha por sobrepressurização gradual.

Para simulação da falha rápida da contenção, foram adotadas as mesmas opções adotadas anteriormente na simulação da sequência TMLU, sendo que esta modelagem representou, nos casos estudados, o maior coeficiente de transferência de calor. Para permitir a queima de hidrogênio em um ambiente com concentração de vapor e CO₂ superior a 55% foi preciso realizar alterações no programa original. Com esta alteração foi possível a reprodução satisfatória dos resultados da referência [5]. As figuras 22 e 23 apresentam a evolução do volume de gases que escapa pela ruptura da contenção.

Para simulação da falha da contenção por sobrepressurização gradual foram adotadas as mesmas opções utilizadas anteriormente para a sequência S₂DC₇, com as figuras 20 e 21 representando a pressão na contenção durante esta sequência.

CONCLUSÃO

Para a devida análise da conclusão deste trabalho deve-se ressaltar preliminarmente que a melhor combinação de opções de modelagens utilizadas no presente trabalho podem não coincidir com as utilizadas pelo grupo patrocinado pelo DOE dos Estados Unidos da América do Norte, dados não disponíveis na literatura, porém reproduzem, dentro de limites quantificáveis, os mesmos resultados considerados de melhor qualidade possível de serem obtidos com o programa March-3, para as sequências de acidentes estudadas. Relembre-se ainda que esses resultados publicados nas Referências 3 e 5 não foram qualificados absolutamente contra nenhum experimento global, estando meramente sendo utilizados como

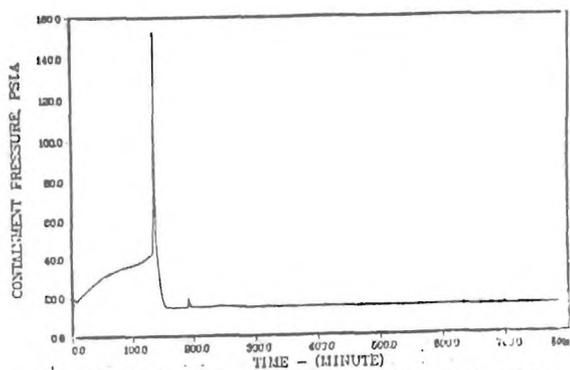


Fig. 18 Evolução temporal da pressão na contenção (sobrepessão rápida) - caso amostra

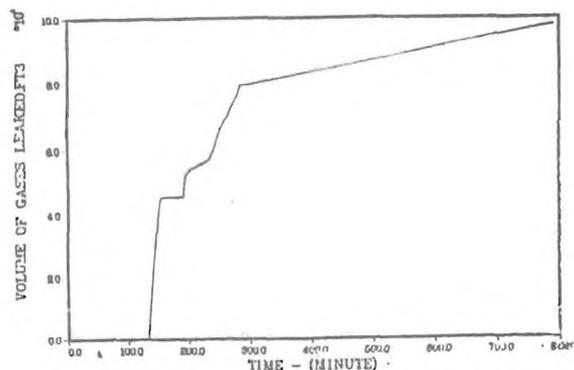


Fig. 22 Evolução do volume de gases que escapa pela ruptura da contenção - caso amostra

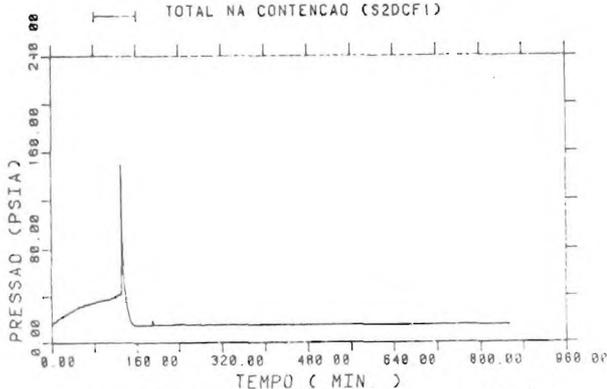


Fig. 19 Evolução temporal da pressão na contenção (sobrepessão rápida) - caso teste

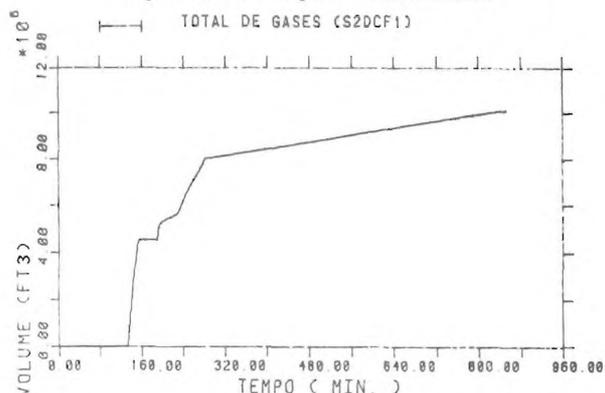


Fig. 23 Evolução do volume de gases que escapa pela ruptura da contenção - caso teste

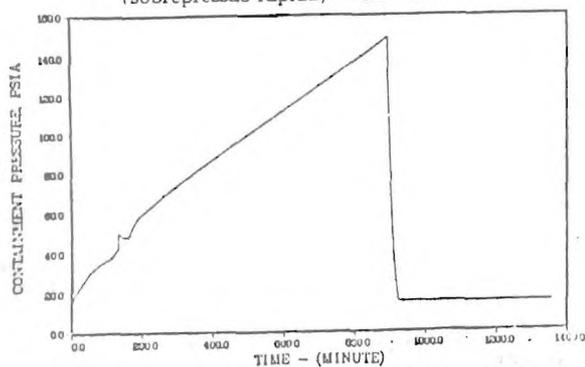


Fig. 20 Evolução temporal da pressão na contenção (sobrepessão gradual) - caso amostra

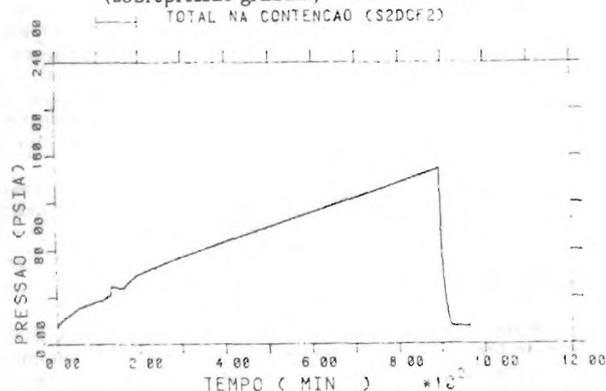


Fig. 21 Evolução temporal da pressão na contenção (sobrepessão gradual) - caso teste

Pode-se concluir que a escolha de uma particular opção entre um dos modelos existentes no programa March-3 para simular a fusão e degradação do núcleo não é importante para a utilização do programa March-3 no estágio atual do conhecimento da fenomenologia. Escassos dados disponíveis atestam a disparidade de consequência possível de se obter na prática observando, por exemplo, o modo de degradação do núcleo do TMI-2 onde caminhos preferenciais laterais e verticais foram abertos pelo material líquido antes ou após a injeção de refrigerante. Coloca-se em dúvida se programas determinísticos poderiam prever com devida precisão essas ocorrências sem o conhecimento prévio de todas as condições de contornos que podem aleatoriamente surgir durante um acidente real, incluindo as humanas. Em todo caso os modelos simplificados disponíveis no programa March-3 produzem resultados não muito diferenciados entre si uma vez que as aproximações no aspecto da transferência de calor ao refrigerante são exatamente as mesmas, com única diferença na direção preferencial de relocação do calor e dos modos de deposição dos materiais líquidos no fundo do vaso de pressão. Como informação adicional, o modelo A do programa March-3 apresentou os resultados mais próximos aos da Referência 3.

As correlações que simulam as taxas de oxidação são muito bem conhecidas, mas como dependem fundamentalmente da distribuição de temperatura no núcleo e da disponibilidade de vapor nos diferentes canais do núcleo a quantidade global de oxidação ocorrida no núcleo é bastante incerta, não sendo possível no atual estágio nem uma grosseira quantificação, necessitando-se, primeiramente, de melhor modelagem de degradação do núcleo. Experiências de "benchmark" estão em progresso e futuros programas de degradação de núcleos deverão prever deterministicamente o desenvolvimento de derretimento e geração de hidrogênio no núcleo.

O modo de falha do vaso de pressão é muito importante, não encontrando-se modelado a contento em nenhum programa, uma vez que ainda é uma fenomenologia não completamente esclarecida. O presente trabalho, no entanto, restringiu-se a simular duas situações extremas hipotéticas, falha suave e falha brusca, com utilização criteriosa de modelagem de transferência de calor.

"benchmark" numérico com margem de incerteza não avaliada. Portanto as conclusões abaixo relacionadas devem ser analisadas com a devida ótica, não se tratando de assuntos de comprovada sedimentação na literatura mundial.

O tamanho dos fragmentos fundidos e/ou resolidificados do núcleo que entram em contacto com a água foi usada só para simular falha prematura do prédio de contenção. Não se conhece ainda em detalhes como entra em contacto com a água nem o tamanho das partículas.

A forma de oxidação dos fragmentos ainda é incerta, quando em contacto com a água do poço, dependendo tanto de modelagem da forma assim como da composição radial de cada partícula.

A distribuição de gases combustíveis no ambiente do prédio é dependente de circulação do ar em convecção natural ou em circulação forçada. A consequência primeira é a possível concentração inflamável antes de se atingir concentração crítica no ambiente global do prédio. Portanto conclui-se que qualquer que seja o diagrama ternário de combustão de gases combustíveis utilizado pelo programa March-3 pode produzir larga margem de incerteza no acionamento da queima dentro do prédio.

REFERÊNCIAS

- [1] Wooton, R.O., Cybulskis, P. and Quayle, S.F., "MARCH 2 (Meltdown Accident Response Characteristics) Code Description and User's Manual", NUREG/CR-3988/1, 1984.
- [2] Gieseke, J.A., Cybulskis, P., Jordan, H., Lee, K.W., Curtis, L.A., Schumacher, P.M., Wooton, R.O., Quayle, S.F. and Kogan, V., "Source Term Code Package, a User's guide (Mod.1)", NUREG/CR 4587, 1986.
- [3] Silberberg, M., Mitchel, J.A., Meyer, R.O. and Ryder, C.P., "Reassessment of the Technical Bases for Estimating Source Terms", NUREG 0956, 1986.
- [4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants", WASH 1400, 1975.
- [5] Conning, R.S., Gieseke, J.A., Cybulskis, P., Jordan, H., Lee, K.W., Curtis, L.A., Schumacher, P.M., Kelly, R.F. and Kogan, V., "Radionuclide Release Calculations for Selected Severe Accident Scenarios", NUREG/CR 4624, 1986.
- [6] Cazzoli, E., Davis, R., Khatib-Rahbar, M., Lee, M., Schumdt, E., Nourbakhsh, H., Divadeenam, M., Bornstein, W., Ludewig, H., Park, C. and Pratt, W.T., "Independent Verification of Radionuclide Calculations for Selected Accident Scenarios", NUREG/CR 4629, 1986.
- [7] Plys, M.G., "Technical support for the hydrogen control requirement for the EPRI Advanced Light Water Reactors requirements document", ANS Transactions, 57, 1988.
- [8] "Advanced Light Water Reactor Requirements Document", chapter 5, Engineered Safety Systems, Rev. 0, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, 1987.

SUMMARY

The severe accident sensitivity analysis utilizing the March-3 approximate modelization options has been performed. The reference results against which the present results have been compared were obtained from the best published results for the most representative accident sequences: TMLU, S₂DC_r, and S₂DCF_r, for the Zion-1 reactor. The results of the present sensitivity analysis revealed the presence of very crude modelizations, in the March-3 program, to represent the critical phenomenologies involved in the severe accident sequences considered, even though large uncertainties must still be taken into account due primarily to the scarcity of the integral benchmark data.