



**XX SNPTEE
SEMINÁRIO NACIONAL
DE PRODUÇÃO E
TRANSMISSÃO DE
ENERGIA ELÉTRICA**

GPT.YY
22 a 25 Novembro de 2009
Recife - PE

GRUPO - II

GRUPO DE ESTUDO DE PRODUÇÃO TÉRMICA E FONTES NÃO CONVENCIONAIS - GPT

**ANGRA 2 – MODIFICAÇÕES DE PROJETO PARA AUMENTAR
A SEGURANÇA NA PRODUÇÃO DE ENERGIA ELÉTRICA**

**Jorge E. de S. Mendes (*)
ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S. A. (ELETRONUCLEAR)**

RESUMO

A usina nuclear Angra 2 está projetada para suportar acidentes sem causar danos ao meio ambiente. A configuração de projeto garante uma probabilidade muito baixa da ocorrência de acidentes severos, isto é, acidentes que podem levar a uma liberação de material radioativo. Apesar da baixíssima probabilidade de ocorrência de alguns eventos não considerados no projeto, várias modificações foram feitas ou estão em fase de implementação na usina Angra 2 para garantir que material radioativo não seja liberado no caso destes acidentes. Este documento apresenta as modificações já realizadas e em fase de implementação que contribuem para melhorar a segurança.

PALAVRAS-CHAVE

Energia, Nuclear, Segurança, Acidentes, Projeto

1.0 - INTRODUÇÃO

A usina nuclear Angra 2 do tipo PWR (“reator à água pressurizada”, ver Figura 1) tem um reator que produz calor como resultado da fissão do isótopo Urânio 235 presente no combustível. Similar aos demais tipos de usinas térmicas não nucleares, o calor é utilizado para gerar vapor d’água que movimenta um turbo-gerador para produzir energia elétrica (1350 MW de energia elétrica bruta e 1274 MW de energia elétrica líquida).

Para se desligar a usina nuclear Angra 2, interrompe-se o processo de fissão do Urânio 235, entretanto, após o desligamento, existem duas diferenças básicas em relação aos demais tipos de usinas térmicas não nucleares:

- Todo o combustível nuclear, para mais de um ano de operação, permanece dentro do reator. Os sistemas de desligamento do reator têm que manter devidamente a sua função após o desligamento.
- O combustível continua produzindo calor devido ao decaimento dos elementos radioativos resultantes da fissão do Urânio 235. Este calor residual tem que ser retirado permanentemente quando a usina não está produzindo energia elétrica.

Nos dois casos os sistemas de segurança, conectados ao circuito primário e secundário (ver Figura 1), evitam que temperaturas muito altas sejam atingidas e danifiquem as múltiplas barreiras físicas de segurança causando liberação de radioatividade. Os sistemas de segurança executam as funções de interromper o processo de geração de calor e de remover o calor residual gerado em operação normal ou no caso de acidentes com causas internas (ex. ruptura de tubulação, 1 a 4 na Figura 1) ou externas (ex. terremoto) à usina.

Para os acidentes considerados no projeto, chamados de “acidentes base de projeto”, são projetados sistemas de segurança redundantes que garantem uma probabilidade muito baixa da ocorrência de acidentes severos, isto é, acidentes que podem levar a uma liberação de radiação para o meio ambiente.

Outros eventos de baixíssima probabilidade de ocorrência, incluindo a ocorrência simultânea de múltiplas falhas nos sistemas de segurança, normalmente não são considerados no projeto, mas órgãos internacionais têm recomendado a consideração destas ocorrências. As possíveis conseqüências dos chamados “acidentes além da base de projeto”, devem então ser controladas através de equipamento já existente na usina ou através de equipamento adicional de maneira a impedir ou reduzir possíveis liberações de radiação para o meio ambiente.

Com este objetivo, o projeto da usina Angra 2 é atualizado regularmente conforme a experiência internacional. Além de modificações de projeto para melhorar a desempenho da usina (por ex. aumento da potência elétrica gerada), várias modificações de projeto foram feitas ou estão em fase de implementação na usina Angra 2 para garantir que material radioativo não seja liberado no caso de acidentes além da base de projeto.

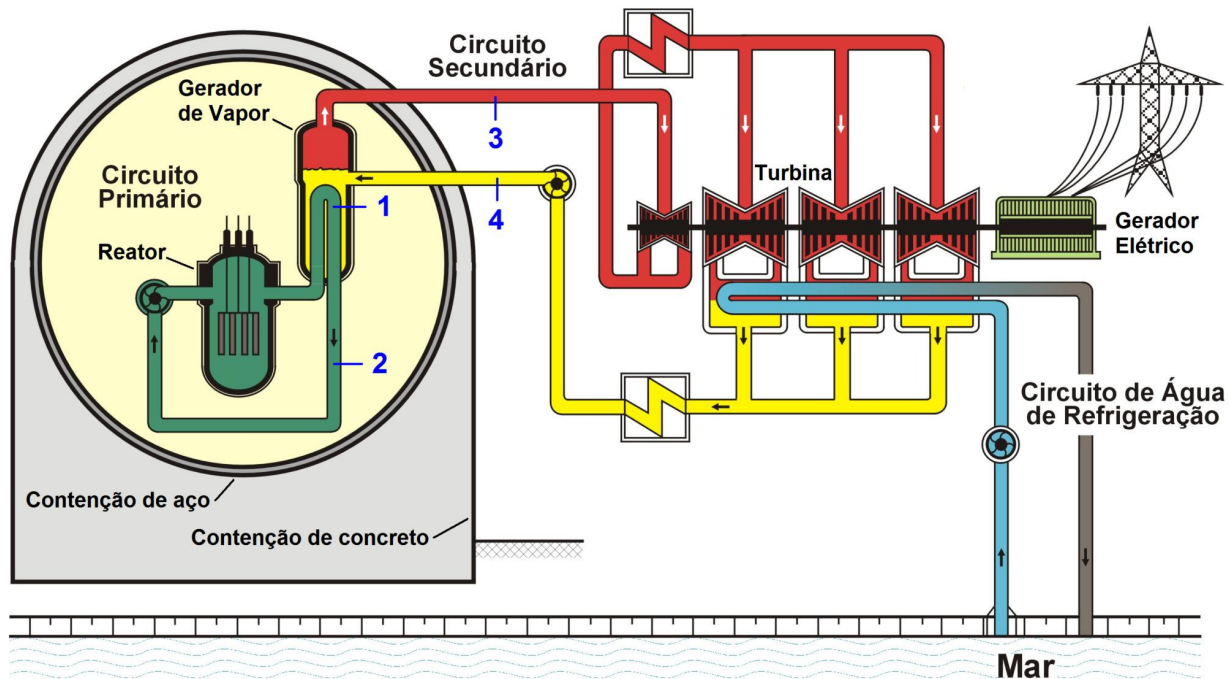


FIGURA 1 – Esquema básico de usina nuclear do tipo PWR

2.0 - ACIDENTES

2.1 Acidentes base de projeto

Os acidentes base de projeto, também chamados de acidentes postulados, são os acidentes considerados no projeto da usina. Os acidentes considerados são aqueles possíveis de ocorrer de acordo com a experiência de diversos setores que utilizam equipamentos e estruturas similares (ex. indústrias, usinas de energia, etc.). Por exemplo, são consideradas rupturas de tubulação (1 a 4 na Figura 1) com condições adversas como falha da alimentação elétrica externa (a usina Angra 2 é equipada com 8 geradores diesel de emergência). Para evitar estes acidentes, são considerados vários fatores no projeto e operação da usina como, por exemplo, métodos rigorosos de fabricação para evitar ruptura de tubulações, consideração do histórico de terremotos no dimensionamento de prédios, testes periódicos para detectar possíveis falhas ou tendências de degradação, etc. Portanto é muito baixa a probabilidade da ocorrência dos acidentes base de projeto. Esta baixa probabilidade tem sido comprovada nas últimas décadas pela operação de usinas similares à usina Angra 2.

Para os acidentes base de projeto são projetados sistemas de segurança redundantes em que se considera a ocorrência simultânea de uma falha e uma manutenção. Basicamente, os sistemas de segurança têm 4 redundâncias cada uma com capacidade de 50% (4 x 50%) da função desejada de maneira que 2 redundâncias são suficientes para exercer a função. No Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) é apresentada uma análise detalhada dos eventos considerados no projeto comprovando a atuação apropriada dos sistemas de segurança. No RFAS são apresentadas simulações por computador dos acidentes considerando uma manutenção e uma falha nos pontos mais críticos dos sistemas de segurança envolvidos. O RFAS é submetido ao órgão licenciador para aprovação e emissão da licença de operação.

No Manual de Operação, utilizado pelos operadores da usina, há uma seção detalhada sobre os acidentes base de projeto com as seguintes orientações:

- Identificação do evento – Esta parte do manual orienta o operador a identificar o evento a partir das informações disponíveis na sala de controle.
- Verificação das atuações automáticas – Nesta parte do manual são apresentadas as atuações automáticas esperadas conforme o projeto. Para os acidentes base de projeto são projetadas atuações automáticas para pelo menos 30 minutos após o evento para que o operador tenha tempo para identificar corretamente o estado da usina antes de tomar decisões.
- Atuações manuais – Nesta parte do manual são apresentadas as atuações manuais que devem ser tomadas pelo operador, após as ações automáticas, para o desligamento seguro da usina. De acordo com o projeto não são necessárias atuações manuais antes de 30 minutos após a ocorrência do evento.

No caso de acidentes base de projeto as ações são orientadas para o evento ocorrido e que foi devidamente identificado.

2.2 Acidentes além da base de projeto

Os acidentes além da base de projeto incluem:

- Acidentes de baixíssima probabilidade não considerados no projeto da usina.
- Ocorrência simultânea de acidentes independentes considerados no projeto da usina.
- Acidentes considerados no projeto da usina, mas com uma quantidade de falhas nos sistemas de segurança acima da quantidade considerada no projeto.

Estes acidentes não constam no Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) que é apresentado ao órgão licenciador para a obtenção da licença de operação.

Como o acidente além da base de projeto envolve uma combinação de vários eventos, é praticamente impossível apresentar todas as combinações imagináveis no Manual de Operação. Nestes casos segue-se outra estratégia: em vez do operador identificar o evento, ele verifica quais são as funções de segurança que estão sendo ameaçadas (por ex. inventário de refrigerante do reator, transferência de calor no circuito primário, etc.) e procura mantê-las com os equipamentos existentes na usina ou com novos equipamentos incorporados ao projeto da usina. Por exemplo, se o operador identificar uma redução significativa do inventário de refrigerante do reator, ele injetará água com os sistemas de injeção disponíveis sem identificar previamente o evento.

Os acidentes além da base de projeto que evoluem para situações com danos significativos no combustível e, conseqüentemente, com liberação de material radioativo, são chamados de acidentes severos. Acidentes severos aconteceram na usina de Three Mile Island (EUA, 1979) e Chernobyl (Ucrânia, 1986). Estes acidentes provocaram uma discussão ampla nas organizações internacionais relacionadas à energia nuclear. Como resultado destas discussões, foi estabelecido um conjunto de recomendações para garantir a segurança nas usinas nucleares também no caso de acidentes além da base de projeto.

3.0 - MODIFICAÇÕES DE PROJETO

As modificações de projeto na usina Angra 2 estão divididas em três fases:

- Durante a fase de projeto da usina Angra 2, foram introduzidas modificações derivadas da experiência com o acidente ocorrido em 1979 na usina Three Mile Island 2 (TMI-2) nos Estados Unidos da América.
- Após o acidente na usina Chernobyl 4 na Ucrânia, a Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), órgão da Organização das Nações Unidas (ONU), estabeleceu um conjunto de recomendações para garantir a segurança nas usinas nucleares também no caso de acidentes além da base de projeto. Seguindo estas recomendações, diversas modificações foram introduzidas na usina Angra 2 durante a construção e durante os testes operacionais antes da operação comercial.
- Atualmente, modificações de projeto estão sendo introduzidas na usina e outras possíveis modificações estão em análise para serem incorporadas no futuro. Estas modificações são baseadas no desenvolvimento da tecnologia de equipamentos e no desenvolvimento das análises de eventos.

3.1 Modificações na usina Angra 2 derivadas do acidente TMI-2

O acidente ocorrido na usina Three Mile Island 2 (TMI-2) foi o resultado da seguinte seqüência básica:

- Falha no suprimento de água de alimentação para os geradores de vapor resultando na redução da extração de calor do reator causando o aumento de pressão.
- Falha no suprimento de água de alimentação de emergência. Após um teste regular, uma válvula foi mantida na posição errada, houve falha humana na colocação do sistema em condição operável.
- Válvula de alívio do sistema de refrigeração do reator (circuito primário) abre devido à alta pressão e permanece emperrada aberta.

- Operador desligou prematuramente as bombas de segurança que injetam no sistema de refrigeração do reator. Falha humana de interpretação do comportamento do acidente.
- Após duas horas os operadores identificaram que a válvula de alívio estava aberta e fecharam a válvula de isolamento, mas grande quantidade da água de refrigeração do reator já havia se espalhado dentro do prédio do reator.
- Sem água de refrigeração o combustível nuclear derreteu destruindo o reator e liberando mais radiação para o prédio do reator.

Como resultado da experiência do acidente em TMI-2, os projetistas de usinas nucleares fizeram uma verificação dos seus projetos e, no caso do projeto da usina Angra 2, diversas modificações de projeto foram feitas:

- As válvulas manuais relacionadas com a segurança foram equipadas com trancas, chamadas de tranca TMI. Esta tranca é provida de chave especial que só pode ser retirada com a válvula na posição para a atuação do sistema de segurança no caso de acidente. Um quadro com estas chaves é mantido na sala de controle de maneira que a presença de todas as chaves no quadro indica que os sistemas de segurança estão devidamente preparados para atuar quando solicitados.
- As válvulas de alívio e segurança do sistema de refrigeração do reator foram modificadas para incluir medidores de posição de alta confiabilidade para que o operador saiba exatamente o estado destas válvulas.
- Ao lado da sala de controle principal foi construído um centro de suporte técnico para que paralelamente à ação dos operadores, outros especialistas da usina possam obter informações da usina, analisar estas informações e dar suporte técnico aos operadores no caso de acidentes.
- Também foram feitas diversas modificações técnicas em sistemas para que eles tenham um comportamento mais efetivo quando solicitados. Por exemplo, foi introduzida a possibilidade de operação em série das bombas de baixa e alta pressão para possibilitar uma injeção de água no sistema de refrigeração do reator no caso de pressão alta.

Algumas modificações devido à experiência do acidente TMI-2, foram feitas em outras usinas em operação, mas já faziam parte do projeto original da usina Angra 2, por exemplo:

- Os alarmes da usina Angra 2 são priorizados conforme a sua importância de maneira que o operador é devidamente orientado para as ações de segurança. Durante o acidente em TMI-2, vários alarmes eram emitidos simultaneamente e o operador não tinha uma orientação adequada sobre que alarmes deveriam ser considerados prioritários causando atraso nas ações de segurança necessárias.
- Durante um acidente, é necessário verificar informações sobre o estado da usina, como pressão temperatura, posição de válvulas, etc. Estas informações estão espalhadas pela sala de controle dificultando a visualização por um único operador em uma posição definida na sala de controle. A usina Angra 2 tem um sistema de apresentação das informações em tela de computador que permite que o operador selecione telas específicas onde estão concentradas as informações necessárias conforme o evento. Se necessário o operador pode compor uma tela com as informações desejadas.

3.2 O impacto do acidente Chernobyl

A usina Chernobyl é do tipo RBMK, que significa “reator com canal de alta potência”. A usina Angra 2 é do tipo PWR (“reator à água pressurizada”). Além do tipo diferente, a usina Angra 2 tem uma estrutura de contenção para reter vazamentos de material radioativo. Devido a essas diferenças técnicas, a experiência do acidente Chernobyl não foi diretamente aplicada à usina Angra 2. Entretanto, após o acidente Chernobyl, a Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA órgão da ONU) liderou uma ampla discussão onde foram redigidos documentos estabelecendo recomendações para garantir a segurança nas usinas nucleares também no caso de acidentes além da base de projeto. Foi criado o grupo INSAG (“International Nuclear Safety Advisory Group”) na IAEA que emitiu diversos documentos de relevância para a segurança das usinas nucleares. Os documentos, relativos ao conceito de defesa em profundidade (1) e à Análise Probabilística de Segurança (2), definiram métodos para projeto e análise das usinas nucleares considerando os acidentes além da base de projeto.

3.2.1 Conceito de defesa em profundidade

O documento INSAG-10 (1) da IAEA apresenta conceitos básicos para se tratar os diversos níveis de segurança considerados no projeto. A Tabela 1 apresenta os níveis de defesa praticados anteriormente e que foram melhorados progressivamente até que o INSAG-10 (1) reuniu os diversos enfoques do problema e recomendou os níveis de defesa apresentados na Tabela 2.

Antes do documento INSAG-10 (1) os níveis básicos de defesa em profundidade se restringiam a evitar a ocorrência de acidentes severos. Logo após o acidente de TMI-2 estes níveis de defesa em profundidade foram melhorados para alguns tipos de usinas. Os níveis de defesa em profundidade recomendados pelo INSAG-10 tem uma estratégia básica e consistente para todas as usinas: primeiro, prevenir acidentes e, segundo, se a prevenção falhar, limitar as conseqüências e prevenir a evolução para condições mais sérias.

TABELA 1 – Níveis de defesa em profundidade antes do INSAG-10 (1)

NÍVEL	OBJETIVO	MEIOS ESSENCIAIS
1	Prevenção de operação anormal ou falhas	Projeto conservativo (margens).
2	Controle de operação anormal e detecção de falhas	Sistemas de controle, limitação, proteção e outros meios de monitoração para evitar a evolução para acidentes postulados.
3	Controle dos acidentes base de projeto	Sistemas de segurança para controlar acidentes postulados e evitar evolução para acidentes severos

TABELA 2 – Níveis de defesa em profundidade após o INSAG-10 (1)

NÍVEL	OBJETIVO	MEIOS ESSENCIAIS
1	Prevenção de operação anormal ou falhas	Projeto conservativo (margens). Alta qualidade no projeto e operação.
2	Controle de operação anormal e detecção de falhas	Sistemas de controle, limitação e proteção. Meios de monitoração.
3	Controle dos acidentes base de projeto	Sistemas de segurança para controlar acidentes postulados e evitar evolução para acidentes severos. Procedimentos de emergência.
4	Controle de condições severas, incluindo prevenção da progressão do acidente e mitigação das conseqüências de acidentes severos	Medidas complementares. Gerenciamento de acidentes.
5	Mitigação das conseqüências radiológicas de significativa liberação externa de material radiológico	Procedimentos de emergência para a região ao redor da usina.

A principal recomendação foi a introdução do Gerenciamento de Acidentes incluindo a monitoração das funções de segurança. Devem ser identificadas as funções críticas de segurança, que claramente indiquem as condições de segurança da usina, para que o operador tome as ações necessárias. Para este Gerenciamento de Acidentes, as seguintes modificações de projeto podem ser necessárias:

- Modificação do Manual de Operação para identificar o estado das funções de segurança e para atuar os sistemas necessários.
- Modificação da Instrumentação e Controle da usina para identificar automaticamente variáveis do processo que indicam o estado das funções de segurança e para permitir as atuações necessárias.
- Modificação de sistemas existentes para possibilitar a atuação no caso de acidentes além da base de projeto para recuperar a função de segurança.
- Introdução de novos sistemas para atuar especificamente no caso de acidentes além da base de projeto recuperando as funções de segurança.

3.2.2 Análise probabilística de segurança

Inicialmente, os projetos de usinas nucleares consideravam apenas os acidentes base de projeto em que falhas e manutenções eram consideradas. Esta análise é chamada de Análise Determinística de Segurança (ADS). Não eram avaliadas as conseqüências de acidentes além da base de projeto.

O documento INSAG-6 (2) da IAEA recomenda a Análise Probabilística de Segurança (APS) como uma ferramenta para avaliar as combinações de eventos que podem levar a acidentes severos com liberação de radiação para o meio ambiente quantificando a respectiva probabilidade. Através destas avaliações é possível identificar os casos onde é recomendável fazer modificações de projeto para recuperar as funções de segurança.

Para a APS são feitas árvores de eventos, onde todas as combinações de eventos são consideradas, e árvores de falhas, onde são consideradas as possíveis falhas que resultam em um evento. Para mostrar as possibilidades da APS a Figura 2 apresenta um exemplo de árvore de eventos onde um acidente é controlado por um sistema de segurança 4 x 50%. Supondo que ocorreu um acidente, a árvore de eventos apresenta as possíveis combinações de falhas no sistema de segurança.

Na Análise Determinística de Segurança (ADS), no máximo é considerada a falha de dois subsistemas (base de projeto). Como o sistema é projetado para suportar duas falhas, a acidente é devidamente controlado (OK na Figura 2). A ADS não analisa se o acidente é controlado no caso de mais de duas falhas de subsistemas (além da base de projeto) e não analisa a probabilidade das diversas combinações de eventos.

Na APS, todas as combinações de eventos são consideradas e em alguns casos ocorre um acidente severo. Na APS são quantificadas as probabilidades de ocorrência dos eventos e conseqüentemente as probabilidades de controle do acidente. Identificadas as combinações de eventos que levam a um acidente severo, é possível utilizar um sistema já existente ou projetar um novo sistema para controlar o acidente e reduzir a probabilidade de ocorrência de acidente severo. No exemplo da Figura 2, o uso de sistemas adicionais reduziu em 1/5 a probabilidade de não controlar o acidente, isto é, a probabilidade do acidente evoluir para acidente severo.

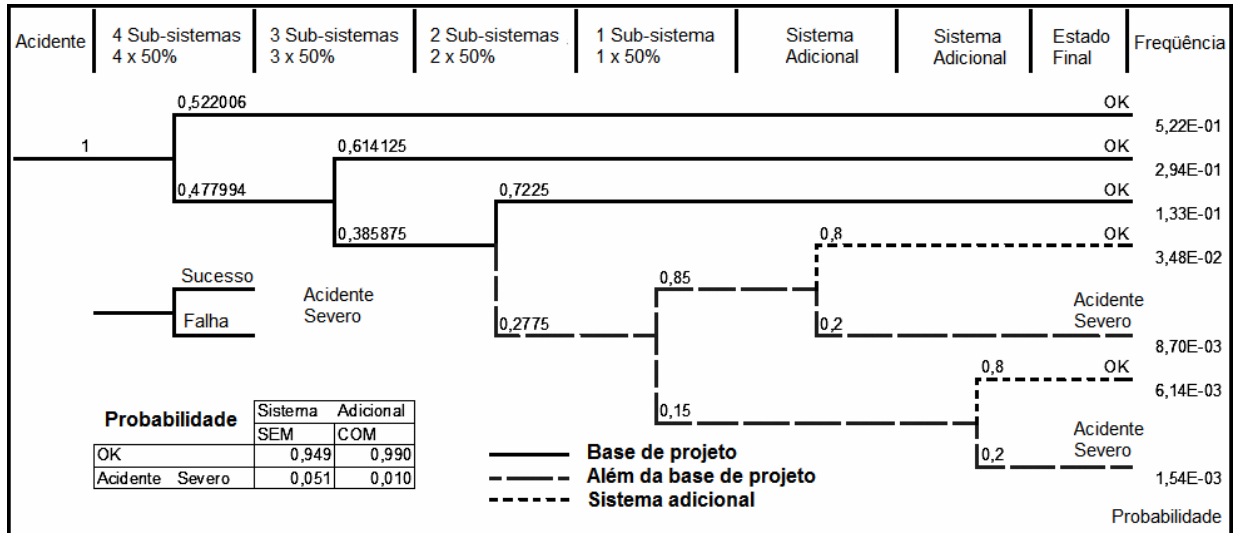


FIGURA 2 – Análise Probabilística de Segurança – Árvore de eventos

3.3 O gerenciamento de acidentes na usina Angra 2

Em relação ao conceito de defesa em profundidade, o documento INSAG-10 (1) recomendou a consideração dos níveis 4 e 5 da Tabela 2. O nível 5 é coberto pelo Plano de Emergência Local que, apoiado por órgãos como a Defesa Civil, tem por finalidade proteger a saúde e garantir segurança dos trabalhadores da usina e do público em geral no caso de acidentes. O nível 4, que envolve o gerenciamento de acidentes (ver Figura 3), foi aperfeiçoado durante a construção e os testes operacionais da usina Angra 2 com os seguintes pontos básicos:

- Sistema de monitoração das funções críticas de segurança (B na Figura 3)
- Procedimentos de emergência para o gerenciamento de acidentes (C na Figura 3)
- Modificações de projeto para possibilitar o gerenciamento de acidentes

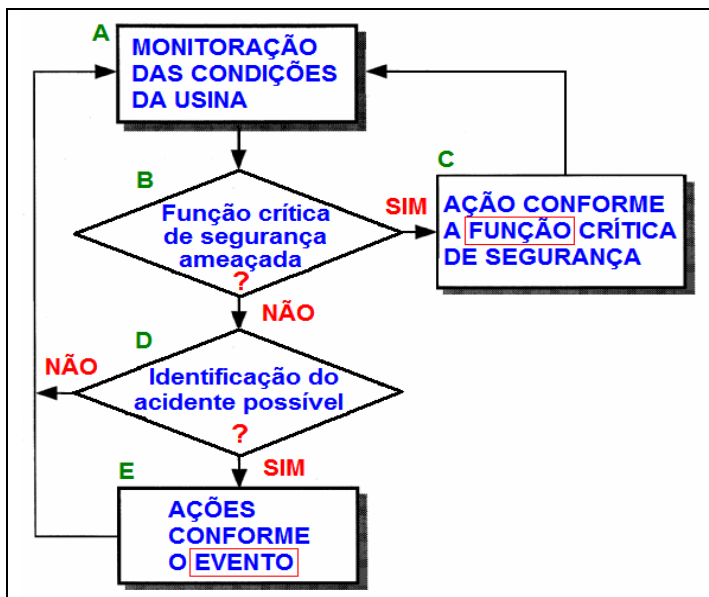


FIGURA 3 – Gerenciamento de Acidentes

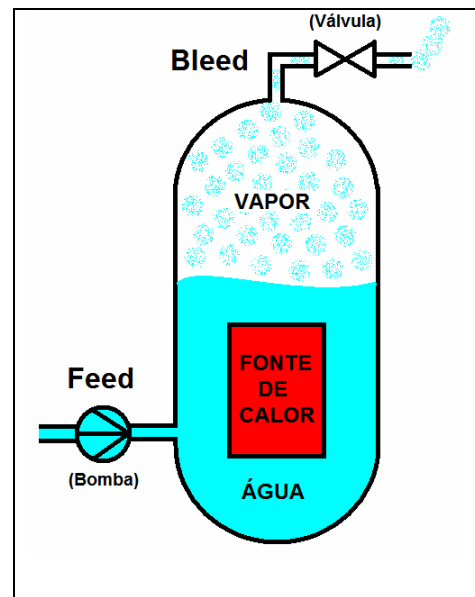


FIGURA 4 – “Bleed & Feed”

3.3.1 Sistema de monitoração das funções críticas de segurança

As funções críticas de segurança (ver Tabela 3) são funções que devem ser mantidas pelos diversos sistemas para garantir a segurança da usina. A monitoração das funções críticas de segurança torna possível detectar condições críticas da usina e tomar as devidas ações.

TABELA 3 – Funções críticas de segurança

Função Crítica de Segurança	Prioridade	Objetivo
Subcriticalidade	1	Assegurar que o reator está desligado, isto é, o processo de fissão do Urânio 235 no combustível está interrompido.
Alimentação dos geradores de vapor	2	Assegurar o fornecimento de água para os geradores de vapor para a retirada de calor do circuito primário.
Fonte fria no circuito secundário	3	Assegurar a retirada de calor do circuito primário através do circuito secundário.
Inventário de refrigerante no circuito primário	4	Assegurar um inventário de água no circuito primário para a retirada de calor do reator.
Transferência de calor no circuito primário	5	Assegurar que haja um processo de circulação de água no circuito primário para o transporte do calor do reator.
Integridade do circuito primário	6	Assegurar a integridade do circuito primário para evitar a liberação de radiação para o prédio da contenção.
Integridade do prédio da contenção	7	Assegurar a integridade do prédio da contenção para evitar a liberação de radiação para o meio ambiente.

Antes das recomendações do documento INSAG-10 (1), o manual de operação descrevia as funções críticas de segurança (B na Figura 3) e indicava as ações possíveis (C na Figura 3), mas deixava a cargo operador decidir quando e quais ações devem ser executadas.

Após as recomendações do documento INSAG-10 (1), para cada função crítica de segurança existem 3 níveis de alarme automáticos escalonados (B na Figura 3) que indicam para o operador que a função está sendo ameaçada (condições além da base de projeto). Para cada alarme, o manual de operação indica que ações devem ser tomadas para que a função seja mantida (C na Figura 3). Em casos de alarme simultâneo de duas funções críticas de segurança, o operador segue a prioridade indicada na Tabela 3.

3.3.2 Procedimentos de emergência para o gerenciamento de acidentes

Os procedimentos de emergência contêm todas as ações a serem tomadas pelo operador no caso de alguma função de segurança ser ameaçada. Inicialmente os procedimentos de emergência foram preparados para atuar os sistemas existentes na usina, entretanto em alguns casos foram necessárias modificações nos sistemas e nos equipamentos para identificar as condições e permitir a atuação nestas condições adversas.

No conceito base de projeto, os sistemas de segurança são suficientes para remover calor do reator reduzindo a pressão até que os sistemas de baixa pressão possam entrar em operação contínua de retirada de calor residual do reator. Ao se assumir uma condição além da base de projeto (por ex. falhas múltiplas), onde a pressão não é reduzida pelos sistemas de segurança, existiria o seguinte cenário (ver Figura 4):

- As válvulas de segurança abrem na pressão ajustada e liberam vapor mantendo a pressão do reator no valor de ajuste (pressão máxima de projeto). As válvulas fecham quando a pressão cai abaixo do valor ajustado.
- Os sistemas não conseguem injetar água devido à pressão alta (pressão de ajuste das válvulas de segurança).
- O inventário de água no reator reduz até que o reator fica sem água causando um acidente severo, isto é, um dano no combustível causando liberação de material radioativo.

O conceito de “Bleed & Feed” (Despressurização e Injeção, ver Figura 4) foi ampliado para ser atuado manualmente pelo operador, o operador atua nas válvulas de alívio ou segurança de maneira a reduzir substancialmente a pressão no circuito primário para a entrada dos sistemas de injeção disponíveis. O reator é resfriado através de sucessivas atuações alternadas de despressurização e injeção de água.

O conceito de “Bleed & Feed” também se aplica ao circuito secundário (geradores de vapor) para a retirada de calor do circuito primário. Primeiramente o operador segue o procedimento de “Bleed & Feed” do circuito secundário e, na impossibilidade deste, o operador segue o procedimento de “Bleed & Feed” do circuito primário. Com novos conceitos de atuação e novas condições de operação, modificações de projeto foram necessárias para a preparação dos procedimentos de emergência.

3.3.3 Modificações de projeto para possibilitar o gerenciamento de acidentes

Para a execução dos procedimentos de emergência para os acidentes além da base de projeto, foram ou estão sendo implementadas as modificações de projeto apresentadas na Tabela 4.

TABELA 4 – Modificações de projeto

MODIFICAÇÃO DE PROJETO	OBJETIVO	STATUS EM 2009
Atuação manual da válvula de alívio do circuito primário	“Bleed” do circuito primário. Capacidade limitada de despressurização. Depende da alimentação elétrica existente.	Implementado.
Atuação manual das duas válvulas de segurança do circuito primário	“Bleed” do circuito primário. Capacidade ampla de despressurização. Alimentação elétrica própria.	Em fase de projeto e compra de componentes. Implantação em 2010.
Atuação manual da injeção de água no circuito primário	“Feed” do circuito primário.	Projeto original.
Operação em série das bombas de injeção de alta e baixa pressão	“Feed” do circuito primário contra pressão alta.	Implementado.
Atuação manual das válvulas de alívio do circuito secundário	“Bleed” do circuito secundário.	Implementado.
Atuação manual da injeção de água no circuito secundário	“Feed” do circuito secundário.	Projeto original.
Injeção de água do circuito de incêndio no circuito secundário	“Feed” do circuito secundário. Sistema passivo (reservatório de água localizado a 110 metros de altura).	Implementado
Monitoração do nível de água no reator em altas temperaturas	Verificação do inventário de água no reator.	Implementado
Filtro de ventilação na sala de controle principal	Permitir a presença de operadores no caso de acidentes com liberação de radiação. Sala de controle de emergência já é projetada para esta situação.	Em fase de projeto e compra de componentes. Implantação em 2010.
Despressurização filtrada e controlada do prédio da contenção	“Bleed” do prédio da contenção para evitar danos com liberação descontrolada de material radioativo.	Parte do projeto já foi implementada. Projeto do filtro em análise.

4.0 - CONCLUSÃO

Através da Análise Probabilística de Segurança (APS) foi possível priorizar as mudanças a serem feitas. As modificações de projeto realizadas cobriram de maneira uniforme os cenários de acidentes além da base de projeto. Não existe um fator dominante entre os diferentes tipos de eventos (ruptura de tubulação do circuito primário, ruptura de tubulação do circuito secundário, transientes operacionais, etc.) e os diferentes tipos falhas de sistemas de segurança (falha dos sistemas de injeção de água, falhas nos sistemas de resfriamento, etc.).

Inicialmente foi utilizada uma APS de usina similar a usina Angra 2 para a avaliação das modificações de projeto.. Atualmente está em fase de conclusão a APS específica da usina Angra 2 que permitirá avaliar, com mais detalhe, as modificações de projeto realizadas ou em fase de implementação e as futuras modificações de projeto.

As modificações de projeto realizadas reduziram para a metade a probabilidade de acidente severo (acidente com liberação de material radioativo). As modificações de projeto em fase de implementação reduzirão em 1/5 a probabilidade de acidente severo. Com as modificações realizadas ou em fase de implementação pode-se afirmar que o nível de segurança da usina Angra 2 está dentro dos padrões internacionais mais rígidos.

5.0 - REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- (1) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – INSAG-10 Defense in Depth in Nuclear Safety – 1996, Viena
- (2) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – INSAG-6 Probabilistic Safety Assessment – 1992, Viena

6.0 - DADOS BIOGRÁFICOS

Jorge E. de S. Mendes

Engenheiro Eletrônico formado pelo Instituto Tecnológico de Aeronáutica (ITA) em 1976