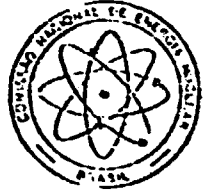


Fatima

BR 88 10885
INIS-BR--998



CURSO LATINO-AMERICANO SOBRE OS
BENEFÍCIOS SÓCIO-ECONÔMICOS DA ENERGIA NUCLEAR



LAS/ANS - CNEN

Rio de Janeiro - 27 a 31 de julho de 1987

PROTEÇÃO DO MEIO AMBIENTE

Aquilino Senra

COPPE/UFRJ

A PROTEÇÃO DO MEIO AMBIENTE E AS
USINAS NUCLEARES

AQUILINO SENRA MARTINEZ

COPPE/UFRJ

Programa de Engenharia Nuclear
CP.68509 - 21945 Rio de Janeiro

INTRODUÇÃO

O desenvolvimento de uma sociedade industrial exige produtividade elevada e uma maciça utilização de recursos energéticos. A questão da proteção ambiental está fortemente associada ao desenvolvimento econômico e industrial de uma sociedade, e ao quanto a atividade produtiva possa ser ou não predatória ao meio ambiente. A discussão desta questão pode ser feita do ponto de vista naturalista, harmônico ou progressista. No conceito naturalista não é admitido o desenvolvimento industrial por considerar a atividade produtiva predatória dos recursos naturais. No conceito naturalista a sociedade ideal seria baseada unicamente na agricultura. Por outro lado o conceito progressista admite o desenvolvimento econômico e industrial a qualquer custo, não importando as consequências ao meio ambiente. No conceito harmônico o desenvolvimento econômico e industrial é alcançado preservando-se o meio ambiente. Baseado neste último conceito, abordaremos neste artigo a questão da proteção ao meio ambiente no uso da energia nuclear para fins da geração elétrica.

Na discussão da questão ambiental são frequentemente colocados os problemas do uso predatório dos recursos naturais e seu esgotamento, e a poluição do ar, água e do solo. No que se refere a proteção do meio ambiente, aos problemas citados deve ser acrescentada a análise de risco e benefício do uso de uma determinada inovação tecnológica. Para tornar esta análise mais objetiva vamos restringi-la às alternativas de geração de energia para o desenvolvimento de uma sociedade industrial.

As decisões, para a escolha de sistemas de fornecimento de energia, devem ser tomadas em função das alternativas disponíveis e levando-

se em consideração a relação risco/benefício de suas utilizações. As decisões, em geral, são tomadas por técnicos especialistas fundamentados em normas conservativas, mas sujeitas a falhas. A participação do público nestas decisões tem sido muito pequena. Com exceção da energia nuclear, que desempenha um papel que simboliza a preocupação popular com o desenvolvimento tecnológico e os riscos associados a este desenvolvimento, as demais fontes alternativas de energia não recebem significativa atenção do público para os riscos de sua utilização.

Mesmo com a energia nuclear o interesse público é maior pela controvérsia criada pelos críticos à sua utilização, do que pelo interesse nas soluções técnicas dadas para a operação segura de uma instalação nuclear. O desconhecimento destas soluções leva o público a frequentemente associar um reator nuclear a uma bomba atômica, e a acreditar que a Síndrome da China representa a possibilidade da massa derretida do núcleo de um reator atravessar o diâmetro terrestre. Em realidade, por baixo da superfície de retórica dos críticos do uso da energia nuclear, não está clara a preocupação principal com os aspectos do meio ambiente, da saúde da população, e econômicos das tecnologias de geração de energia. Ao contrário são as implicações sociais, ou mesmo políticas, do uso da tecnologia nuclear que merecem o destaque no debate da questão.

Não cabe aqui determinar as causas que levaram a energia nuclear a simbolizar a preocupação com os riscos associados ao desenvolvimento tecnológico, contudo é interessante destacar que nenhuma outra fonte de energia tem a nível internacional tantas instituições técnico-científicas dedicadas ao estudo dos efeitos ambientais de sua utilização. Apenas para citar algumas, temos a International Atomic Energy Agency (IAEA), as comissões nacionais reguladoras do uso da

energia nuclear tais como a Nuclear Regulatory Commission (NRC) nos Estados Unidos e a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) no Brasil, e a International Commission on Radiological Protection. Contudo as informações e as conclusões dos trabalhos realizados por estas instituições não é adequadamente transferido para o público em geral, o que em termos objetivos torna os trabalhos incompletos.

Na próxima seção faremos uma breve apresentação dos impactos ambientais de algumas fontes de energia, incluindo a nuclear, para posteriormente apresentarmos os sistemas existentes em uma usina nuclear que visam a proteção do meio ambiente.

IMPACTOS AMBIENTAIS DAS FONTES DE ENERGIA

Não existe fonte de energia que não apresente impactos para o meio ambiente. Resta portanto a uma sociedade industrial minimizar os riscos envolvidos na utilização destas fontes. Veremos à seguir os impactos ambientais das três mais importantes fontes de energia, ou seja, a energia fornecida pelos combustíveis fósseis e nuclear e a energia hidroelétrica.

A queima de combustíveis fósseis pode conduzir a mudanças climáticas devido ao acúmulo de CO_2 na atmosfera. O dióxido de carbono na atmosfera afeta o balanço de radiação térmica do planeta e através deste balanço o clima global. Em um exercício simples de aplicação da teoria de radiação térmica¹ é possível mostrar que a temperatura de equilíbrio térmico teórica, na superfície da Terra, é de -19°C admitindo-se um coeficiente de reflexão na atmosfera de 29% (relação entre intensidades de radiação refletida e incidente na atmosfera). Esta temperatura é 34°C menor que a temperatura média observada na superfície da Terra. Esta diferença, muito importante por sinal, é causada pela absorção no vapor de água e no dióxido de carbono, existentes na atmosfera, da radiação infravermelha emitida da superfície terrestre.

Baseado nos melhores modelos atmosféricos disponíveis no momento pode-se estimar que a temperatura média da superfície da Terra aumentaria de 1.5 a 2.4°C , caso fosse dobrada a concentração de dióxido de carbono existente na atmosfera. Para avaliar a realidade destes números apresentamos na figura 1 a produção acumulada de CO_2 e o crescimento observado de CO_2 na atmosfera, monitorados por observadores do Observatório de Mauna Loa no Havai. O período de ob

servação está compreendido entre 1957 e 1980, sendo considerados os mais confiáveis dados sistemáticos entre os disponíveis. A curva correspondente a produção acumulada indica o crescimento da concentração CO_2 na atmosfera que seria observado se todo CO_2 produzido da queima de combustíveis fósseis, desde 1957, permanecesse no ar. A curva correspondente ao crescimento observado refere-se ao crescimento da concentração de CO_2 na atmosfera observada no Observatório de Mauna Loa.

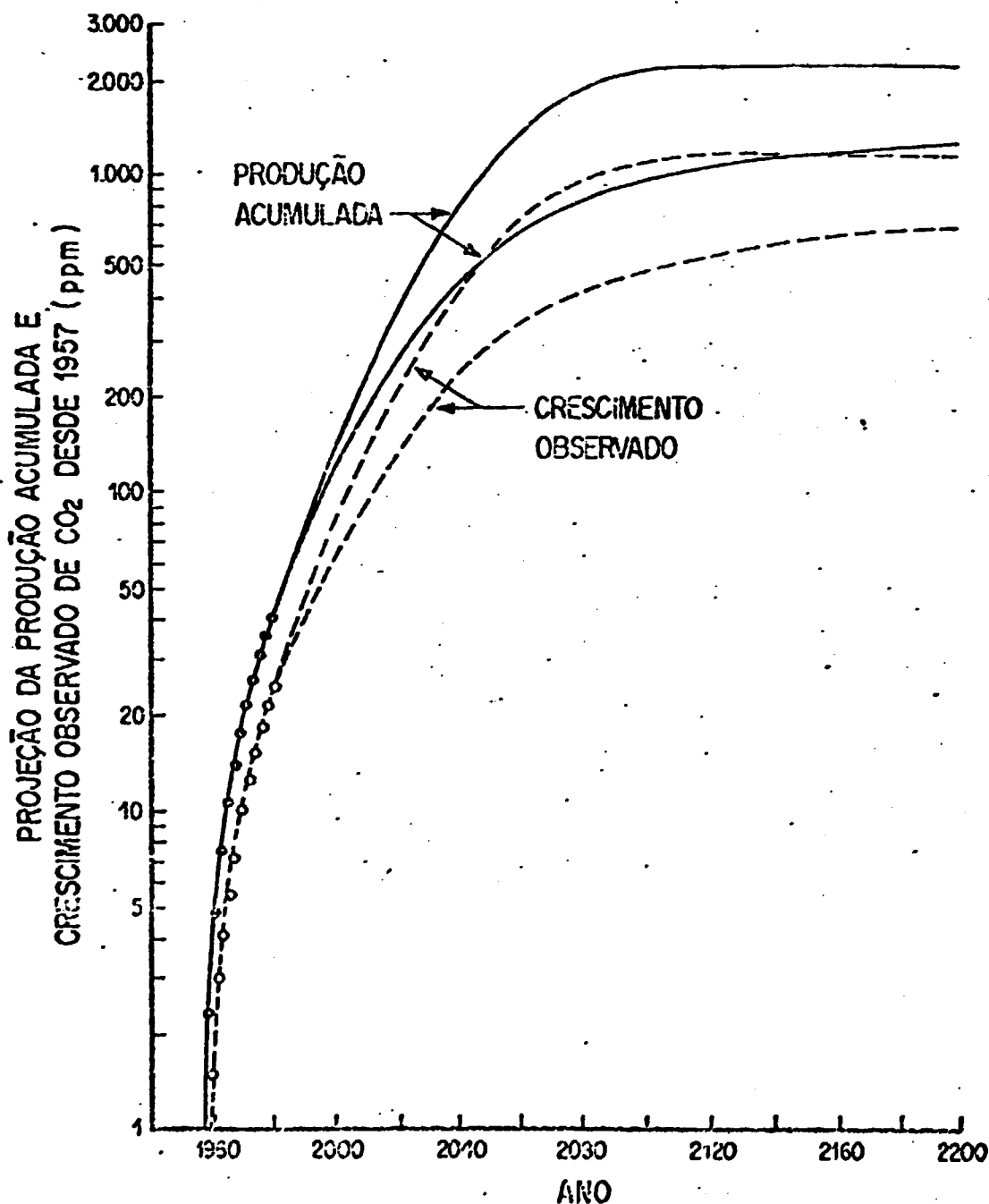


Figura 1

Na figura 1, a partir do ano de 1980, é feita uma projeção da produção acumulada e do crescimento observado de CO_2 na atmosfera, baseado em dois cenários distintos. O primeiro cenário está relacionado a um fácil e livre acesso às reservas de combustíveis fósseis, com prematura exaustão dos mesmos. Baseado neste cenário chegou-se a curva cheia superior da figura 1. O segundo cenário está baseado em uma baixa demanda de combustíveis fósseis, e neste caso a projeção da produção acumulada de CO_2 é representada pela curva cheia inferior. Ainda na figura 1 as curvas pontilhadas representam a projeção do crescimento observado de CO_2 na atmosfera, segundo os cenários anteriormente mencionados, e admitindo que 54% do CO_2 produzido permanecerá no ar.

As projeções apresentadas na figura 1 sugerem que no início do século 21 a concentração do CO_2 na atmosfera se tornará crítica. Estudos sobre o assunto² sugerem que o nível de CO_2 na atmosfera, em 1957, era de 315 ppm. Em função desta informação e com os dados da figura 1 verificamos que no ano 2000 teremos a concentração atmosférica de CO_2 entre 375 e 390 ppm. Um acréscimo de 150-225 ppm por volta do ano 2025 (concentração de CO_2 esperada de 465-540 ppm) certamente acarretará forte mudanças climáticas no planeta.

A temperatura média da superfície terrestre e a sua variação em função da concentração de dióxido de carbono na atmosfera, são resultantes de cálculos do balanço de radiação térmica da atmosfera. Contudo, existe um pequeno conhecimento a respeito do tipo de mudanças climáticas que poderão ocorrer em termos da variação da pressão atmosférica, precipitação, concentração de nuvens, etc. Conseqüentemente, não podem ser feitas previsões exatas dos impactos que a variação de temperatura média do planeta terá para o meio ambiente. Mas existem estudos que mostram que queima de com-

bustíveis fósseis apresenta os seguintes riscos para o meio ambiente:

- Redução de 1% a 3% da produção mundial de alimentos³ em caso de uma variação de 1°C na temperatura média da Terra.
- Aumento do nível dos oceanos em até 4m devido ao derretimento da camada de gelo da Antártica⁴.
- Mudança das zonas climáticas do hemisfério norte devido ao derretimento da fina camada de gelo do oceano Atlântico, próximo as regiões polares.

Embora conceitualmente seja correto afirmar que a energia hidroelétrica é uma fonte renovável de energia, pode ser que em alguns casos ela se torne não renovável a não ser que os problemas da erosão dos leitos e das margens dos rios e a sedimentação nos reservatórios sejam mantidos sobre controle. Existem casos onde a sedimentação reduziu a capacidade de armazenamento dos reservatórios a tal ponto que a geração elétrica sofreu considerável redução ao seu potencial original.

Embora a finalidade precípua dos reservatórios seja o de armazenar a água, que acionará as turbinas de geração de eletricidade, eles também armazenam os sedimentos contidos nos rios que alimentam estes reservatórios. A quantidade de sedimentos carregados pelos rios depende do tipo, do tamanho e natureza das margens do rio e da velocidade e turbulência das águas do rio. A retenção dos sedimentos nos lagos das barragens implica que a jusante da barragem haverá uma ausência, ou forte redução, de sedimentos. Isto acarreta uma significativa redução da comunidade de pequenos animais e vegetais

que vivem em suspensão nas águas dos rios e de materiais orgânicos, que por seu lado reduz a população de peixes na área.

A retenção de sedimentos no reservatório também acarreta a erosão das margens do rio à jusante da barragem. Resultados de análise das barragens das usinas hidroelétricas em operação em todo o mundo, indicam que a concentração de sedimentos nas águas dos rios influencia a vazão dos mesmos. A retenção dos sedimentos no reservatório aumenta a velocidade e a turbulência das águas dos rios a jusante da barragem, acarretando erosões no leito e nas margens do rio.

O processo de erosão devido a construção de usinas hidroelétricas é acelerado devido as atividades de construção propriamente dita.

Na construção das barragens enormes volumes de terra e pedra são utilizados. No sentido de reduzir os custos relativos a transporte, as escavações e as pedreiras se localizam próximo ao local da barragem. As escavações em tão larga escala alteram o perfil do solo, provocando o crescimento da erosão do mesmo. Os efeitos negativos da erosão do solo são bastante conhecidos e portanto não cabe discutí-los aqui em detalhes.

Mais graves do que a erosão e a sedimentação são os impactos no meio ambiente causados pela inundação de grandes áreas, para a formação dos lagos de uma usina hidroelétrica. Os impactos mais importantes da inundação consistem na destruição de áreas florestais e a remoção da população que vive nas vizinhanças ao local escolhido para a construção da usina hidroelétrica.

O desmatamento de toda área a ser inundada é, em geral, dispendioso contribuindo de forma significativa para o custo total da construção da usina. Por isto o desmatamento é feito em função do tí-

po de uso que será dado aos reservatórios. Por exemplo, em reservatórios que forem utilizados para a pesca, o desmatamento terá que ser feito, para permitir o livre uso das redes de pesca, independente do valor comercial da madeira da área a ser inundada.

Em regiões em que, por razão única de limitação dos custos, o desmatamento não foi realizado, ocorreu o desenvolvimento de mosquitos e moluscos transmissores de doenças, devido a decomposição do material orgânico inundado. A proliferação destas doenças inviabiliza a existência de vilas e povoados em regiões próximas aos lagos de algumas usinas hidroelétricas.

A formação de grandes lagos obriga o reassentamento dos habitantes da região, criando grandes problemas sociais que vão desde questões culturais e de tradição até a deterioração do nível de vida do migrante. A formação de grandes lagos também reduz a área cultivável acarretando uma redução considerável da produção agrícola local, que por extensão pode afetar os centros urbanos.

Para concluir esta seção abordaremos os impactos do meio ambiente resultantes da utilização energia nuclear para fins de geração de energia elétrica. Os riscos associados com a energia nuclear estão concentrados em riscos de origem radiológica. Os riscos associados com a energia nuclear através de danos não radiológicos são muito menos importantes do que os riscos radiológicos, e por conseguinte não serão aqui discutidos. Para entender os riscos associados com a energia nuclear deve ser destacado que os impactos da energia nuclear no meio ambiente não se restringem ao local onde é instalada a usina geradora de energia elétrica. Isto porque o ciclo do elemento combustível utilizado no reator nuclear da usina, envolve diferentes etapas que são realizadas em outras instalações com dife-

rentes localizações. Na figura 2 mostramos um diagrama das várias etapas do ciclo do combustível⁵.

Os principais impactos de energia nuclear estão diretamente associados aos efeitos ambientais e biológicos da radiação existente no ciclo do combustível. Esta radiação pode entrar em contato com o meio ambiente através de liberações de rotina ou acidental durante a operação de uma usina nuclear e através da produção do yellowcake. A liberação de rotina, ou operacional, ocorre quando durante a operação da usina a pressão interna da contenção aumenta para valores próximos do limite operacional. Tendo em vista que esta liberação obedece critérios, que garantem que a radiação liberada para o meio ambiente não provoca prejuízos ao mesmo, consideraremos apenas na discussão deste tema as liberações acidentais.

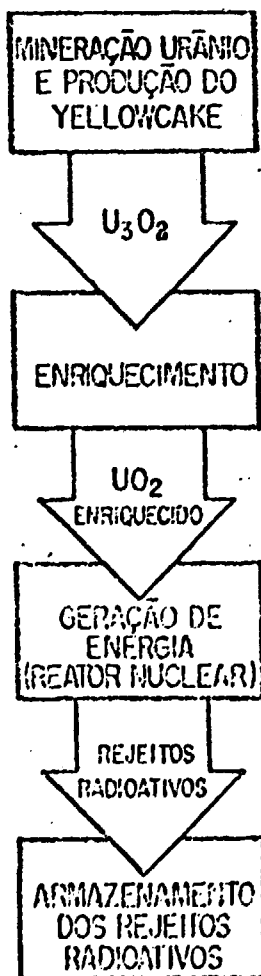


Figura 2

Durante a operação de um reator nuclear é produzida uma grande quantidade de produtos de fissão. Os produtos de fissão são resultados da fragmentação dos núcleos de elementos físséis ou fissionáveis. Como resultado do decaimento radioativo, os produtos de fissão após um curto período de tempo constituem um conjunto com aproximadamente 320 elementos diferentes, sendo muitos deles radioativos. Alguns destes elementos radioativos tem meias-vidas pequenas ou são formados em tão pequena quantidade que podem ser desconsiderados em uma análise global de impacto ambiental.

Na tabela 1 apresentaremos alguns dos mais importantes produtos de fissão, levando em consideração o valor das meias-vidas, a elevada produção destes isótopos no reator e seus relevantes efeitos biológicos.

Os elementos radioativos sofrem decaimentos até se tornarem estáveis. O tipo de decaimento radioativo está associado ao tipo de radiação emitida pelo núcleo do elemento radioativo. São três os tipos de radiação emitidas por um núcleo excitado: radiação gama e partículas alfa e beta. Por causa de suas curtas distâncias de penetração as partículas alfa e beta emitidas de fontes externas ao organismo humano não apresentam danos biológicos. Já a radiação gama, que tem um alto poder de penetração, apresenta sérios riscos ao organismo humano, devido a produção de elétrons com energia cinética muito alta quando da absorção da radiação gama pelo corpo. A produção destes elétrons ocorre devido ao processo de ionização dos átomos que compõem os tecidos humanos, na passagem das radiações gamas através destes tecidos.

Quando através da alimentação, da água ou do ar, a fonte radioativa ingressa no corpo humano os danos causados pelas radiações au-

mentam. Neste caso as partículas alfa e beta assumem o mesmo nível de importância dos raios gama no que se refere a danos ao organismo humano. Estes danos são sempre causados às células no corpo, e podem ter efeitos irreversíveis.

ELEMENTO	MEIA - VIDA	RADIAÇÃO EMITIDA
Tritio	12.3 anos	beta
Criptônio 85	10.8 anos	beta e gama
Xenônio 133	5.3 dias	beta e gama
Xenônio 135	9.1 horas	beta e gama
Estrôncio 90	28 anos	beta
Iodo 131	8 dias	beta e gama
Iodo 133	20 horas	beta e gama
Iodo 135	6.7 horas	beta e gama
Césio 137	30 anos	beta
Césio 138	32 min.	beta e gama

TABELA 1

A liberação acidental de radiação em um reator nuclear ocorre devido a um acidente em que as barreiras de proteção da usina são violadas, acarretando um vazamento de elementos radioativos através do prédio da contenção da usina. Em uma outra seção deste artigo descreveremos o conceito de barreira de proteção, discriminando a constituição das mesmas.

Outro impacto ambiental importante do ciclo de combustível está associado ao processo de obtenção de yellowcake. Na figura 3 apresentaremos um diagrama das etapas de produção do yellowcake. De uma to

nelada de minério de Urânio resulta em média aproximadamente dois quilos de yellowcake. O rejeito da produção de yellowcake, que é a aproximadamente a mesma quantidade do minério bruto (no exemplo representa 998 Kg), é constituído essencialmente de Tório-230 e Rádio-226 presentes no minério bruto. O decaimento radioativo destes elementos resulta na produção de Radônio-222. O Radônio-222 que é um gás, pode escapar para o meio ambiente e ser transportado pelos ventos, aumentando o índice de radioatividade até em lugares distantes da usina de produção de yellowcake.

EXTRAÇÃO E PRODUÇÃO DE URÂNIO

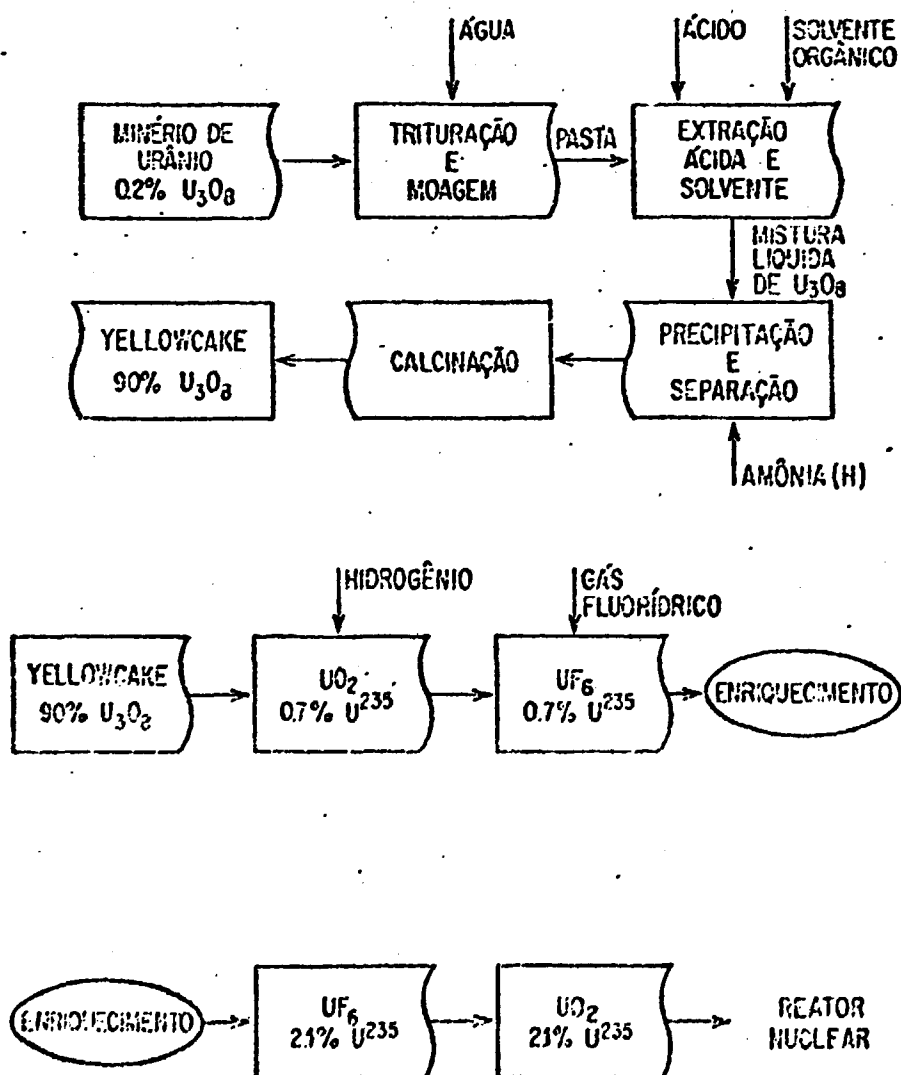


Figure 3

Um impacto ambiental também importante são os danos ecológicos causados pela descarga do calor desperdiçado. Este impacto é comum em todas as usinas que gerem energia elétrica através da queima de combustível, seja ela nuclear ou fóssil. No processo de geração da energia elétrica nestas usinas, uma grande quantidade de vapor passa por uma turbina para fornecer a energia mecânica necessária para acionar o gerador elétrico. Após passar pela turbina o vapor é condensado para voltar na forma líquida ao gerador de vapor. Grandes volumes de água são necessários para resfriar os condensadores de uma usina térmica. De uma forma contínua e com uma alta vazão esses volumes de água devem ser retirados de rios, grandes lagos ou oceanos próximos a usina. As elevações de temperatura causadas pela remoção do calor desperdiçado, através de grandes volumes de água dos rios, lagos ou oceanos pode ocasionar fortes alterações no ecossistema de regiões próximas as usinas de geração térmica. Os efeitos da temperatura sobre o ecossistema são bastante complexos, não permitindo determinar com precisão a extensão do distúrbio das condições naturais. Entretanto baseado em estudos teóricos conservativos a elevação de temperatura máxima aceitável^{6,7} varia de 1.6°C a 2.8°C dependendo da estação do ano, se a água é doce ou salgada e dos organismos aquáticos que podem ser afetados por essa elevação de temperatura.

Apresentados os principais impactos ambientais de três fontes de geração de energia elétrica, apresentaremos a partir de agora as soluções técnicas para minimizar os riscos de danos destas fontes ao meio ambiente. Por uma questão de coerência com o tema da conferência, limitaremos a discussão do assunto apenas as usinas nucleares. Nem mesmo os aspectos de segurança de instalações relacionadas às diversas etapas do ciclo do combustível serão abordadas, apenas os sistemas de segurança existentes em usinas nucleares.

Foi destacado na seção anterior que se os elementos radioativos existentes no reator de uma usina nuclear fossem liberados acidentalmente para o meio ambiente poderia ocorrer uma séria ameaça à saúde da população e ao próprio meio. Assim sendo, a finalidade principal da engenharia de segurança em usinas nucleares tem sido a de evitar a liberação de elementos radioativos destas usinas. Na prática isto se resume na constituição de barreiras múltiplas contra a liberação de produtos de fissão para o meio exterior à usina. Essas barreiras são as seguintes:

- reticulado das pastilhas da vareta de combustível
- revestimento da vareta de combustível
- sistema de refrigeração do reator
- prédio da contenção do reator

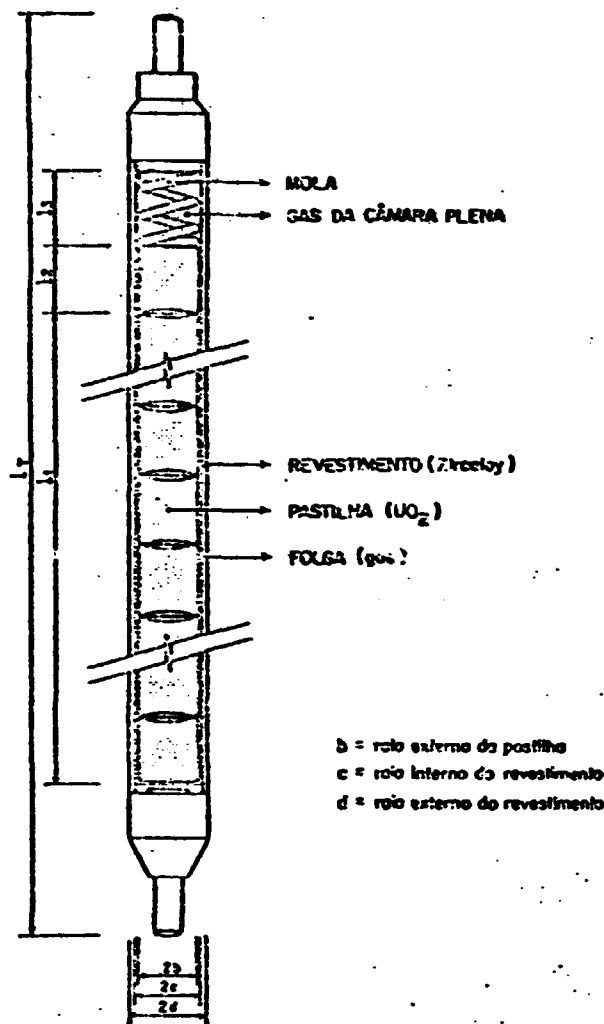


Figura 4

Na figura 4 é mostrada a configuração de uma vareta de combustível típico de um PWR. As pastilhas de combustível de um reator tipo PWR são de dióxido de Urânio (UO_2), com geometria cilíndrica de aproximadamente 1.0 cm de diâmetro e 1.5 cm de altura. As pastilhas são obtidas comprimindo o dióxido de Urânio em pó e posteriormente aquecendo-o até transformá-lo em um material cerâmico com ponto de fusão em torno de $2860^{\circ}C$. O reticulado resultante deste processo de sinterização impede que os produtos de fissão sólidos escapem da pastilha de combustível. No entanto os gases produzidos na fissão do Urânio podem migrar através deste reticulado e escapar da pastilha. Quem evita a liberação destes gases de fissão é a segunda barreira, ou seja o revestimento da vareta de combustível.

O revestimento da vareta de combustível em reatores tipo PWR é de

Zircaloy, com uma espessura que pode variar de 0.0572 a 0.0635 cm e um comprimento que pode variar de 366 a 381 cm. O espaço entre as paredes internas do revestimento e a externa da pastilha é preenchido com Hélio (gás inerte).

Devido as variações de potência de um reator nuclear e a corrosão podem ocorrer pequenas rupturas no revestimento da vareta de combustível ocasionando a transferência de produtos de fissão para o sistema de refrigeração do reator. Este sistema composto do vaso do reator, das bombas de refrigeração e das tubulações associadas, constitui a terceira barreira, desde que ele bloqueie o transporte de elementos radioativos para o sistema secundário da usina.

Não é comum ocorrerem quebras no sistema de refrigeração do reator, as quais conduziriam a liberação de uma grande quantidade de material radioativo para o exterior deste sistema. Apenas pequenos vazamentos de radioatividade através das válvulas são frequentes em usinas nucleares durante a operação normal. Mesmo sendo pouco provável a liberação de uma grande quantidade de material radioativo através do sistema de refrigeração do reator, as usinas nucleares são projetadas com um prédio de contenção, que bloqueia a liberação dos produtos de fissão que possam passar através do sistema de refrigeração do reator. O prédio da contenção é composto de uma chapa de aço envolto por uma camada de concreto. A espessura da contenção varia de acordo com a probabilidade de ocorrência de acidentes externos à usina, que acarretem choques estruturais na contenção. Como por exemplo, quedas de aviões ou explosões em cargas transportadas através de rios vizinhos à usina.

Na figura 5 apresentamos um diagrama simplificado de uma usina nuclear tipo PWR, destacando a terceira barreira de proteção, isto é,

o sistema de refrigeração do reator. Na figura 6 é mostrado em maiores detalhes o prédio da contenção, que constitui a quarta barreira de proteção.

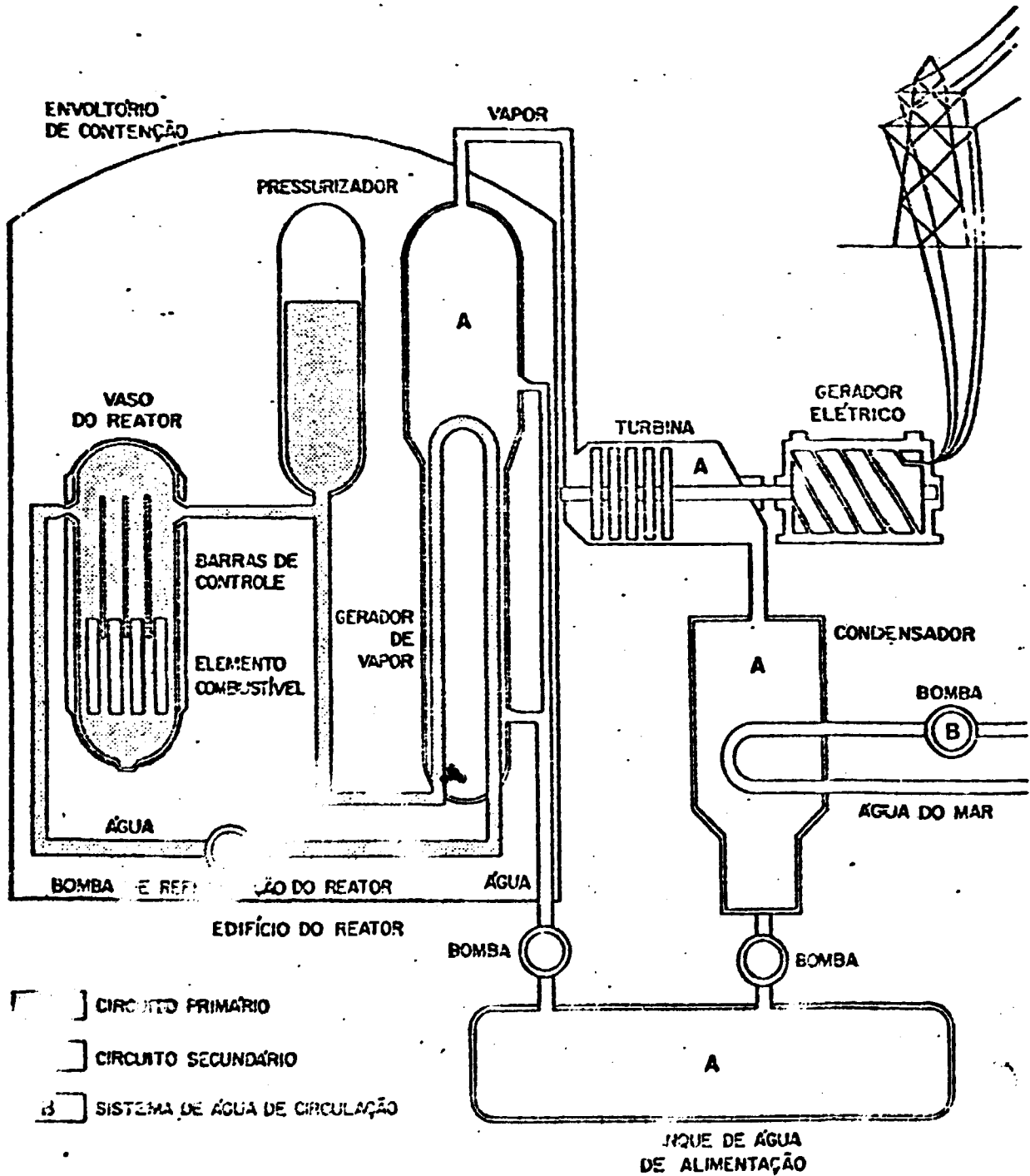


Figura 5

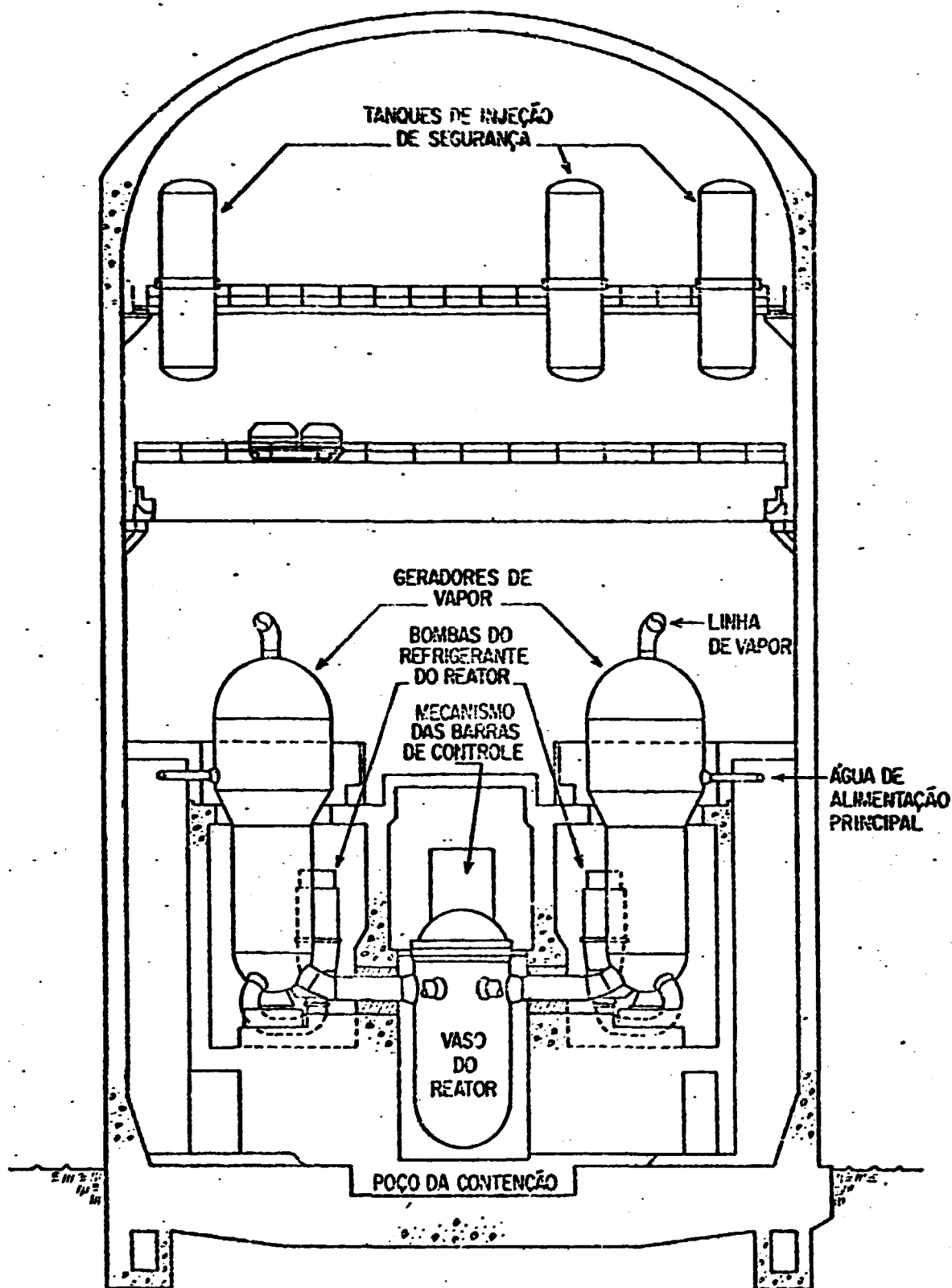


Figura 6

Enquanto estiverem intactas as quatro barreiras anteriormente descritas, a usina nuclear não oferecerá nenhuma ameaça à saúde e à

segurança da população. Se uma das barreiras for violada a ameaça aumenta, tornando-se mais grave na medida em que for aumentando o número de barreiras violadas. Quando todas as barreiras forem violadas, serão necessárias ações de emergência externas a usina a fim de evacuar a população local.

Veremos agora que medidas são incluídas no projeto de uma usina nuclear a fim de manter a integridade das barreiras de proteção do meio ambiente. Fundamentalmente as medidas visam proteger as varetas de elemento combustível contra danos causados especialmente por aumentos bruscos da potência do reator e consequente elevação das temperaturas do núcleo do reator.

No projeto de uma usina nuclear são estabelecidos limites operacionais, baseados em especificações técnicas de projeto, para variáveis de estado do processo, tais como temperatura, vazão, pressão, etc. Existem quatro tipos de limites associados a cada variável de estado, sendo que dois estabelecem o intervalo sobre o qual as variáveis podem assumir qualquer valor sem que isto possa ser considerado uma ameaça ao desempenho normal da usina. E os outros estabelecem o intervalo a partir do qual a variação das variáveis de estado apresentam uma séria ameaça à usina. Na figura 7 representaremos os intervalos limitados pelos valores de operação e proteção que são respectivamente os limites baixo e alto (LB e LA) e limites de muito baixo e muito alto (LMB e LMA).

Durante a operação da usina podem ocorrer diversos transientes devido a falhas dos equipamentos, dos operadores, da alimentação elétrica, etc. Estes transientes, em geral, são acomodados pelo controle automático da usina, que insere ou retira barras de controle, modifica a vazão do refrigerante do núcleo e do vapor que aciona a tur

bina. Acomodar o transiente significa manter as variáveis de estado entre os limites de muito baixo (LMB) e muito alto (LMA). Quando as variáveis saem deste intervalo o sistema de proteção de reator atua automaticamente desligando o reator através da inserção total das barras de controle.

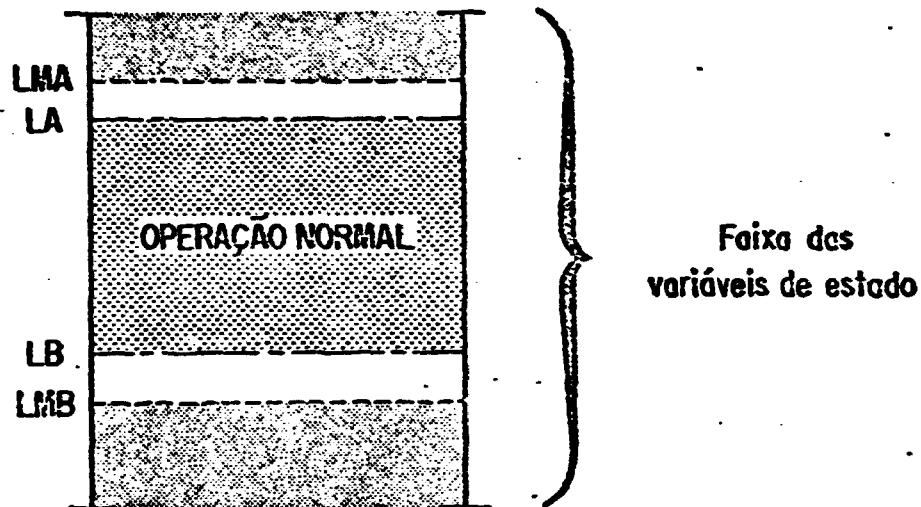


Figura 7

O sistema de proteção do reator bloqueia automaticamente as ameaças, às barreiras de proteção da usina, por mal funcionamento dos equipamentos e/ou desvios das condições de operação segura do reator. O sistema de proteção do reator recebe sinais dos sensores que monitoram as variáveis de estado do processo da usina nuclear e os utiliza em uma análise lógica feita em componentes específicos. Dependendo do resultado desta análise lógica o sistema de proteção do reator pode acionar o mecanismo das barras de controle e os sistemas de engenharia de segurança da usina, a fim de:

- estabilizar a temperatura, pressão e o nível da água do sistema refrigeração do reator (circuito primário), através do desligamento da turbina, isolamento do sistema de água de alimentação principal e isolamento da linha de vapor quando necessário.

- inibir a sobrepressurização do sistema de refrigeração do reator através da abertura da válvula de segurança do pressurizador.
- inibir a sobrepressurização do sistema de vapor principal através da abertura da válvula de segurança da linha de vapor.
- partir o sistema de água de alimentação auxiliar para garantir a fonte fria do secundário.
- partir o sistema de injeção de emergência.
- isolar as linhas de vapor no caso de pressurização na contenção.

Na lógica do sistema de proteção do reator são utilizados sinais dos sensores da usina, que devido a importância não podem estar indisponíveis. Mas a condição de falha zero não pode ser assegurada a nenhum componente eletrônico, daí ser necessária a utilização de sinais redundantes na lógica de desligamento do reator. São denominadas de redundantes os sinais provenientes de medidores independentes de uma mesma variável de estado. Neste caso o termo medidores é utilizado de uma forma abrangente, uma vez que consideramos conjuntamente o sensor da medida, o amplificador do sinal da medida, o filtro eletrônico do sinal e os relés de acionamento da lógica.

Dependendo da importância da decisão a ser tomada, o número de medidores redundantes para uma mesma variável pode variar de três a doze em usinas tipo PWR. Em geral, são usados três ou quatro medidores para monitorar as principais variáveis envolvidas na lógica de desligamento do reator. No caso específico de três ou quatro medidores redundantes, o desligamento do reator só ocorre quando dois ou mais medidores indicam a violação do limite de muito baixo ou muito

alto(LMB ou LMA) simultaneamente.

A redundância exigida para os medidores, que enviam sinais para a lógica do sistema de proteção do reator, também se aplica aos sistemas de engenharia de segurança da usina. Por exemplo, deve ser mantida a refrigeração do núcleo do reator mesmo que ocorra uma ruptura em uma das tubulações do sistema de refrigeração do reator. Daí termos dois circuitos do sistema de refrigeração de emergência. O sistema de remoção de calor residual apresenta dois circuitos independentes de forma a garantir a remoção do calor residual em qualquer situação de falhas dos componentes. Nas tubulações de vapor são dispostas válvulas duplas de isolamento de forma a evitar a dispersão de vapor radioativo entre diferentes seções da usina. Dois barramentos de energia elétrica alimentam os sistemas de engenharia de segurança da usina. Estes barramentos são interligados, de tal forma que se um falhar o outro pode alimentar um dos sistemas de engenharia de segurança redundantes.

Um dos mais importantes sistemas de engenharia de segurança de uma usina nuclear tipo PWR é o Sistema de Refrigeração de Emergência. A finalidade principal desse sistema é garantir o resfriamento do núcleo do reator, mesmo que ocorra uma perda total do refrigerante que circula no circuito primário da usina. O Sistema de Refrigeração de Emergência é composto dos seguintes sub-sistemas:

- Sistema de Injeção de Segurança à Baixa Pressão
- Sistema de Injeção de Segurança à Alta Pressão
- Sistema dos Acumuladores

A atuação de cada um destes sistemas é automática e depende do valor da pressão do circuito primário, que pode cair rapidamente em um acidente causado pela ruptura de uma das tubulações deste circuito.

SISTEMAS COMPUTADORIZADOS DE AUXÍLIO À OPERAÇÃO DE UMA USINA NUCLEAR

As barreiras de proteção contra a liberação de radioatividade no meio ambiente, e os sistemas de engenharia de segurança existem para minimizar o risco de acidentes em usinas nucleares. Contudo essas barreiras e sistemas de engenharia de segurança não garantem o risco zero na utilização da energia nuclear para fins de geração de energia elétrica. Os acidentes nas usinas nucleares de Three Mile Island, nos Estados Unidos, e de Tchernobil, na União Soviética, evidenciaram que em termos de segurança nuclear nem tudo está bem estabelecido. Há necessidade de aumentar a diversificação funcional existente na lógica de desligamento de um reator, aumentar mais ainda a disponibilidade e confiabilidade dos equipamentos da usina, reduzir as falhas de modo comum e melhorar interface homem-máquina nas salas de controle da usina.

O acidente de Three Mile Island ocorreu porque as válvulas nas linhas de todas as três bombas de água de alimentação foram deixadas fechadas após uma parada para manutenção da usina. Além disso o Sistema de Injeção de Segurança à Alta Pressão, que como vimos tem redundância, foi desligado por um dos operadores da sala de controle. Isto demonstra que as falhas que ocorrem em um acidente são de diferentes origens, e tendem a se complementar no agravamento do acidente.

Após o acidente de Three Mile Island foram feitas várias análises⁸ do desempenho dos operadores durante o acidente; um dos piores já ocorridos em usinas nucleares. A usina de Three Mile Island foi levada a condições não previstas nas bases de projeto e conseqüentemente os operadores não estavam preparados para as decisões exigidas pelo evento. ~~O treinamento e a experiência dos operadores não~~

foram suficientes para que eles reconhecessem a situação e tomassem as decisões corretas. Por exemplo, foram ignoradas ou rejeitadas certas informações que eram essenciais para uma avaliação correta da situação e uma tomada de decisão no tempo certo. Isto ocorreu porque os procedimentos de emergência eram muito extensos, dificultando sua utilização pelos operadores, e devido a dispersão dos indicadores na Sala de Controle. A fim de solucionar este problema, após o acidente de Three Mile Island foi introduzido o conceito de funções críticas de segurança e exigida a implementação de sistemas computadorizados de auxílio à operação, na sala de controle das usinas nucleares.

As funções críticas são grupos de parâmetros⁹, associados as barreiras de proteção da usina, que evitam o derretimento do núcleo do reator ou minimizam a quantidade de radiação liberada para o meio ambiente. Este grupo de parâmetros é avaliado de uma maneira sistemática para se determinar o estado de cada função. Caso uma função não esteja em sua condição normal, são seguidos procedimentos de recuperação das funções críticas de segurança. Estes procedimentos são muito mais simples e bem menos extensos do que os antigos procedimentos de emergência. Os procedimentos de recuperação das funções críticas de segurança tem por objetivo básico a alteração das condições da usina a fim de garantir a integridade das barreiras de proteção da usina.

Uma das maiores modificações propostas após o acidente de Three Mile Island, foi a instalação de sofisticados sistemas de computador para apoio aos operadores. Estes sistemas são bastantes úteis no gerenciamento global das condições de segurança da usina e no auxílio à tomada de decisões em uma emergência.

Um exemplo de um sistema computadorizado de auxílio à operação é o Sistema de Supervisão de Parâmetros de Segurança,¹⁰ que consiste em um sistema de monitoração em tempo real dos principais parâmetros da usina e das árvores lógicas das funções críticas de segurança. Este sistema transfere aos operadores, através de terminais gráficos e coloridos, informações integradas de diversos indicadores existentes na sala de controle da usina. Assim um único operador pode ter acesso a informações, que na estrutura atual de operação são compartilhadas por dois ou mais operadores. Permitindo assim uma redução das comunicações orais de informação que ocorriam durante uma emergência, e que contribuía para o estabelecimento de um ambiente desfavorável aos objetivos das turmas de operação durante a emergência.

Nesta conferência apresentaremos alguns aspectos do Sistema de Supervisão de Parâmetros de Segurança, que está sendo desenvolvido no Laboratório de Monitoração de Processos da COPPE/UF RJ. Este sistema será implementado na Sala de Controle da Usina Angra-1 durante a próxima recarga de combustível.

¹¹
O Sistema de Supervisão de Parâmetros de Segurança para Angra-1 tem uma estrutura modular, permitindo aos operadores a escolha de telas relativas a conjunto de parâmetros, gráficos da operação, histórico de parâmetros ou fluxogramas da usina. Por solicitação dos operadores as telas serão apresentadas em terminais gráficos coloridos que serão instalados na Sala de Controle da Usina Angra-1. As telas são totalmente independentes, tal que um operador pode solicitar qualquer tela que ele deseje monitorar, mesmo que outro operador esteja analisando outra tela.

REFERÊNCIAS

1. Eisberg R. M. - Fundamentals of Modern Physics
John Wiley & Sons, Inc. (1967)
2. Kellogg W.W. - "What is Making Warms the Earth?"
Bulletin of Atomic Scientists (February 1978)
3. Augustsson T. and Ramanathan V. - Journal of Atmospheric Science
34 (1977)
4. Manabe S. and Whetherald R.T. - Journal of Atmospheric Science
24 (1967)
5. Glasstone S. and Jordan W. H. - Nuclear Power and its Environmental
Effects - ANS (1980)
6. U.S. Code of Federal Regulations Title 40
(Protection of the Environment)
7. U.S. Department of Interior - Water Quality Criteria - Report
of NTAC - Washington DC (1973)
8. U.S Nuclear Regulatory Commission - "TMI2 Lessons Learned Task
Force Final Report" - NUREG-0585 (October 1979)
9. Westinghouse Owners Group - "Emergency Response Guidelines"
Revision 1 (September 1983)
10. Cain D.G. - Nuclear Safety Vol.27, No 4 - (October-December 1986)
11. Martinez A.S. et. al. - "A New Concept of Safety Parameter
'Display System" - Seminar on Nuclear Engineering in Latin
America - ANS (1986)