

## ANÁLISE DE SEGURANÇA DO REATOR IEA-R1 A 5 MW

Antonio T. e Silva, Eduardo Maprelian, Antonio C. I. Rodrigues, Eduardo L. L. Cabral,  
Leslie de Molnary, Ricardo N. Mesquita e Arlindo G. Mendonça

Departamento de Reatores  
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP)  
Caixa Postal 11049 - Pinheiros  
05422-970 - São Paulo - SP - Brasil  
e-mail: teixeira@net.ipen.br

### RESUMO

Este trabalho apresenta os métodos e abordagens utilizados na análise de segurança do reator IEA-R1 operando a uma potência nominal de 5 MW. Quatro acidentes limitantes de projeto em sua categoria são analisados quantitativamente, sendo o acidente de bloqueio de canal de resfriamento do núcleo considerado como o Acidente Máximo Postulado para o reator IEA-R1. A análise das conseqüências radiológicas e os critérios de aceitação de doses radiológicas advindas destes acidentes são avaliados e discutidos.

**Palavras chaves:** reatores de pesquisa, análise de segurança, análise de acidentes, conseqüências radiológicas.

### 1. INTRODUÇÃO

O projeto de elevação da potência de operação do reator IEA-R1 de 2 MW para 5 MW [1], em regime de operação contínua, trouxe consigo a necessidade de uma revisão da análise de segurança desta instalação. Nesta análise, foi utilizada a abordagem amplamente disseminada e aceita de considerar possíveis eventos iniciadores de acidentes e aplicar uma técnica determinística para avaliar as conseqüências destes acidentes. O método utilizado para identificar os eventos iniciadores postulados foi baseado no Safety Series 35 S1/G1 [2], [3], e consistiu na identificação de um conjunto preliminar de eventos iniciadores, a eliminação dos eventos inadequados, a reunião dos eventos em categorias e a identificação dos eventos limitantes (eventos de pior conseqüência de uma categoria). No total foram selecionados cerca de 60 eventos iniciadores de acidentes englobados em 8 grupos [4]: (1) perda de alimentação elétrica; (2) inserção de excesso de reatividade; (3) perda de vazão, (4) perda de refrigerante; (5) manobra errada ou falha de equipamento; (6) eventos internos; (7) eventos externos; e (8) falhas humanas. Cada um destes eventos iniciadores foi descrito, verificando-se os eventos que poderiam levar a um acidente, a seqüência dos eventos e sua análise qualitativa. Da análise qualitativa, foram identificados os acidentes limitantes para o reator IEA-R1, que foram analisados quantitativamente. Estes eventos

foram os seguintes: 1) queda de um elemento combustível no núcleo do reator, 2) travamento do eixo da bomba do circuito primário; 3) esvaziamento total da piscina do reator; e 4) bloqueio de canal de resfriamento do núcleo. A análise dos eventos limitantes consistiu nos seguintes passos: definição das causas possíveis; 2) definição da seqüência de eventos; 3) determinação/cálculo dos danos; 4) cálculo do termo fonte; 5) cálculo das liberações atmosféricas; e 6) cálculo das doses radiológicas.

### 2. CARACTERÍSTICAS DO REATOR

São apresentados a seguir os principais parâmetros do núcleo do reator IEA-R1 utilizados na análise de segurança. A distribuição de potência, os parâmetros cinéticos e os coeficientes de reatividade foram calculados com o código CITATION [5].

- **Potência de operação:** 5,5 MW, de forma a considerar 10% de sobrepotência;
- **Temperatura de entrada do refrigerante no núcleo:** 40°C, que associada a incertezas de medida pode chegar a 42°C;
- **Temperatura do revestimento do combustível:** canal médio = 60,3°C e canal quente = 73,6°C;
- **Pressão do sistema de resfriamento do reator:** entrada do núcleo = 1,64 bar e saída do núcleo = 1,48 bar;

- **Vazão volumétrica:** 2700 gpm = 0,1704 m<sup>3</sup>/s (10% menor que a vazão nominal de 3000 gpm);
- **Configuração do núcleo:** A configuração mais crítica assumida para a análise de acidentes foi a de 24 elementos de combustível (16 elementos com densidade de 1,8 g de <sup>235</sup>U/cm<sup>3</sup> e 8 elementos de combustível com 2,3 g de <sup>235</sup>U/cm<sup>3</sup> no cerne) e um elemento central de irradiação.
- **Densidade de potência média no núcleo:** 59 W/cm<sup>3</sup>;
- **Fator de pico nuclear:** 2,26;
- **Fator de pico de engenharia:** 1,596, devido as incertezas nas medidas de potência de 5%, sobrepotência de 5%, incertezas de fabricação e outras;
- **Parâmetros cinéticos do núcleo:** na Tabela 1:

Tabela 1: Coeficientes de Reatividade e Parâmetros Cinéticos do Núcleo de 24 Elementos.

$\beta_{ef}$	0,00764
$\Lambda(\mu s)$	57,90
Doppler (pcm/°C)	-1,93
Vazio (pcm/% vazio)	-235,09
Temperatura do moderador (pcm/°C)	-13,18
Densidade do moderador(pcm/°C)	-12,29

Os demais dados de entrada foram obtidos de desenhos de projeto e especificações técnicas do reator, já considerando as modificações a serem utilizadas para o aumento de potência [4].

### 3. ANÁLISE DOS EVENTOS LIMITANTES, DISCUSSÕES E CONCLUSÕES

**Análise do Evento Limitante de Inserção de Reatividade. Queda de um Elemento de Combustível no Núcleo do Reator.** O único evento capaz de inserir uma reatividade maior que 1\$ no núcleo do reator IEA-R1 é a queda por sabotagem de um elemento combustível no núcleo do reator durante operação. A simulação do núcleo foi realizada utilizando o código PARET [6].

#### Seqüência de eventos e operação do sistema.

- Reator em estado crítico, operando na potência nominal;
- Por ato de sabotagem, um elemento de combustível é deliberadamente jogado em cima do núcleo, inserindo uma reatividade da ordem de 1000 pcm em cerca de 0,4 s (1,31\$/0,4s), a partir do instante de 10s;
- A reatividade inserida é maior do que a fração de neutrons atrasados, dessa forma, este evento consiste em uma inserção de reatividade pronto crítica;
- A potência do reator sofrerá uma brusca elevação, atingindo o limite de sobrepotência (110% da potência nominal), que imediatamente aciona o sinal de desligamento do reator;
- Após 200 milissegundos do sinal de desligamento, ocorre efetivamente o início da queda das barras de controle e de segurança, que desligam o reator;

- Quase neste mesmo instante, as temperaturas no combustível e no revestimento do canal quente atingem valores máximos, sem no entanto alcançar os limites de danos no núcleo;
- Após o desligamento do reator, tem-se uma queda exponencial da potência e, conseqüentemente, uma diminuição das temperaturas no reator.

Condições e Parâmetros Iniciais. Os principais parâmetros utilizados na simulação deste acidente são os seguintes:

- Parâmetros cinéticos do núcleo apresentados na Tabela 1;
- Potência de operação: 5,5 MW;
- Vazão volumétrica inicial de refrigerante: 0,1704 m<sup>3</sup>/s (2700 gpm);
- Curva de inserção de reatividade, apresentada na Tabela 2;

Tabela 2: Curva de Inserção de Reatividade para o Evento de Queda de um Elemento de Combustível

Tempo(s)	Reatividade Inserida (\$)
0,0	0,0
10,0	0,0
10,4	1,31
150,0	1,31

- Curva de inserção de reatividade devido à queda das barras de controle e segurança, apresentada na Tabela 3, e assumindo que as barras de segurança e controle estão inseridas 30 cm dentro do núcleo, antes do início do transitório:

Tabela 3: Curva de Inserção de Reatividade das Barras de Controle e Segurança.

Comprimento Inserido das Barras (m)	Reatividade Inserida (\$)
0,00	0,00000
0,06	-3,00691
0,12	-5,35656
0,18	-7,04195
0,24	-8,12773
0,30	-8,69843
0,36	-8,69843
0,42	-8,69843
0,48	-8,69843
0,54	-8,69843
0,60	-8,69843

- Potência de desligamento: 6,05 MW de forma a considerar 10% a mais do que a potência de desligamento de 5,5 MW, devido à incerteza de medida;
- Tempo para o início da queda das barras de controle e de segurança após ser dado o sinal de desligamento do reator: 200ms;
- Área de escoamento do canal quente: foi utilizado um fator de redução de 10%.

A Tabela 4 apresenta os resultados obtidos na simulação do acidente de queda de um elemento de combustível no núcleo do reator. Neste acidente, ocorre um pico de temperatura de 126,8°C no centro do combustível do canal quente. Para a superfície do revestimento do combustível, a máxima temperatura atingida é de 124,0°C. Estas temperaturas estão abaixo do limite de segurança dos materiais envolvidos. Para o alumínio a partir de 500°C e para os outros materiais bem maiores que 500 °C. A temperatura de saída da água no canal quente atinge 70,4°C aos 10,4s aproximadamente, estando abaixo da temperatura de saturação na condição de pressão no núcleo, que é cerca de 129°C.

Tabela 4: Sumário dos Resultados da Simulação do Evento Limitante de Inserção de Reatividade.

Canais	Canal médio	Canal quente
Potência Máxima (MW)	15,6 (10,25s)	15,6 (10,25s)
Temperatura Máxima no Combustível (°C)	88,6 (10,27s)	126,8 (10,27s)
Temperatura Máxima no Revestimento (°C)	87,2 (10,27s)	124,0 (10,27s)
Temperatura Máxima no Refrigerante (°C)	55,1 (10,36s)	70,4 (10,36s)

**Análise do Evento Limitante de Perda de Vazão. Travamento do Eixo da Bomba do Primário.** O evento de “Travamento do Eixo da Bomba do Primário” pode ser causado por falhas mecânicas, tais como ruptura do rotor, ruptura do eixo da bomba ou falha do mancal.

Seqüência de eventos e operação do sistema. No caso de ocorrer um travamento da bomba de circulação do circuito primário, haverá uma súbita redução da vazão pelo núcleo do reator e seu desligamento. Após alguns segundos do início do incidente ocorre a inversão no sentido da mesma, caracterizando a passagem do regime de circulação forçada, em sentido descendente, para o chamado regime de circulação natural, com sentido ascendente. A redução de vazão pode ser descrita por uma curva exponencial com constante de tempo de 1,0s que caracteriza o evento “Perda Brusca de Vazão”[7]. O desligamento do reator é comandado por um sinal de baixa vazão no primário ou por baixa perda de pressão no núcleo, acionados quando a vazão atingir 90% da vazão nominal. A simulação do núcleo do reator IEA-R1 foi feita utilizando o código PARET.

#### Condições e Parâmetros Iniciais.

- Parâmetros cinéticos do núcleo na Tabela 1;
- Potência de operação: 5,5 MW;
- Curva de Potência de Decaimento, calculada pelo código ORIGEN [8] com as seguintes considerações:

1. Núcleo do reator com 24 elementos de combustível, sendo 16 elementos com densidade de 1,8 g de  $^{235}\text{U}/\text{cm}^3$  e 8 elementos de combustível com 2,3 g de  $^{235}\text{U}/\text{cm}^3$  no cerne;
  2. Regime de operação contínua do reator a 5,0 MW até queima de 30% em massa de  $^{235}\text{U}$  nos elementos de combustível;
  3. Um fator de 10% sobre a curva calculada, para considerar incertezas de modelo e de cálculo, e influência dos nêutrons atrasados.
- Vazão volumétrica inicial de refrigerante: 0,1704m<sup>3</sup>/s (2700 gpm);
  - Vazão de desligamento do reator: 0,1534 m<sup>3</sup>/s (2.430 gpm), de forma a considerar 10% a menos do que a vazão de desligamento (2.700 gpm), devido à incerteza de medida;
  - Curva de perda de vazão: foi utilizada a curva exponencial de constante 1,0s /7/;
  - Altura acima do núcleo para convecção natural: utilizou-se o valor de 4,0m, que é uma altura representante da coluna de água acima da região ativa do núcleo, de forma a considerar os efeitos de difusão e retorno da água “quente”, proveniente da saída do núcleo, para a massa de água “fria”, presente na piscina;
  - Altura abaixo do núcleo para convecção natural: utilizou-se o valor de 0,0595m, que é a distância entre o limite inferior da região ativa do núcleo e o início do cone de redução da placa de suporte dos elementos de combustível;
  - Tempo para o início da queda das barras após ser dado o sinal de desligamento (“scram”): 700 ms; e
  - Área de escoamento: utilizou-se um fator de redução de 10% na área de escoamento do canal quente.

A Figura 1 apresenta a potência e vazão relativas obtidas do evento em função do tempo. Antes do travamento da bomba foi simulado um regime estacionário de 1,0s. Até 13,5s, a vazão é baseada na curva característica da “Perda Brusca de Vazão”. Aos 1,10s ocorre o sinal de desligamento por baixa vazão e aos 1,81s começa o desligamento do reator. Neste instante, ocorre uma queda brusca da potência com a conseqüente queda das temperaturas no núcleo. Estas temperaturas ficam na faixa de 45°C a 75°C. A inversão do fluxo ocorre aos 6,0s. Nestes primeiros 6,0s, fica caracterizado um regime de circulação forçada com vazão decrescente e com temperaturas no núcleo em torno de 10°C a 30°C abaixo dos valores do regime estacionário.

Em cerca de 10s, observa-se o pico de temperatura na linha central do combustível do canal quente (vide Tabela 5), com um valor de 125°C. A superfície do revestimento do combustível atinge o valor de 124,9°C. Observa-se que estas temperaturas são inferiores aos limites de segurança associados as temperaturas de fusão dos materiais envolvidos. A temperatura do refrigerante atinge o valor máximo de 103,9°C em cerca de 11,7s, abaixo portanto da temperatura de saturação (cerca de 127°C). Dos 10s aos 30s, fica caracterizado um regime de circulação natural,

sendo que nos 10s finais do transitório as temperaturas no núcleo atingem valores de 50°C a 80°C. As conseqüências deste acidente não afetam a segurança do reator IEA -R1.

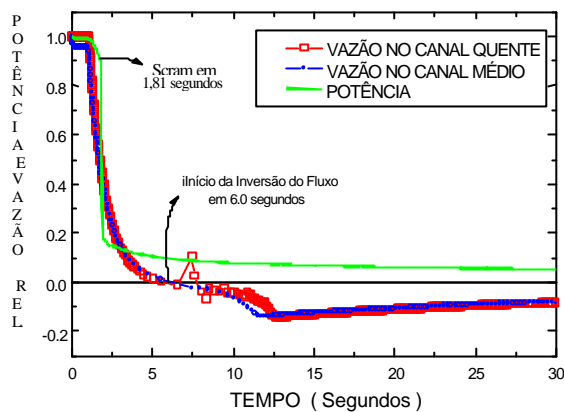


Figura 1: Comportamento da Potência e da Vazão Normalizadas no Evento de Travamento do Eixo da Bomba do Primário.

Tabela 5: Sumário dos Resultados da Simulação do Transitório de Travamento do Eixo da Bomba do Primário.

Temperaturas de Pico	Canal Quente Temperatura, Tempo (°C, s)	Canal Médio Temperatura, Tempo (°C, s)
Centro do Combustível	125,0 (10,23)	83,8 (9,83)
Revestimento	124,9 (10,39)	83,8 (9,61)
Saída Refrigerante	103,9 (11,71)	67,1 (11,05)

**Análise do Evento de Esvaziamento Total da Piscina.** O evento mais limitante seria a ruptura total (tipo guilhotina) da tubulação do circuito primário, próximo ao retorno (entrada) da piscina, juntamente com falha no acionamento (fechamento) das válvulas de isolamento da piscina.

**Seqüência dos Eventos e Operação do Sistema.** A seqüência de eventos esperada para esta ocorrência seria:

- Desprendimento do volante de inércia da bomba e conseqüente choque com a tubulação;
- Ruptura da tubulação de 10" do circuito primário (próximo do retorno à piscina);
- Sinal de alarme de nível baixo de água da piscina em 200 mm abaixo do ladrão (o nível do ladrão é 8,95 m acima do fundo da piscina);
- Desligamento do reator no nível de água em 350 mm abaixo do ladrão;
- Desligamento da bomba do circuito primário no nível de água em 400 mm abaixo do ladrão
- Falha no fechamento das válvulas de isolamento do primário (nível de água 400 mm abaixo do ladrão);

- Acionamento do Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE), de ação passiva, no nível -4500 mm;
- O SRE asseguraria o resfriamento (e a integridade) de todos os elementos de combustível do núcleo, não sendo esperada a fusão ou amolecimento dos mesmos.

Os parâmetros mais importantes a serem determinados na análise de acidentes de perda de refrigerante em reatores de pesquisa são o tempo de esvaziamento da piscina e a temperatura máxima atingida pelo combustível no núcleo. O tempo de esvaziamento indica o final da condição de resfriamento do núcleo pela água da piscina. Quando maior o tempo de descobrimento menor a potência residual ou de decaimento a ser retirada do núcleo sem água. A temperatura máxima do combustível é o principal indicativo da integridade do mesmo, quando comparada com seus limites térmicos. De posse destes parâmetros, pode-se avaliar a profundidade das conseqüências do acidente, bem como dimensionar as medidas preventivas para sua mitigação ou redução.

Dois programas computacionais foram desenvolvidos para análise do acidente de perda de refrigerante: os programas LOSS e TEMPLOCA [9]. O programa LOSS simula o tempo de esvaziamento da piscina e o programa TEMPLOCA calcula as temperaturas máximas no combustível ao longo do transiente.

A Figura 2 apresenta o tempo de esvaziamento da piscina, calculado com o programa LOSS, para o evento limitante de perda de refrigerante. A Figura 3 apresenta as temperaturas máximas atingidas no elemento combustível durante o evento, calculadas com o programa TEMPLOCA.

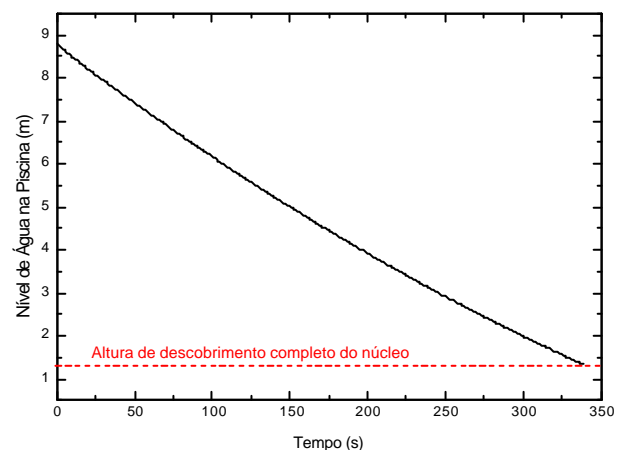


Figura 2: Tempo de Esvaziamento da Piscina para o Evento Limitante de Perda de Refrigerante.

Para o cálculo das temperaturas máximas, as seguintes condições e parâmetros iniciais foram utilizados:

- Temperatura inicial do combustível: assumiu-se o valor de 100 °C, que corresponde à temperatura das placas após secagem do filme de água, que ocorre poucos minutos após o descobrimento total do núcleo;
- Potência de operação: 5,5 MW;

- Potência de decaimento calculada através do código ORIGEN;
- Limite Térmico de Temperatura Máxima no Combustível (revestimento ou cerne) < 500°C. Corresponde à temperatura de empolamento da placa combustível, com conseqüente obstrução do canal de refrigeração. Este é o limite de temperatura a ser observado para a manutenção da integridade dos elementos combustíveis.

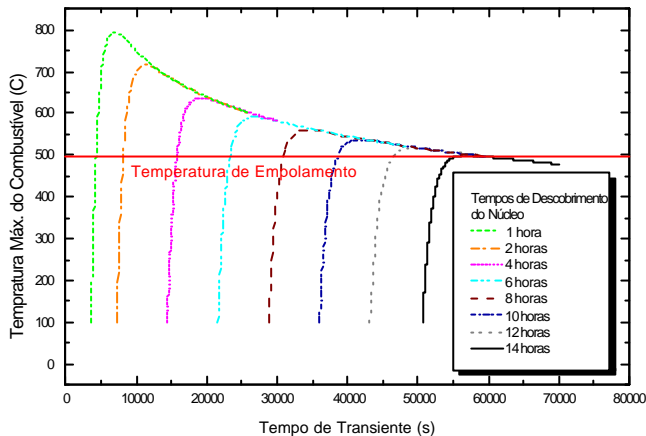


Figura 3: Tempo Seguro para o Descobrimento do Elemento Combustível Mais Quente do Núcleo.

A análise da Figura 3 mostra que seria necessário um tempo mínimo de 14 horas de atuação do SRE para assegurar a integridade dos elementos combustíveis do reator (valores de temperatura < 500°C). O SRE foi projetado no Departamento de Reatores do IPEN-CNEN/SP[10], sendo sua atuação comprovada experimentalmente, garantindo-se que, por pelo menos 14 horas, o núcleo será remolhado até que as temperaturas atinjam valores menores que 500 °C necessárias para evitar o empolamento da placa combustível. A atuação e funcionamento do SRE, que é um sistema passivo com redundância dupla de atuação, permitem postular que não ocorre nenhum dano no núcleo nos eventos de perda de refrigerante com esvaziamento da piscina.

Porém, a perda da blindagem radiológica exercida pela água da piscina implica em exposição direta do núcleo do reator e, conseqüentemente, em doses elevadas no saguão da piscina e no interior do prédio do reator. Para o cálculo das taxas de doses devido à radiação direta na sala de controle e nas proximidades do reator IEA-R1, as seções de choque dos materiais que constituem o concreto das paredes da piscina e do reator foram obtidas da biblioteca VITAMIN-C [11]. O termo fonte foi calculado com o código ORIGEN-2. O reator e as blindagens (paredes de concreto) foram modelados em geometria bidimensional cilíndrica. O código DOT [12] foi utilizado para calcular o transporte da radiação gama através das blindagens. Com os códigos acima, foi calculada a distribuição dos fluxos de radiação gama e através dos fatores de conversão fluxo-taxa de dose apresentados na ANS 6.-1.1 [13], avaliou-se as taxas de dose na sala de controle do reator, que, no instante inicial do acidente, são limitadas a 30 mSv/h. Dessa forma,

conservativamente, os operadores podem permanecer na sala de controle até cerca de 1 hora e 40 minutos após o início do acidente, sem que os limites de dose para operação normal, definidos na Resolução CNEN-NE-3.01 [14], sejam ultrapassados.

**Análise do Evento de Bloqueio de Canal de Resfriamento do Núcleo.** Dentre todos os eventos com potencialidade de provocar uma fusão das placas ou de elementos de combustível, como um resultado da perda de refrigeração, o acidente de bloqueio de canal de resfriamento é o de maior probabilidade de ocorrência, apesar de serem tomadas todas as providências para evitar a sua ocorrência. No caso do reator IEA-R1, foi postulado para este acidente o bloqueio de 5 elementos de combustível causado pela queda de algum objeto sobre o núcleo do reator. Um evento que envolva cinco elementos bloqueados não é esperado ocorrer na vida útil da instalação. Contudo, este evento consiste em um limite superior, tanto em termos de danos no núcleo, como em termos de conseqüências radiológicas, que nenhum evento com probabilidade maior de ocorrência tem condições de exceder.

#### Seqüência de Eventos.

- Bloqueio de cinco elementos de combustível com densidade de  $2,3 \text{ g}^{235}\text{U}/\text{cm}^3$ ;
- Deterioração do resfriamento dos elementos de combustível bloqueados e conseqüente fusão de parte dos mesmos;
- Liberação de produtos de fissão para a água da piscina e para a atmosfera do confinamento;
- Indicação de alto nível de radiação pelos monitores de radiação;
- Desligamento automático do reator por alto nível de radiação;
- Desligamento automático da exaustão normal e do insuflamento da área quente e entrada em operação da exaustão de emergência da área quente.

O inventário total de radionuclídios no reator, no instante inicial do acidente, utilizado para o cálculo do termo fonte, foi gerado com o programa ORIGEN. Além disso, foi assumido que 100% dos gases nobres, 25% dos halogêneos e 1% dos particulados presentes na fração do núcleo danificada são liberados para a água da piscina. Destes, 100% dos gases nobres, 10% dos halogêneos e 0,001% dos particulados são liberados para o confinamento. Foi assumida a liberação instantânea dos radionuclídeos do núcleo para o confinamento, no instante do acidente. Do confinamento, admitiu-se que os radionuclídeos são então liberados para o ambiente, após passarem por um banco de filtros absolutos e de carvão ativado, com uma vazão de  $72,4 \text{ m}^3/\text{hr}$ , promovida pelo sistema de exaustão de emergência. Esta vazão equivale à uma taxa de renovação/escape de ar de 4% por hora do volume de ar no saguão da piscina. Nesta condição, as áreas quentes do prédio do reator estarão completamente isoladas pelos “dumpers” de ultra estanqueidade e a depressão será mantida pelos equipamentos do sistema de exaustão de emergência. O desligamento da exaustão de emergência

ficará a critério do operador. A eficiência do banco de filtros para os halogêneos foi admitida como sendo de 95% e para os particulados de 99,9%. Assumiu-se que nenhuma fração dos gases nobres fica retida nos filtros.

O termo fonte para análise das conseqüências radiológicas devido às liberações atmosféricas foi calculado segundo os métodos apresentados no IAEA-TECDOC-643 [7] e na referência [15].

Avaliação das Conseqüências Radiológicas. Para avaliação das conseqüências radiológicas do acidente de bloqueio de canal foram consideradas tanto as doses devido à liberação atmosférica, como as doses devido à radiação direta causada por raios gama dentro do prédio do reator e nas imediações.

Doses Devido à Liberação Atmosférica. Para avaliação da dispersão atmosférica dos radionuclídios e das conseqüentes doses radiológicas na análise de segurança do reator IEA-R1 foi utilizado o código SACARA [16], desenvolvido no Departamento de Reatores do IPEN-CNEN/SP. As principais hipóteses utilizadas para o cálculo da difusão atmosférica são:

- liberação contínua e ao nível do solo durante todo o evento, após o início da liberação;
- estabilidade atmosférica de Pasquill estável (Classe F), velocidade do vento de 1,6 m/s e direção do vento constante após o início da liberação; nas primeiras 24 horas do início da liberação;
- existência de turbulência mecânica gerada pelo edifício do reator (seção vertical de 500 m<sup>2</sup>) nas primeiras 8 horas do início da liberação; e
- as condições meteorológicas e de estabilidade atmosférica, para os intervalos superiores a 24 horas são os apresentados no Regulatory Guide 1.4 [17].

As principais hipóteses utilizadas para o cálculo das doses radiológicas foram:

- exposição direta devido à imersão do indivíduo na pluma radioativa durante um período de 30 dias após o início da liberação atmosférica;
- exposição interna devido à inalação de radionuclídeos da pluma radioativa durante um período de 30 dias após o início da liberação atmosférica; e,
- a dose equivalente efetiva total recebida pelo indivíduo do público é a soma da dose efetiva devida à exposição direta e a dose efetiva devido à inalação no período de 30 dias após o início da liberação.

Uma vez que o termo fonte para liberação atmosférica consiste basicamente em gases nobres, contendo quantidade muito pequena de halogêneos e particulados, foi considerada desprezível a deposição de radionuclídios no solo e, por conseqüência, não é admitida contaminação do solo. Aplicando os valores do termo fonte, os valores do termo de difusão atmosférica e os fatores de conversão de dose calculados, foi possível estimar as doses radiológicas resultantes da exposição interna por inalação e da exposição externa devido à imersão na pluma (Tabela 6) como conseqüência da liberação atmosférica de radionuclídeos no acidente de bloqueio de canal. Os resultados de doses

obtidos indicam que os limites de dose estabelecidos na Resolução CNEN-09/69 [18], para eventos de acidentes, não foram ultrapassados no máximo acidente de bloqueio de canal.

Doses Devido à Radiação Direta no Prédio do Reator e Imediações. As doses por radiação direta no prédio do reator e nas imediações são causadas basicamente por raios gama emitidos pelo decaimento dos radionuclídeos presentes dentro do confinamento. As únicas blindagens para os raios gama emitidos pelos radionuclídeos presentes no confinamento são as paredes externas do prédio do reator, que são de concreto com 30cm de espessura. As seções de choque para os materiais que constituem o concreto destas paredes foram obtidas da biblioteca VITAMIN-C. As taxas de dose foram calculadas com o programa Microshield [19]. Nestes cálculos não foi considerada a diminuição da atividade dos radionuclídeos devido ao decaimento. Dessa forma, as doses calculadas são corretas somente no instante inicial. Para tempos posteriores, certamente as doses serão menores devido ao decaimento radioativo. A Tabela 7 apresenta as taxas de dose por exposição direta em função da distância das paredes do reator e na sala de controle. As taxas de dose na sala de controle, dentro do prédio, são elevadas, devido a não existir nenhuma blindagem para raios gama entre o saguão da piscina e a sala de controle. Observa-se que as taxas de dose por radiação direta diminuem rapidamente com o aumento da distância do prédio do reator. A cerca de 15 metros, as doses já estão abaixo dos limites estabelecidos na Resolução CNEN-09/69 para um indivíduo localizado em um ponto sobre a linha limítrofe externa da área de exclusão, que é de 250 mSv para o corpo inteiro nas duas primeiras horas após o início do acidente. Desta forma, as taxas de dose por radiação direta afetam muito pouco os resultados e conclusões obtidos no item acima, considerando-se somente as doses causadas por liberação atmosférica.

Tabela 6: Taxa de Dose em um indivíduo localizado sobre um ponto da linha limítrofe, (d=300 m) externo à zona de exclusão do reator IEA-R1, no acidente de bloqueio de canal de refrigerante do núcleo.

	Período de Exposição	Valor Estimado Código SACARA (mSv)	Limite de Doses Resolução CNEN-09/69 (mSv)
Tireóide (inalação)	2 horas	$6,93 \times 10^{-2}$	$3,00 \times 10^3$
	30 dias	$8,56 \times 10^{-1}$	$3,00 \times 10^3$
Equivalente Efetiva (inalação)	2 horas	$2,57 \times 10^{-3}$	$2,50 \times 10^2$
	30 dias	$2,76 \times 10^{-2}$	$2,50 \times 10^2$
Equivalente Efetiva (imersão)	2 horas	$4,61 \times 10^0$	$2,50 \times 10^2$
	30 dias	$1,04 \times 10^1$	$2,50 \times 10^2$

Tabela 7: Taxas de Dose por Radiação Direta em Função da Distância das Paredes Externas do Reator, para o Acidente de Bloqueio de Canal de Refrigerante do Núcleo.

Localização	Taxa de Dose	
	Rem/h	mSv/h
Paredes Externas ao Saguão do Reator		
Encostado (30 cm)	43,5	4,35x10 <sup>2</sup>
à 5 m	27,5	2,75x10 <sup>2</sup>
à 10 m	16,5	1,65x10 <sup>2</sup>
à 20 m	7,1	7,1x10 <sup>1</sup>
à 50 m	1,5	1,5x10 <sup>1</sup>
à 100 m	0,35	3,5
Sala de Controle	~ 200,0	2,0x10 <sup>3</sup>

#### 4. REFERÊNCIAS

- [1] Maiorino, J. R., Gomes, A. V., Silva, A. T., Ting, D. K. S. Ting, Pasqualetto, H. , **Power Upgrading and Modernization of IEA-R1 Research Reactor**, Anais do XI ENFIR/IV ENAN August 18-22, 1997, Poços de Caldas, MG, Brazil, V. 1, p 1-6.
- [2] IAEA. **Safety Assessment of Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report** Vienna, 1994, Safety Series n° 35-G1.
- [3] IAEA. **Code on the Safety of Nuclear Research Reactors: Design**. Vienna, 1992. Safety Series n° 35-S1.
- [4] **Relatório de Análise de Segurança do Reator IEA-R1**, IPEN-CNEN/SP, 1997.
- [5] Fowler, T. B., Vondy, D. R. and Cunningham, G. W., **Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION**, ORNL-TM-2496, Ver. 2, July 1971.
- [6] Obenchain, C. F., **PARET – A Program for the Analysis of Reactor Transients**, IDO-17282 (1969).
- [7] Matos, J.E.; Pennington, E. M., Freese, K. E., Woodruff, W. L., **Safety Related Benchmark Calculations for MTR-Type Reactors with HEU, MEU and LEU Fuels**, IAEA-TECDOC-643, 1992.
- [8] Croff, A. G., **ORIGEN-2, Isotope Generation and Depletion Code**, ORNL/TM-7175, July, 1980.
- [9] Maprelian, E., Cabral, E. L. L., Silva, A. T., **Avaliação e Desenvolvimento de Ferramentas para a Análise de Acidentes de Perda de Refrigerante em Reatores de Pesquisa**, VII CGEN, Belo Horizonte, 1999, V.1.
- [10] Torres, W. M., Baptista Filho, B. D., Ting, D K. S., **The Design and Experimental Validation of na Emergency Core Cooling System for a Pool Type Research Reactor**, annals of Nuclear Energy, 26 (1999) 709-728.
- [11] ORNL, **171 Neutron, 36 Gamas-Ray group Cross Section in AMPX and LMFBR Neutronics, VITAMIN-C DLC-41**, September 1980.
- [12] Mynat, F. R. 7 Rhodes, W.A., **DOT3.5 Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code**, ORNL CCC-276, November 1975.
- [13] ANSI/ANS-6.1.1-1977, **Neutron and Gama-Ray Flux-to-Dose-Rate-Factors**.
- [14] CNEN. **Diretrizes Básicas de Radioproteção, Resolução CNEN-NE-3.01**, Dezembro, 1988.
- [15] Uidela, R., **Determinacion del Término Fuente Asociado a Accidentes en Reactores de Investigation Tipo Piscina**, CNEA INFORME +21000-19/91, Março 1991.
- [16] Molnary, L., **Proposição e Desenvolvimento do Sistema de Análise de Conseqüências Ambientais e Radiológicas durante Acidentes – SACARA – ETAPA I** IPEN-CNEN/SP, Agosto 1997.
- [17] USNRC, **Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for PWR**, Regulatory Guide 1.1–rev2, June, 1974.
- [18] Resolução CNEN-09/69, **Normas para Escolha de Locais para Instalações de Reatores de Potência**, Junho 1969.
- [19] Negin, C.A. and Wortsu, G., **Microshield Version 4 – User’s Manual**, Grove Engineering, Inc, August, 1992.

#### ABSTRACT

This paper presents the methods and procedures utilized in the safety analysis of IEA-R1 research reactor. Four postulated accidents are quantitatively analyzed, being the fuel channel blockage accident considered as the Maximum Credible Accident for the reactor. The potential accident consequences and the criteria for radiological doses acceptance are evaluated and discussed.