



ESTUDO SOBRE SISTEMAS DE ALÍVIO DA CONTENÇÃO APLICADOS A REATORES DE PEQUENO PORTE

Maria Alice Morato Ribeiro

Instituto de Pesquisa Energéticas e Nucleares – CNEN-SP
e-mail: mmorato@net.ipen.br

José Messias de Oliveira Neto

Instituto de Pesquisa Energéticas e Nucleares – CNEN-SP
e-mail: messias@usp.br

**PRODUÇÃO TÉCNICO CIENTÍFICA
DO IPEN
DEVOLVER NO BALCÃO DE
EMPRESTIMO**

RESUMO. *Este trabalho avalia a redução de dose de radiação propiciada pela implementação de Sistemas de Alívio e Filtração (SAF), na contenção de um reator nuclear tipo PWR de pequeno porte.*

As conseqüências radiológicas são avaliadas por meio do código PC-Cosyma utilizando-se os dados de um local típico de uma região rural.

São avaliadas as doses imediatas por inalação e exposição à pluma radioativa bem como as ações de emergência correspondentes à fase inicial de um acidente nuclear.

Os resultados mostram que a presença de um SAF pode reduzir sensivelmente as conseqüências externas limitando-se a áreas próximas ao reator.

Palavras chave. *Filtered venting containment system, consequence analysis, small size reactor*

1. INTRODUÇÃO

Os reatores nucleares são projetados considerando-se uma vasta gama de acidentes, incluindo os de ruptura da tubulação principal, do sistema de refrigeração do reator. Esses acidentes são denominados acidentes base de projeto (DBAs). Além dos DBAs, existem os acidentes severos, que resultariam em falha das barreiras de contenção dos produtos de fissão e dos sistemas de segurança.

No acidente severo a geometria do núcleo do reator é perdida, o que pode levar a falha na remoção de calor de decaimento do mesmo.

O cenário de acidente considerado neste trabalho é aquele onde ocorre falha completa dos sistemas de segurança do reator e ocorre aumento lento da pressão na contenção devido à geração de gases provenientes da decomposição do concreto. A adição de um sistema de alívio com filtro para remover produtos de fissão particulados, resultantes do alívio de pressão na contenção, tem sido proposta como um meio de mitigar os efeitos de uma falha estrutural da contenção, fornecendo um patamar de liberação controlada para o meio ambiente.

2. OS SISTEMAS DE FILTROS

A implementação de filtros de alívio tem sido feita principalmente na Europa em reatores nucleares de potência. A Suécia desenvolveu um sistema de filtro de alívio denominado FILTRA (Figura 1a). Já a França optou por um sistema de alívio com um tipo de filtro de areia esquematizado na Figura 1b. (DELALANDE, 1987).

CÓPIA CONTROLADA

O KFK, na Alemanha, desenvolveu dois projetos distintos, conforme relatado em (DILLMANN & BUNZ, 1991):

- I. Em algumas unidades, utilizam-se filtros de aço inox e filtros para Iodetos localizados após a válvula de expansão do sistema de alívio da contenção. O filtro de malha de aço inox tem uma superfície de aproximadamente 20m^2 , podendo consistir de dois estágios. Este projeto é mostrado na Fig.2a. O filtro composto de fibras de aço inox possui eficiência maior ou igual à dos filtros HEPA.

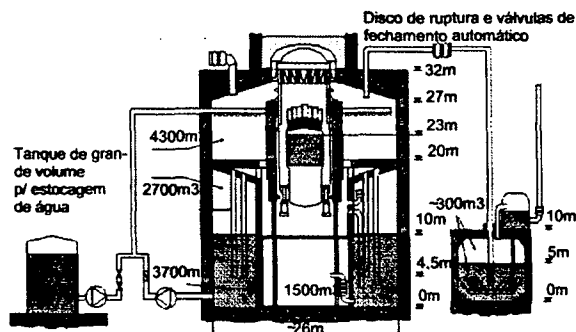


Figura 1a) Sistema FILTRA em reator BWR Suécia, (ROLANDSON et al., 1997).

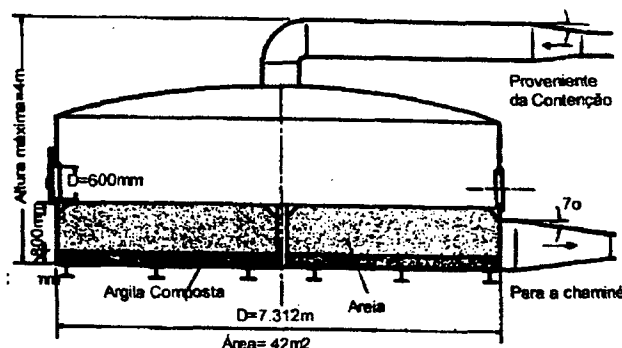


Figura 1b) Projeto Conceitual do Sistema de na Filtros e Alívio da Contenção francês (SCHLUETER & SCHMITZ, 1990).

Figura 1- Sistemas de Alívio com Filtros:

- II. Em outras unidades, utilizam-se um filtro em fibra de aço inox e outro filtro para Iodetos separadamente. Neste caso o filtro de fibras de aço inox opera sob pressão dentro da contenção, mostrado na Fig. 2b. Isto permite que o projeto do filtro seja modular e compacto, além do que os produtos de fissão permanecerão dentro da contenção. Para atender à carga requerida o módulo de fibras de aço inox consiste de três estágios.

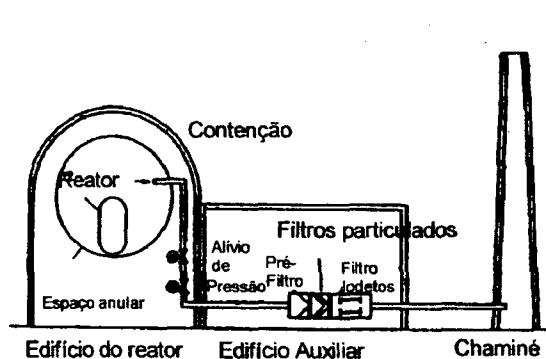


Figura 2a) utilizando somente filtro externo à contenção

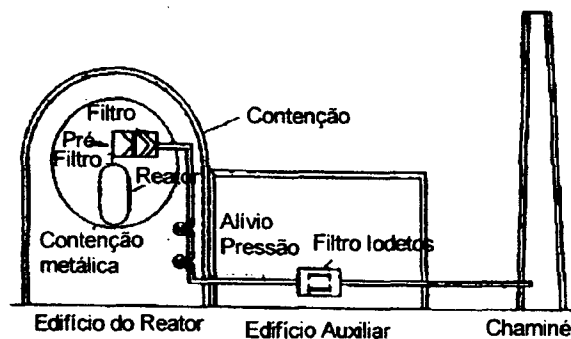


Figura 2b) utilizando filtros interno e externo à contenção

Figura 2 – Esquemas de Sistema de Alívio com Filtros KFK:

Os dados sobre a eficiência desses filtros foram publicados por ANG et al. (1994), para o grupo do Césio e do Telúrio; por ECKARDT et al.(1997b), para os Iodetos e DILLMAN & BUNZ (1991), para os Aerossóis na Tabela 1.

TABELA 1 – Eficiência de Filtros

Grupo de Radionuclídeos	Eficiência	Materiais Particulados	Eficiência
Césio	3E-5	Aerossol Urânio ϕ partícula $\sim 15\mu\text{m}$	1E-3
Telúrio	4E-4	Aerossóis em geral	3E-4
Estrôncio	2E-5		
Iodetos	5E-3		

3.A AVALIAÇÃO DE CONSEQUÊNCIAS

As consequências radiológicas dos eventos analisados neste trabalho podem ser estimadas a partir dos seguintes passos principais:

- a- estimativa do termo fonte ambiental;
- b- conhecimento das condições meteorológicas; e
- c- estimativa de doses para os indivíduos do público

A Figura 3 ilustra esse processo. A dose recebida por um indivíduo exposto à radiação é função não somente do termo-fonte ambiental e das condições meteorológicas, mas também das possíveis ações de proteção previstas no planejamento de emergência.

O cálculo de doses considera os vários caminhos de exposição à radiação (pluma, inalação, contaminação do solo, ingestão), utilizar modelos dosimétricos para a quantificação dos efeitos imediatos e crônicos, e os correspondentes modelos de dose-resposta. Esse cálculo, no presente trabalho, considerou apenas os efeitos a curto prazo.

Na ocorrência de uma liberação não controlada de material radioativo para o meio ambiente a população deve ser protegida contra as possíveis consequências dessa liberação por medidas planejadas de intervenção. A intervenção visa prevenir/diminuir a ocorrência de efeitos imediatos à saúde (mortes imediatas e efeitos patológicos) e reduzir o risco de efeitos crônicos (câncer ou efeitos genéticos).

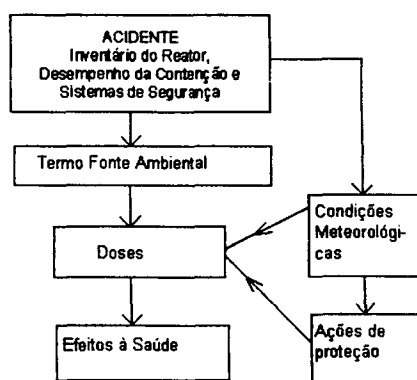


Figura 3 – Principais Etapas da Avaliação de Consequências Radiológicas

As ações de proteção consideradas no presente trabalho são aquelas ligadas à fase inicial ou de emergência quando são necessárias. As decisões/ações logo após a ocorrência do acidente. As ações previstas nessa fase são a abrigagem e a evacuação.

Na Tabela.2 estão identificadas as faixas de dose para níveis de intervenção primários, para a Fase Inicial ou de Emergência.

TABELA 2- Níveis de intervenção primários para a Fase Inicial ou de Emergência (AGÊNCIA INTERNACIONAL,1985).

Público em geral				
Medidas de Proteção	Dose Efetiva Equivalente ou de Corpo Inteiro (mSv)		Dose na Tireóide (mSv)	
Fase Inicial	Nível Inferior	Nível Superior	Nível Inferior	Nível Superior
Abrigagem	5	50	50	500
Tabletes de Iodo	---	---	50	500
Evacuação	50	500	500	5000

Para avaliar a contaminação do solo foram adotados os valores apresentados no Safety Series 72 (AGÊNCIA INTERNACIONAL, 1985), os valores limites devem ser menores que: 3×10^8 Bq/ m² para o I-131; 4×10^8 Bq/m² para o Cs-137, 7×10^7 Bq/m² para o Cs-134 e 8×10^{11} Bq/m² para o Plutônio.

CÓPIA CONTROLADA

A ferramenta utilizada na avaliação quantitativa das consequências é o código PC-COSYMA (JONES, 1996). O PC-COSYMA (Code System from Maria) é um programa que avalia o impacto de liberações de material radiativo para a atmosfera, desenvolvido pela Comissão Europeia a partir do programa MARIA (Methods for Assessing the Radiological Impact of Accidents), em conjunto com o FZK(Forschungszentrum Karlsruhe) na Alemanha e NRPB(National Radiological Protection Board Advice) na Inglaterra.

O código avalia a concentração no ar e a deposição dos núclídeos, doses recebidas pelos membros da população; riscos coletivos e individuais de danos à saúde na população exposta; a extensão e duração de contramedidas que podem ser impostas para reduzir os efeitos da saúde; e os seus custos econômicos e efeitos à saúde. Ele pode ser usado para cálculos determinísticos ou probabilísticos.

4.APLICAÇÃO A UM REATOR DE PEQUENO PORTE

O reator analisado possui uma potência térmica de 50MW(t), localizado em área rural, mas próxima a um centro populacional. Supõe-se, adicionalmente, que se conheça as características meteorológicas do local, dadas na forma de médias horárias anuais.

Assume-se que o reator possua todos os sistemas normalmente encontrados em reatores PWR de grande porte (contenção nuclear, sistemas de refrigeração normal e de emergência, etc...). Assim sendo, considera-se que os cenários acidentais do reator em estudo sejam semelhantes aos de um reator de grande porte.

4.1.Inventário Radioativo

O inventário radioativo foi calculado assumindo-se que o reator opere a uma densidade de potência da ordem de 16kW/kg e tempo total de operação de 1200 dias. O inventário foi determinado usando o código Origen-2 (CROFF, 1980) e os dados do reator fornecidos em RIBEIRO, (2001).

Na Tabela 3 estão listados os valores de inventário para alguns dos principais radionuclídeos utilizados na análise de consequências.

TABELA 3 – Inventário do núcleo considerando os principais radionuclídeos.

Radionuclídeo	Meia Vida (dias)	Inventário do núcleo (Bq)	Radionuclídeo	Meia Vida (dias)	Inventário do núcleo (Bq)
Kr-85	3.9E+3	2.600E+13	Xe-133	5.2E+0	2.994E+16
Kr-87	5.3E-2	1.115E+16	Xe-135	3.8E-1	2.154E+16
Kr-88	1.2E-1	1.575E+16	Xe-138	9.8E-3	2.749E+16
Sr-89	5.1E+1	1.549E+16	Cs-134	7.5E+2	6.057E+12
Sr-90	1.0E+4	2.031E+14	Cs-136	1.3E+1	5.269E+13
I-131	8.0E+0	1.295E+16	Cs-137	1.1E+4	2.153E+14
I-132	9.6E-2	1.936E+16	Ba-140	1.3E+1	2.667E+16
I-133	8.7E-1	2.993E+16	La-140	1.7E+0	2.673E+16
I-134	3.7E-2	3.374E+16	Pu-238	3.2E+4	1.520E+10
I-135	2.8E-1	2.787E+16	Pu-239	3.2E+4	1.722E+12

Na Tabela 4 são listadas as frações de liberação com e sem a utilização do SAF, para os grupos de radionuclídeos, considerando a ocorrência de acidente severo.

TABELA 4 – Frações de Liberação dos Radionuclídeos

Grupos	Título	Frações Liberadas sem sistema de Filtros	Frações Liberadas com sistema de Filtros
01	Gases Nobres	1,0	1,0
02	Halogêneos	0,6	5E-3
03	Metais Alcalinos	0,66	1E-5
04	Grupo Telúrio	0,305	4E-4
05	Estrôncio, Bário	0,12	2E-5

CÓPIA CONTROLADA

06	Metais Nobres	0,005	3E-4
07	Lantanídeos	0,0052	3E-4
08	Grupo Cério	0,0055	3E-4

O Iodo pode ser liberado na forma elementar, orgânica ou como particulado. Foram utilizados os dados publicados por SCHOLTEN et al.(1993) (:38% do Iodo está na forma elementar; 2% do Iodo está na forma orgânica (CH₃I) ; e 60% está na forma de aerossóis.

4.2.Meteorologia

Os dados meteorológicos utilizados nas simulações foram extraídos de MOLNARY, (1997). Esses dados representam médias horárias anuais de uma região no interior paulista e foram obtidos a partir de uma torre meteorológica local. Os dados contém a velocidade e a direção do vento, categoria de estabilidade atmosférica e altura da camada de mistura.

Como o terreno apresenta características acidentadas, e utilizou-se como dado de entrada, no código PC-COSYMA, a opção de terreno acidentado.

4.3.Distribuição Populacional

A distribuição populacional compreende a população existente em torno de um raio de 80km a partir da estação meteorológica.

A área em torno do sítio , num raio de 80km, foi subdividida em 16 setores de 22.5°, e 13 faixas concêntricas, com o reator locado no centro desses círculos concêntricos. As distâncias dos arcos externos das faixas concêntricas, a partir do centro foram 1, 2, 3, 4, 5, 10, 20, 30, 40, 50, 60, 70 e 80 km, respectivamente. Para numerar os setores foi utilizado o sentido horário sendo o setor número 01 o mais a Norte.

As informações sobre a distribuição populacional foram obtidas a partir de dados estatísticos do IBGE(1991) extrapolados para o ano 2000. Essas informações estão mostradas nas Figuras 4, para distância de até 10km do sítio.

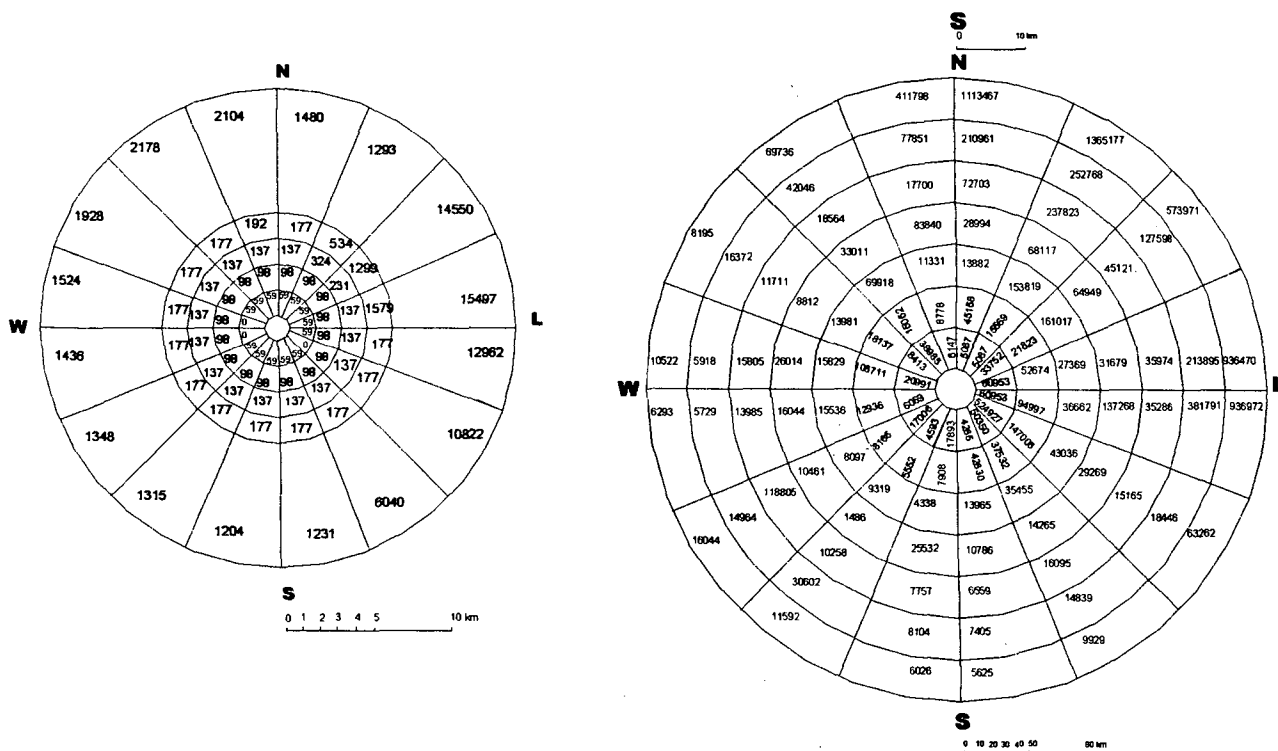


Figura 4- Distribuição populacional para um raio de até 10km de distância a partir do sítio (IBGE, 1991).

5.RESULTADOS

A influência do Sistema de Alívio na diminuição das conseqüências radiológicas externas foi avaliada simulando-se com o código PC-COSYMA vários casos, sob diferentes condições de liberação para o meio ambiente.

Assumiu-se a ocorrência de um acidente severo, com acentuada degradação do núcleo. O acidente analisado assume que a contenção nuclear se mantém íntegra e que a liberação de radionuclídeos se dá pela chaminé da planta.

Os casos analisados foram reunidos em dois grupos principais. No primeiro grupo variou-se o tempo (Ti) decorrido após o desligamento do reator, para o início da liberação para o meio ambiente (Ti=4h, 24h e 168h). Foram mantidos constantes os demais parâmetros (altura da chaminé = 70m, período de integração da dose imediata = 1 dia, número de fases de liberação = 4 fases).

No segundo grupo foi analisada a influência da altura da chaminé (h=70m, 100m e 120m).

Todos os casos foram analisados com e sem a presença dos Filtros(SAF). Em todos os casos foram desconsideradas a existência de contramedidas de emergência, no cálculo das conseqüências radiológicas. A Tabela 5 descreve as principais características dos casos analisados e o modelo utilizado foi probabilístico, com amostragem cíclica na simulação das condições meteorológicas.

Tabela 5 – Identificação dos Casos Analisados

Grupo	Casos	Ti ⁽¹⁾	H ⁽²⁾	Grupo	Casos	Ti ⁽¹⁾	H ⁽²⁾	Notas :
1	Ia	4h	70	2	IIa	24h	70	1. Ti = Tempo antes do início da Liberação e após o desligamento do Reator. 2. H=Altura da chaminé (m)
	Ib	4h	70		IIb	24h	70	
	Iia	24h	70		Iva	24h	100	
	Iib	24h	70		Ivb	24h	100	
	IIIa	168h	70		Va	24h	120	
	IIIb	168h	70		Vb	24h	120	

5.1.Discussão dos resultados

Tomou-se como parâmetro de avaliação a dose efetiva e os níveis de contaminação no solo que dispõem ações de intervenção imediatas (abrigamento e evacuação).

5.1.1-Grupo 1

No Grupo 1 é analisada a influência do tempo (Ti), decorrido após o desligamento do reator até o início da liberação para o meio ambiente.

A Figura 5 mostra a curva de concentração média de I-131, no solo, em função da distância da fonte de liberação (Casos Ia, Ib, IIa, IIb, IIIa e IIIb). Observa-se que, em todos os casos analisados a concentração média de I-131 não ultrapassa o limite de 3×10^8 Bq/m². Nota-se uma acentuada redução na concentração de Iodo devido aos filtros (aproximadamente 100 vezes).

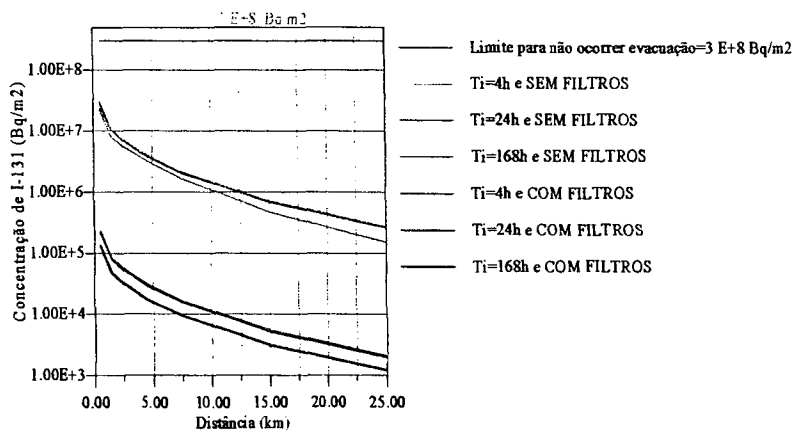


Figura 5 - Concentração média de I-131 (Bq/m²) no solo vs Distância (km)
H=70m; NF=4 e PID=1dia

Para definir a probabilidade de que o valor limite de concentração no solo seja ultrapassado utiliza-se a Ccdf (Distribuição complementar cumulativa de frequências) para uma determinada área (a partir do ponto de liberação de radionuclídeos). Os valores de Ccdf (Probabilidade de que a concentração de I-131 no solo seja maior que $3 \times 10^8 \text{ Bq/m}^2$) obtidos, indicam que nas proximidades (até 1.6km) do ponto de liberação existe a possibilidade do limite de deposição ser ultrapassado (Figura 6).

As concentrações médias de Cs-137 e Cs-134 no solo exibem o mesmo comportamento (Figura 7). Observa-se também uma acentuada redução nas concentrações no solo para os casos com filtro (10^4 para o Cs-134 e $\sim 5 \times 10^4$ para o Cs-137).

Para o Plutônio as concentrações médias no solo estão muito abaixo do valor limite, indicado como limite na Tabela 4, mesmo sem os filtros.

Na Figura 8 estão apresentados os valores de Dose Efetiva Média para os diversos tempos de liberação. Nota-se que os valores de dose, com filtros são da ordem de 100 vezes menores. Mas, sem filtros os valores da Dose Efetiva Média se aproximam do valor limite de Abrigagem. Como estes valores são médios, espera-se que nas proximidades do local, os valores sejam ultrapassados.

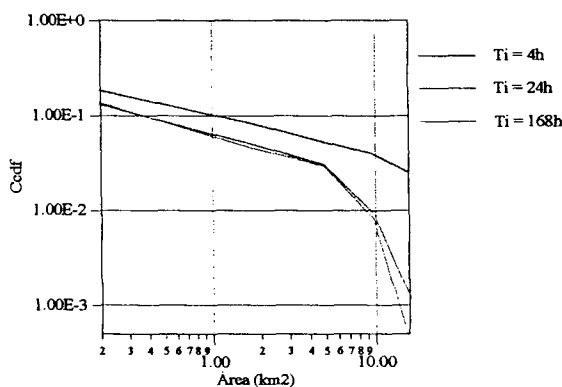


Figura 6 - Gráfico Ccdf, para Dose Efetiva Média > 5 mSv vs Área (km²)
H=70m e NF=4 e PID=1 dia / SEM sistema de Filtros

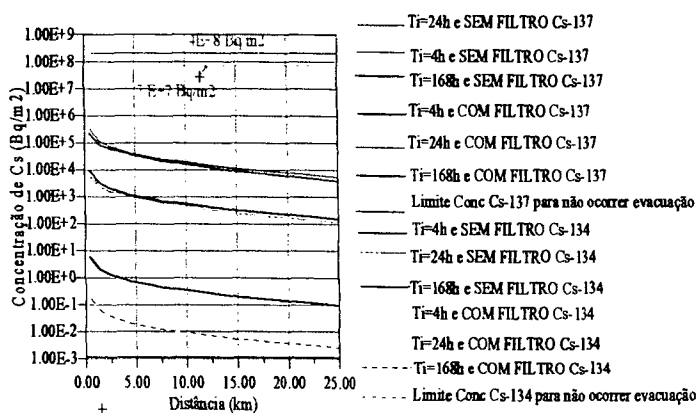


Figura 7 - Concentração média de Cs-137 e Cs-134 no solo (Bq/m²) vs Distância (km)
H=70m; NF=4 e PID=1 dia

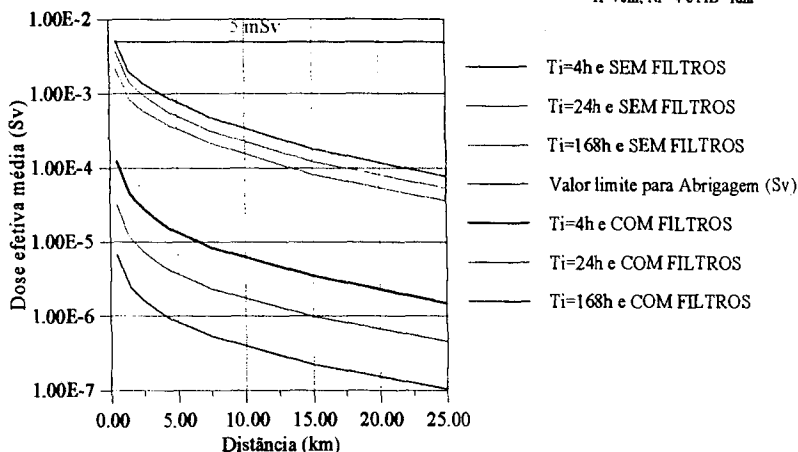


Figura 8 - Dose Efetiva Média (Sv) vs Distância (km)
H = 70m, NF=4 e PID=1 dia
Período de Integração de dose = 1 dia

5.1.2-Grupo 2.

Nas simulações do Grupo 2 variou-se a altura da chaminé (H), mantendo-se constante o número de fases, o tempo inicial de liberação e o período de integração de dose.

A influência de H na deposição no solo foi analisada apenas para o I-131. Observa-se na Figura 09 que o aumento da altura H causa uma redução acentuada na concentração média do I-131, para o caso com Filtros. Os resultados obtidos para concentrações de I-131 no solo, mostram que a distâncias inferiores a aproximadamente 1.4km, a probabilidade de se alcançar o limite para evacuação (ccdf), devido à concentração de I-131 no solo, é maior que 10^{-3} , podendo chegar a 10^{-2} .

CÓPIA CONTROLADA

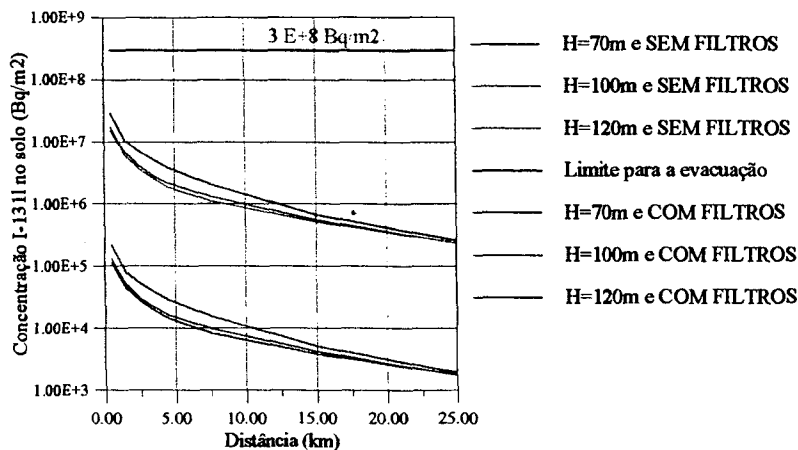


Figura 9 - Concentração de I-131 no solo (Bq/m²) vs Distância (km).
NF=4; Ti=24h e PID=1 dia

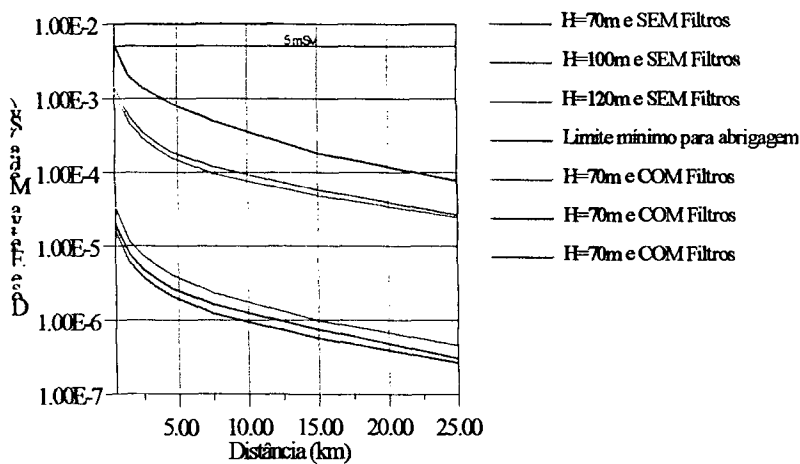


Figura 10 - Dose Efetiva Média (Sv) vs Distância (km)
NF=4; Ti=24h e PID=1 dia

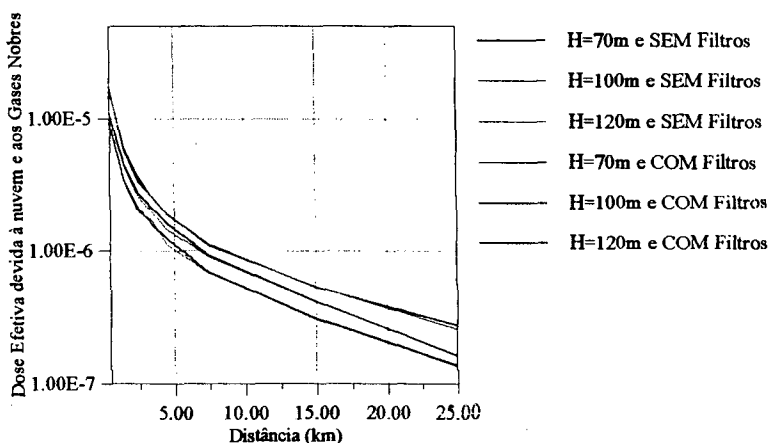
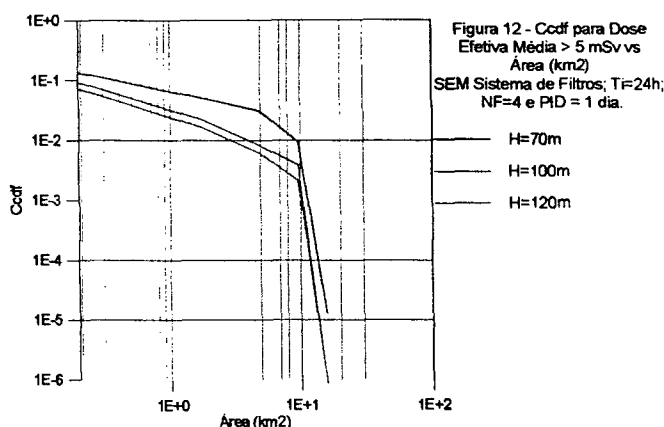


Figura 11 - Dose efetiva média devida apenas aos gases nobres presentes na nuvem (Sv) vs Distância (km)
Ti= 24h; NF= 4 e PID= 1 dia

A Figura 10 mostra a variação da dose efetiva média ao nível do solo em função da distância e para várias alturas de chaminé. Observa-se que o aumento da altura da chaminé causa uma redução marginal na dose quando comparada com a do sistema de Filtros. A Figura 11 mostra a dose efetiva média (Sv) devido a imersão na pluma e a parcela de dose devido apenas aos gases nobres, respectivamente. Comparando-se estas duas Figuras observa-se que, com a utilização de Filtros os gases nobres passam a ser os contribuintes principais na dose por imersão. A Figura 12 apresenta a curva Ccdf para a dose efetiva média, sem filtros, mostrando a pequena influência de H na redução da probabilidade da dose efetiva média ultrapassar o valor limite de 5mSv.

A presença dos filtros reduz sensivelmente as consequências externas mantendo-as abaixo do limite inferior de intervenção. Observa-se que sem filtro esses limites podem ser ultrapassados, mas as ações de proteção ficam restritas a áreas próximas ao reator (raio da ordem de 4 km), o que se deve à pequena potência do reator e à liberação elevada (chaminé).



Como era previsto a presença dos filtros não alteram a dose proveniente dos gases Nobres (Xe, Kr). Essa dose somente pode ser reduzida pelo aumento de altura da chaminé.

6. CONCLUSÕES

Os resultados mostram que, para o reator de pequeno porte analisado, a presença dos filtros reduz visivelmente as consequências externas mantendo-as em níveis inferiores aos limites de intervenção relacionados à Fase Inicial de Emergência.

Para os casos analisados, as doses efetivas próximas ao ponto de liberação, variam entre 0,01 e 0,1 mSv aproximadamente, sendo que o limite inferior para disparar ações de abrigagem é de 5 mSv.

Observa-se que, sem filtro, os limites de intervenção podem ser ultrapassados, mas as ações de proteção ficam restritas a áreas próximas ao reator (raio da ordem de 4 km), o que se deve à pequena potência do reator e à liberação elevada via chaminé.

Como era previsto a presença dos filtros não altera a dose proveniente dos gases nobres. Essa dose somente pode ser reduzida pelo aumento de altura da chaminé. Um aumento de 50m na altura H resulta numa redução da ordem de 2 vezes, para a dose efetiva nas proximidades do reator.

7. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- AGÊNCIA INTERNACIONAL DE ENERGIA ATÔMICA. *Principles for Establishing Intervention Levels for the Protection of the Public in the Event of a Nuclear Accident or Radiological Emergency*. 1985. (SS-72).
- AGÊNCIA INTERNACIONAL DE ENERGIA ATÔMICA. *Derived Intervention Levels for Application in Controlling Radiation Doses to the Public in the Event of a Nuclear Accident or Radiological Emergency*. 1986c. (SS-81).
- ANG, M. L.; FRID, W.; KERSTING, E. J.; FREDERICH, G.; LEE, K. Y.; MEYER-HEINE, D. A.; SODA, K.; SWEET, D. *A comparison of world wide uses of severe reactor accident source terms*. Sept. 1994. (SAND94-2157).
- CROFF, A. G. *Isotope Generation and Depletion Code - RSIC Code Package CCC-372*, 1980. (ORNL/TM-7175).
- DELANDE, J. Why EdF is installing vented containment. *Nucl Eng. Int.* p. 33-35, 1987.
- DILLMANN, H.; BUNZ, G. Design of a filter system for PWR containment venting. *J. Aerosol. Sci.*, v. 22, sup. 1, p. S701-S704, 1991.
- ECKARDT, B. A.; HILL, A.; BETZ, R. Containment systems for H₂-reduction & filtered venting and in-situ sampling to mitigate severe accidents for E.G. multiple-unit VVER. In: *Severe Accident Risk and Management SARM'97*, June 16-18 1997b. Pistany, Slovakia.

CÓPIA CONTROLADA

- INSTITUTO BRASILEIRO DE GEOGRAFIA E ESTATÍSTICA. *Sinopse Censo Demográfico 1991*, dezembro, 1991.
- JONES, J. A.; MANSFIELD, P. A.; HAYWOOD, S. M.; HASEMAN, I.; STENINHAUER, C.; EHRHARDT, J.; FAUDE, D. *PC Cosyma (v.2): An Accident consequence assessment package for use on a PC*. 1996. (EUR16239-en).
- MOLNARY, L. . *Relatório Preliminar de Análise de Segurança* . Relatório Interno no. IPEN LI01-0999-004-IPEN-01-00, IPEN, 1997.
- RIBEIRO, M. A. M. Estudo sobre Sistemas de Alívio da Contenção aplicados a Reatores de Pequeno Porte, IPEN-CNEN-SP, São Paulo, 2001.
- ROLANDSON, S.; MÜLLER, F.; LÖWENHIELM, G. APRI 3 Project: Continued research concerning severe accident phenomena and management in Sweden. In: Severe Accident Risk and Management SARM'97, Pistany, Slovakia, June 16-18 1997.
- SCHLUETER, R; SCHMITZ, R. P.. O. Filtered Vented Containments. *Nucl. Eng. Des.* v. 120, p. 93-103., 1990.
- SCHOLTEN, L. C.; WONDEREN, E. L. M. J.; STEEN, J. *Effect of Filtering at containment Venting on the Consequences for the environment.*. 1993.(NUREG/CP-0130 v. 2).
- US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants*. December 1990. (NUREG-1150).

TITLE: A STUDY ABOUT FILTERED CONTAINMENT VENTING SYSTEMS APPLIED TO A SMALL SIZE PWR REACTOR

Maria Alice Morato Ribeiro

Instituto de Pesquisa Energéticas e Nucleares – CNEN-SP

e-mail: mmorato@net.ipen.br

José Messias de Oliveira Neto

Instituto de Pesquisa Energéticas e Nucleares – CNEN-SP

e-mail: messias@usp.br

ABSTRACT: *This work identifies the dose reduction by the implementation of the Filtered and Containment Venting and System (FCVS), at the containment of the small PWR reactor.*

With PC-COSYMA code application is realized the accident consequence analysis for a case of small size reactor, located at agricultural area.

The early doses are calculated for the path by inhalation and by immersion in a plume, and the evaluation of the countermeasures actions of the early phase of nuclear accident.

The results show that the use of FCVS can reduce the external consequences near the nuclear reactor site.

Keywords. *Filtered venting containment system, consequence analysis, small size reactor*

CÓPIA CONTROLADA



CENTRO DE ENGENHARIA NUCLEAR

CENS

ESTUDO SOBRE

APLICADOS A REATORES

VIO DA CONTENÇÃO

PEQUENO PORTE

II CONGRESSO NACIONAL DE ENGENHARIA MECÂNICA
12-16 de Agosto de 2002 – JOÃO PESSOA – PARAÍBA - BRASIL

Artigo Científico
P&D.CENS.CENS.012.00
ARTC.001.00

AUTOR	Rubrica	Data	VERIFICADOR	Rubrica	Data
Maria Alice Morato Ribeiro		20/08/02	Arivaldo V. Gomes		20/08/02

APROVAÇÕES			Rubrica	Data
Chefe de Área	Arivaldo Vicente Gomes			20/08/02
Lider	Maria Alice Morato Ribeiro			20/08/02
Gerente do Centro	Antonio Teixeira e Silva			22/08/02

ARQUIVO			
---------	--	--	--