

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

Maria Alice Morato Ribeiro e José Messias de Oliveira Neto

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN/SP  
Av. Prof. Lineu Prestes 2.242  
05508-000 Butantã, São Paulo, SP, Brasil

## 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.

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

## I. INTRODUÇÃO

O sistema de alívio tem como finalidade principal evitar uma falha estrutural da contenção através da redução controlada da pressão em seu interior e não mitigar os defeitos de uma eventual falha. Os filtros são utilizados no sistema para reduzir a liberação de radionuclídeos (Iodo e aerossóis) para o meio ambiente e, com isto, reduzir as conseqüências radiológicas decorrentes do acidente.

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 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. O sistema de alívio com filtros (SAF) visa remover os radionuclídeos resultantes do alívio de pressão na contenção.

## II. 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. Já a França optou por um sistema de alívio com um tipo de filtro de areia esquematizado na Fig. 1 [1].

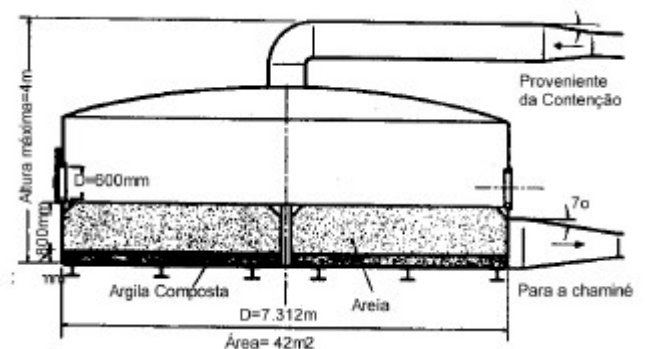


Figura 1. Projeto Conceitual do Sistema de Filtros e da Contenção Francês [1]

O KFK, na Alemanha, desenvolveu dois projetos distintos, conforme relatado em [2]:

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<sup>2</sup>, podendo consistir de dois estágios. Este projeto é mostrado

na Fig.2. O filtro composto de fibras de aço inox possui eficiência maior ou igual aos filtros HEPA.

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. 3. 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.

Os dados sobre a eficiência desses filtros foram publicados em [3], para o grupo do Césio e do Telúrio; em [4], para os Iodetos e [2], para os Aerossóis na Tabela 1.

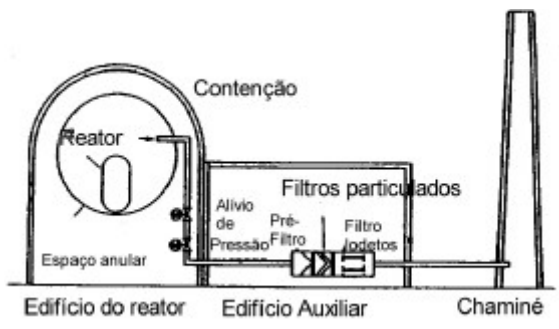


Figura 2. Esquemas de Sistema de Alívio com Filtros KFK, Utilizando Somente Filtro Externo à Contenção [2].

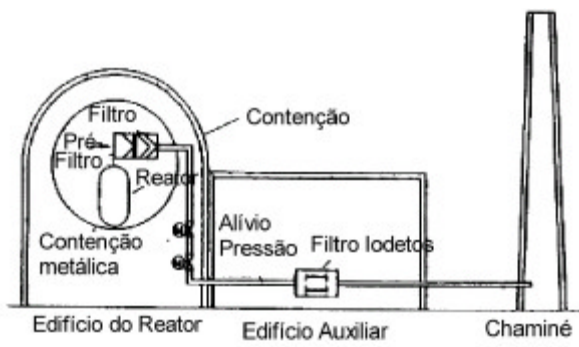


Figura 3. Esquemas de Sistema de Alívio com Filtros KFK, Utilizando Filtros Interno e Externo à Contenção [2].

TABELA 1. Eficiência dos Filtros

Grupo de Radionuclídeos	Eficiência
Césio	3E-5
Telúrio	4E-4
Estrôncio	2E-5
Iodetos	5E-3
<b>Materiais Particulados</b>	
Aerossol Urânio $\phi$ partícula ~ 15 $\mu$ m	1E-3
Aerossóis em geral	3E-4

### III. A AVALIAÇÃO DE CONSEQUÊNCIAS

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

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

A Fig. 4 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 (exposição externa à pluma, ex posição ao solo contaminado, ingestão), utiliza 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 conseqüências 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).

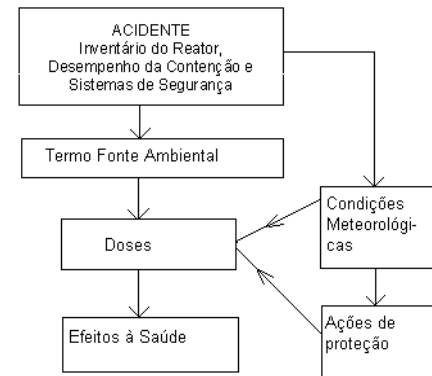


Figura 4. Principais Etapas da Avaliação de Conseqüências Radiológicas.

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 o abrigo e a evacuação.

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

Para avaliar a contaminação do solo foram adotados os valores apresentados no Safety Series 72 [6], os valores limites devem ser menores que:  $3 \times 10^8$  Bq/m<sup>2</sup> para o I-131;  $4 \times 10^8$  Bq/m<sup>2</sup> para o Cs-137,  $7 \times 10^7$  Bq/m<sup>2</sup> para o Cs-134 e  $8 \times 10^{11}$  Bq/m<sup>2</sup> para o Plutônio.

TABELA 2. Níveis de Intervenção Primários para a Fase Inicial ou de Emergência [5]

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

A ferramenta utilizada na avaliação quantitativa das conseqüências é o código PC-COSYMA [7]. O PC-COSYMA (**C**ode **S**ystem from **M**aria) é um programa que avalia o impacto de liberações de material radiativo para a atmosfera, desenvolvido pela Comissão Européia a partir do programa **MARIA** (**M**ethods for **A**ssessing the **R**adiological **I**mpact of **A**ccidents), 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 nuclídeos, 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.

#### IV. 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 conheçam 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.

**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 [8] e os dados do reator fornecidos em [9].

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

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[10].

O Iodo pode ser liberado na forma elementar, orgânica ou como particulado. Foram utilizados os dados publicados por [11] (:38% do Iodo está na forma elementar; 2% do Iodo está na forma orgânica (CH<sub>3</sub>I) ; e 60% está na forma de aerossóis.

**Meteorologia.** Os dados meteorológicos utilizados nas simulações foram extraídos de [12]. Esses dados representam médias horárias anuais de uma região no interior paulista e foram obtidos a partir de uma torre meteorológica local. Os dados contêm 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.

TABELA 3. Inventário do Núcleo (em Relação aos Radionuclídeos Presentes no Núcleo) Considerando Alguns dos Principais Radionuclídeos

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

TABELA 4. Frações de Liberação dos Radionuclídeos [10]

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

**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  $22.5^\circ$ , 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 [13] extrapolados para o ano 2000. Parte dessas informações estão mostradas na Fig. 6, para distância de até 1km do sítio e na Fig. 7 para até 10 km.

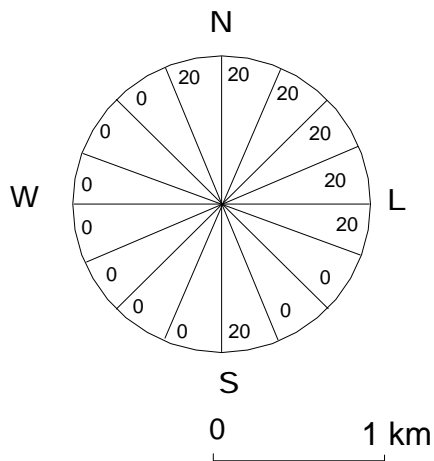


Figura 6. Distribuição Populacional para um Raio de até 1km de Distância a Partir do Sítio [13].

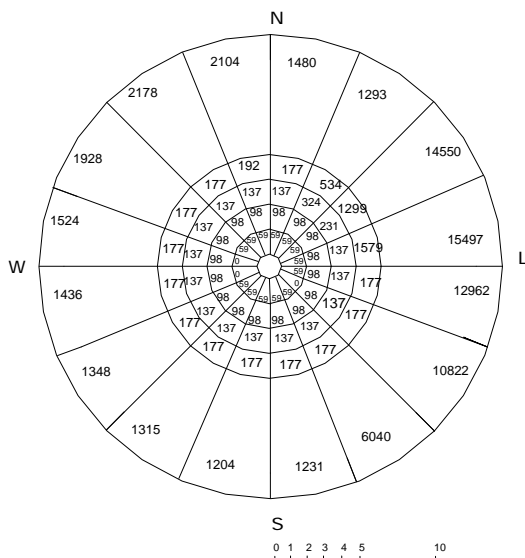


Figura 7. Distribuição Populacional para um Raio de até 10km de Distância a Partir do Sítio [13].

## V. 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 ( $T_i$ ) decorrido após o desligamento do reator, para o início da liberação para o meio ambiente ( $T_i=4h, 24h$  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	$T_i$ <sup>(1)</sup>	H <sup>(2)</sup>
1	Ia	4h	70
	Ib	4h	70
	Iia	24h	70
	Iib	24h	70
	IIIa	168h	70
	IIIb	168h	70
2	IIa	24h	70
	IIb	24h	70
	Iva	24h	100
	Ivb	24h	100
	Va	24h	120
	Vb	24h	120

Notas :1) $T_i$  = Tempo antes do início da Liberação e após o desligamento do Reator. 2) $H$ =Altura da chaminé (m) 3) a = casos sem a utilização de filtros e b = casos com a utilização de filtros

**Discussão dos resultados.** Tomou-se como parâmetro de avaliação a dose efetiva e os níveis de contaminação no solo que disparam ações de intervenção imediatas (abrigagem e evacuação).

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

A Fig. 8 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  $3 \times 10^8$  Bq/m<sup>2</sup>. Nota-se uma acentuada redução na concentração de Iodo devido aos filtros (aproximadamente 100 vezes).

Para definir a probabilidade de que o valor limite de concentração no solo seja ultrapassado utiliza-se a Ccdf (Distribuição complementar cumulativa de freqüências) 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  $3 \times 10^8$  Bq/m<sup>2</sup>) obtidos, indicam que nas proximidades (até 1.6km) do ponto de liberação existe a possibilidade do limite de deposição ser ultrapassado (Fig. 9).

As concentrações médias de Cs-137 e Cs-134 no solo também foram calculadas no presente trabalho, e observou-se 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).

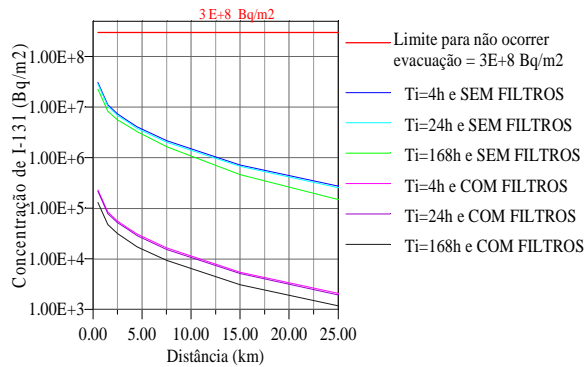


Figura 8 . Concentração média de I-131 (Bq/m<sup>2</sup>) no solo vs Distância (km) com H=70m; NF=4 e PID=1 dia

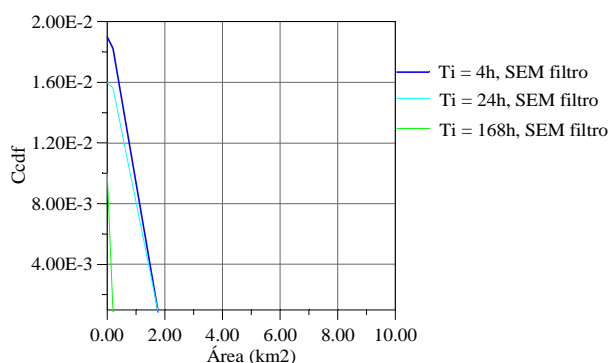


Figura 9 . Ccdf para Concentração de I-131 no solo >  $3 \times 10^8$  Bq/m<sup>2</sup> vs Área (km<sup>2</sup>) H=70m; NF=4 e PID=1 dia

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 Fig. 10 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.

**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 Fig. 11 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  $10^{-2}$ .

A Fig. 12 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.

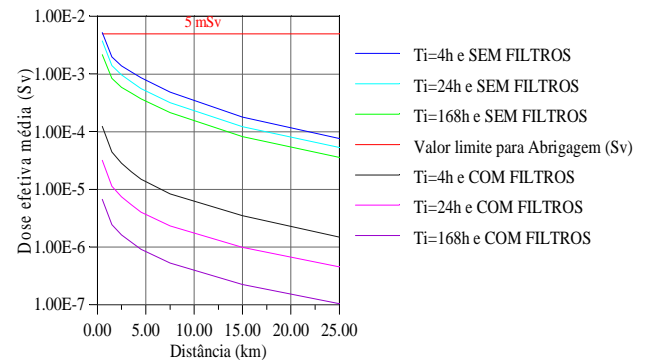


Figura 10 . Dose Efetiva Média (Sv) vs Distância (km) H = 70m, NF=4 e PID=1 dia

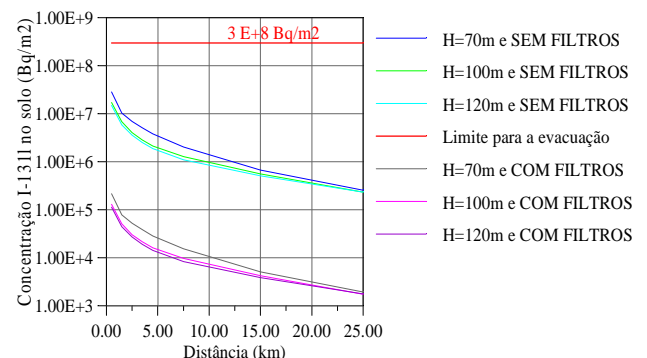


Figura 11 . Concentração de I-131 no solo (Bq/m<sup>2</sup>) vs Distância (km) com NF=4; Ti=24h e PID=1 dia

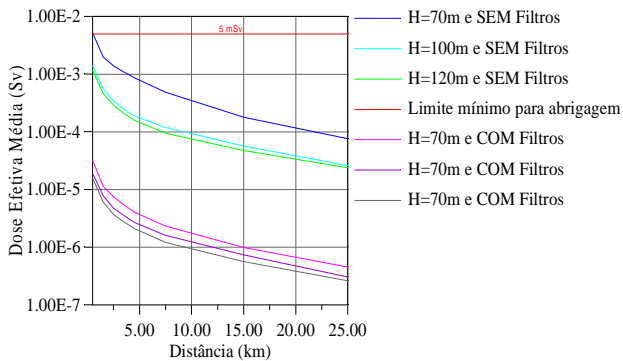


Figura 12 . Dose Efetiva Média (Sv) vs Distância (km) com NF=4; Ti=24h e PID=1dia

A Fig. 13 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 conseqüências 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.

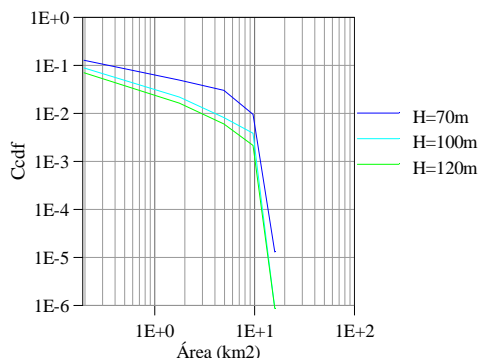


Figura 13 . Ccdf para Dose Efetiva Média > 5 mSv vs Área (km²) SEM Sistema de Filtros; Ti=24h; NF=4 e PID = 1 dia.

## VI. CONCLUSÕES

Os resultados mostram que, para o reator de pequeno porte analisado, a presença dos filtros reduz visivelmente as conseqüências 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.

## REFERÊNCIAS

- [1] SCHLUETER, R; SCHMITZ, R. P. O. **Filtered Vented Containments**, Nucl. Eng. Des. v. 120, p. 93-103., 1990.
- [2] DILLMANN, H.; BUNZ, G., **Design of a filter system for PWR containment venting**, J. Aerosol. Sci., v. 22, sup. 1, p.S701-S704, 1991.
- [3] 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**, SAND94-2157, Sept. 1994..
- [4] ECKARDT, B. A.; HILL, A.; BETZ, R., **Containment systems for H<sub>2</sub>-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, Pistany, Slovakia, June 16-18 1997.
- [5] 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**, Safety Series-72, 1985.
- [6] 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**, Safety Series 81, 1986.
- [7] 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**, EUR16239-en, 1996.
- [8] CROFF, A. G., **Isotope Generation and Depletion Code – RSIC Code Package CCC-372**, ORNL/TM- 7175, 1980.
- [9] RIBEIRO, M. A. M., **Estudo sobre Sistemas de Alívio da Contenção aplicados a Reactores de Pequeno Porte**, IPEN-CNEN-SP, São Paulo, 2001.

[10] US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, **Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants**,. NUREG-1150, December 1990.

[11] SCHOLTEN, L. C.; WONDEREN, E. L. M. J.; STEEN, J., **Effect of Filtering at containment Venting on the Consequences for the environment**,. NUREG/CP-0130 v. 2, 1993..

[12] MOLNARY, L., **Relatório Preliminar de Análise de Segurança**, Relatório Interno no. IPEN LI01-0999-004-IPEN-01-00, IPEN, 1997.

[13] INSTITUTO BRASILEIRO DE GEOGRAFIA E ESTATÍSTICA, **Sinopse Censo Demográfico 1991**, dezembro, 1991.

### ABSTRACT

This present work evaluate the dose reduction thath can be obtained by the implementation of the Filtered and Containment Venting and System (FCVS), at the containment of the small PWR reactor. The computer code PC-COSYMA is used to evaluate the consequences of accidental releases to the atmosphere. It is essential that the PWR reactor is located in a rural area.

Meteorological and populations data are used in the simulations. The results are given in terms of early effects.