

Os Efeitos
de Acidentes Graves
em Centrais de Reprocessa
mento e
Usinas Atômicas

Reprodução e interpretação de dois
Estudos confidenciais do "Institut
für Reaktorsicherheit" (Instituto
para Segurança dos Reatores), de a
gosto e novembro de 1976

Bundesverband Bürgerinitiativen Umweltschutz e. V. (BBU)
(Associação Nacional de Iniciativas Cívís de Proteção ao Meio Ambiente
- Entidade Registrada -)

Janeiro de 1977

I n d i c e

=====

	<u>Página</u>
Prologo	3
Explicações	4
Relatório-IRS Nº 290 (Instituto para Segurança dos Reatores)	6
Questões não consideradas	27
Suposições realísticas	28
Efeitos remotos dos acidentes investigados	36
Área rural contaminada	40
Cálculo da carga de ingestão	42
A doença letal aguda da radiação	45
Quantas vidas humanas custaria um acidente na usina de reprocessamento planejada ?	49
Reação em cadeia dos acidentes nucleares	51
Processo de autorização de centrais termonucleares	53
Comparação com publicações até agora feitas pelas iniciativas civís	55
O ardil com o segundo estudo	56
Relatório-IRS Nº 293	59
A ilusão de autoridades por autoridades	65

Prólogo

Revisado

O presente relatório da Associação Nacional de Iniciativas Civís de Proteção ao Meio Ambiente (BBU) baseia-se em duas pesquisas realizadas pelo Instituto para Segurança dos Reatores (IRS), a pedido do Ministério do Interior, sobre os efeitos de acidentes graves em centrais atômicas e usinas de reprocessamento.

Essas pesquisas são até hoje mantidas em segredo perante a opinião pública, perante os políticos e os jornalistas e até mesmo perante as autoridades estaduais e regionais competentes.

Em sua última petição dirigida ao Governo Federal para que torne público as pesquisas realizadas sobre casos de avarias em centrais termonucleares e instalações de reprocessamento, a BBU recebeu no dia 12 de novembro de 1976 uma resposta negativa do Senhor Secretário de Estado, Dr. Hartkopf. Em face disso, a BBU não teve outra alternativa a não ser recorrer a outros meios de acesso a essas pesquisas, e apresentá-las à opinião pública pelo presente relatório.

Report

A execução do encargo não foi realizada com base nos dados constantes da carta de autorização de julho de 1975; ao contrário, empregou-se mais aqueles dados que puderam ser aproveitados diretamente da literatura, a fim de reduzir, de um lado, o volume de trabalho e, do outro, possibilitar um quadro condizente com as particularidades dos efeitos de casos de avarias. Os pressupostos em que se basearam os cálculos, são oriundos do estudo de construção da KEWA/1/, do Relatório de Segurança da central termonuclear de Brokdorf/2/ e do relatório final da KWU para o projeto de alimentação RS 72 a) e RS 72 b) "Coreschmelzen"/3/ (Fusão Nuclear). Empregou-se, além disso, para a escolha dos espectros nucleares e das quotas de liberação, o Relatório KFK 1800/4/ e o Estudo sobre Segurança de Reatores WASH 1400/5/.

O estudo de um quadro

2. Cálculo dos Processos de Aquecimento

2.1 Dados Preliminares para o Cálculo dos Processos de Aquecimento

Os dados que se seguem foram tirados do Estudo de Construção da KEWA/1/ e servem como base para a avaliação dos processos térmicos decorrentes após a ocorrência dos casos de avaria postulados.

a) Recipiente de Acondicionamento dos Elementos Combustíveis - Dimensões:

Comprimento	17 [m]
Largura	56 [m]
Altura do nível d'água	15,5 [m]

O volume de água contido no recipiente reduz-se na proporção do volume do depósito de descarga e dos elementos combustíveis depositados no recipiente e seus estrados e inclusive o dos amortecedores de choques.

Podem ser depositados no máximo:

1400 elementos combustíveis em reator de água pressurizada ou

3500 elementos combustíveis em reator de água em ebulição.

O tempo de atenuação dos ~~axxx~~^{ciclos}~~axxx~~ elementos combustíveis, isto é, o tempo entre o desligamento do reator e o carregamento na instalação de reprocessamento, é presumido em 200 dias e a queima média desses elementos combustíveis presume-se consumir 34.000 [MWd/t].

(Seria MWd/t \neq VALOR MÉDIO dias por tonelada ?)

b) Recipiente para Resíduos Líquidos Radioativos - Dimensões:

Comprimento	16 [m]
Largura	16 [m]
Volume do líquido	1000 [m ³]

Para todas as indicações subseqüentes pressupõe-se um valor nominal de carga média de 1400 [t/a] elementos combustíveis irradiados. (Ainda não atentei o que seja "t/a" neste caso) *1/a: "t/a" = tonelada por ano*

O consumo médio por queima dos elementos combustíveis é de 34.000 [MWd/t].

A solução anual resultante dos produtos físséis é presumida em 600 [m³/a]. Na solução dos produtos físséis, isto resulta em:

teor máximo de produtos físséis	70 [g/l]
teor de sal	250 [g/l] HNS 3
e tempo médio de resfriamento	635 [d],

o qual se compõe do tempo de resfriamento até o início do enchimento do recipiente, de 330 [d], e do enchimento do recipiente, de 610 [d].

A concentração radioativa produzida pela solução dos produtos físséis verifica-se a 3450 [Ci/l], resultando daí uma energia térmica média de 16 [W/l].

X Esta energia térmica produzida poderá, segundo o Estudo de Construção da KEWA/1/ ser dissipada pelo sistema de refrigeração montado no recipiente. As exalações de vapor durante a evaporação da solução ativa podem escapar através de um ducto de ventilação de cerca de 1 [m²] montado na tampa do teto blindado do recipiente.

Após a evaporação do líquido resta uma torta de sal, cuja densidade é calculada em 2 [g/cm³] e cujo ponto de fusão supõe-se ser de 1273 [°K].

2.2 Aquecimento do Recipiente de Entrada de Elementos Combustíveis de uma Instalação de Reprocessamento

Volume de Deslocamento do Elemento Combustível - DWR

(DWR = Dampfwasser-Reaktor / Reator a Vapor d'água - ? -)

236 bastões combustíveis; comprimento total ≈ 5,0 [m];
comprimento ativo 3900 [mm]; 20 guias com hastes embutidas, vistas como bastão maciço;
raio da gua = r_{guia} = 0,00686 [mφ].

$$V_{\text{deslocamento elem. combust. Y}} \text{ (m}^3\text{)} = \left[\frac{\pi \cdot d^2 \text{ envoltório}}{4} \cdot 236 + \frac{\pi \cdot d^2 \text{ guia}}{4} \cdot 20 \right] \cdot H + V_{\text{suporte + resto elem. combust. Z}}$$

$$V_{\text{suporte, elem. combust. Y + resto}} = \frac{9,1155 \cdot 10^4}{193} = 472,306 \cdot 10^{-6} \text{ [m}^3\text{]}; 193 \text{ --- Quant. de elem. combustíveis}$$

$$V_{\text{deslocam. elem. combust. Y}} = \left[\frac{\pi \cdot 0,01075^2}{4} \cdot 236 + \frac{\pi \cdot 0,01372^2}{4} \cdot 20 \right] \cdot 5,0 + 472,306 \cdot 10^{-6} = 0,12236 \text{ [m}^3\text{]}$$

Logo, 1400 elementos combustíveis com V_{deslocamento} = 171,3 [m³].

2.3	Aquecimento do Recipiente do Concentrado de uma Inst. de Reprocessamento	15
3.	Pressupostos para a Liberação	23
3.1	Reservatório de Entrada de Elementos Combustíveis de uma Inst. de Reprocessamento	23
3.2	Recipiente do Concentrado de uma Instalação de Reprocessamento	27
3.3	Núcleo do Reator	30
4.	Resultados e Discussão	32
5.	Índice de Literaturas	41

(- 2 -)

1. Introdução

O presente trabalho foi elaborado para a avaliação do potencial de riscos de uma grande usina de reprocessamento de elementos combustíveis, comparado ao de uma usina termo-nuclear. Para essa finalidade, foram considerados os seguintes casos de avarias sob os pressupostos abaixo e apurados e comparados os seus efeitos:

Caso 1: Recipiente de Concentrado de uma Instalação de Reprocessamento

Pane no sistema de refrigeração - Evaporação total da solução concentrada - Liberação direta no meio ambiente dos produtos da evaporação.

Caso 2: Reservatório de Entrada dos Elementos Combustíveis de uma Instalação de Reprocessamento

Interrupção da refrigeração do recipiente totalmente carregado - Não dissipação do calor pós-desintegração - Liberação direta no meio ambiente do conteúdo global radioativo.

Caso 3: Reservatório de Entrada dos Elementos Combustíveis de uma Instalação de Reprocessamento

Vazamento do refrigerante de um reservatório totalmente carregado - Não dissipação do calor pós-desintegração - Liberação direta no meio ambiente do conteúdo global radioativo.

Caso 4: Central Termonuclear

Vazamento do refrigerante - Interrupção da refrigeração de emergência - fusão do núcleo - dano severo ao reservatório - Liberação no ambiente do conteúdo radioativo.

Volume de Deslocamento do Elemento Combustível - SWR

? (SWR = Siedewasser-Reaktor / Reator em Água Ebuliente - ? -)

O elemento combustível consiste de 63 peças de bastões combustíveis e 1 tubo-guia para instrumentação. A espessura da parede da caixa do elemento combustível (140 x 140 mm) é de 2,1 [mm]. O comprimento total é de 4470 [mm] e o comprimento ativo de 3760 [mm].

$$V_{\text{deslocamento do elem. comb.}} = \left[\frac{\pi \cdot 0,0125^2}{4} \cdot 63 + \frac{\pi \cdot 1,03^2}{4} \cdot 1 + 0,14 \cdot 4 \cdot 0,0021 \right] \cdot 4,47$$

$$V_{\text{deslocamento do elem. comb.}} = 0,04298 \text{ [m}^3\text{]}$$

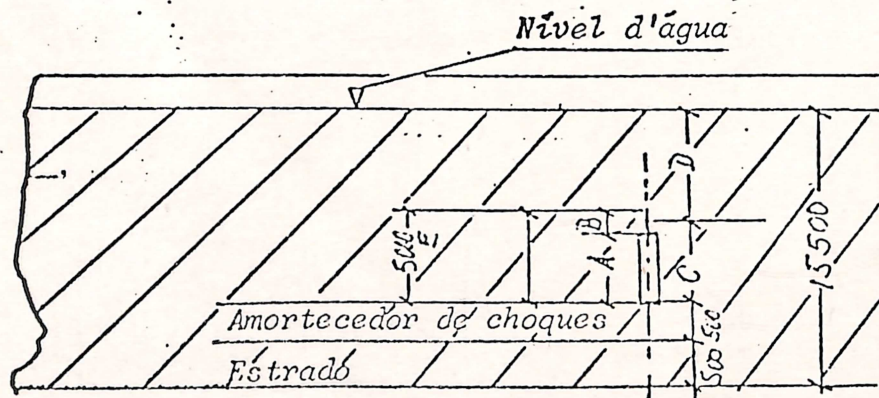
Logo, com 3500 elementos combustíveis, deslocamento $\approx 150,4 \text{ [m}^3\text{]}$

O volume de deslocamento com carga total do recipiente é:

$$V_{\text{deslocamento DWR}} \text{ 1400 elem. combust.} \quad \triangle \quad V_{\text{deslocamento SWR}} \text{ 3500 elem. combust.}$$

Os raciocínios teriam por base uma carga do recipiente de 1400 elementos combustíveis-DWR.

A disposição geométrica do reservatório de entrada carregado com elementos combustíveis é indicada na figura abaixo:



- A = Comprim. ativo do bastão combustível..... 3,9 [m]
- B = Espaço do gás de fissão..... 1,1 [m]
- C = $3900 + \frac{1100}{2} = 4450 \text{ [mm]}$
- D = Camada d'água disponível para a evaporação, ou seja:

(- 7 -)

$$D \approx 15,5 - [0,5 + 0,5 + 4,45] = 10,05 \text{ [m]}$$

Nesta equação foi acrescentada metade do volume do espaço de gás de fissão ao comprimento ativo do bastão combustível.

E = Total do bastão combustível.

(- 8 -)

Como, relativamente ao rendimento do bastão combustível em seu comprimento total, a condutibilidade térmica é pequena, supõe-se - por razões de simplificação de cálculo - que nenhum calor da parte axial do bastão de combustível não coberta pela água flui mais para a parte do bastão de combustível coberta com água. Isto significa que o bastão combustível aquece-se independentemente da condutibilidade térmica axial. O pequeno erro produzido em face disso é desprezível. Em relação à fusão da parte do bastão não coberta pela água, esse pressuposto é conservador. Sob essas circunstâncias, e considerando-se o comprimento total do bastão combustível sem considerar - por motivos conservativos - a camada d'água dos estrados e amortecedor de choques, resulta, em caso de falha do sistema de resfriamento do recipiente, o seguinte volume por aquecimento da água do recipiente de 40 °C para 100°C:

$$V_{\text{aquecimento}} = 4,45 + 10,05 \cdot 842 = 12.209 \text{ m}^3,$$

onde 842 m é a superfície do reservatório do elemento combustível, em metros quadrados, descontado o tanque de descarga:

$$S_{\text{do tanque}} = 56,0 \cdot 17,0 - 10,0 \cdot 11,0 \approx 842 \text{ m}^2.$$

Após a dedução do volume de deslocamento dos elementos combustíveis, à razão de 171,3 m³, obtém-se o volume efetivo disponível para o aquecimento de 40 °C para 100 °C:

$$V_{\text{aquecimento efetivo}} = 12.209 - 171,3 = 12.037,7 \text{ m}^3.$$

O rendimento médio do bastão é de $212 \frac{W}{cm}$, sendo o comprimento

NACHWÄRME =

Calor residual?

ou Resaquecimento?

resíduo de calor
resíduo de calor

resíduo de calor
RESIDUAL

(- 8 -)

to ativo do bastão de 3900 mm.

O rendimento por bastão é:

$$390 \cdot 212 = 82.680 \frac{W}{\text{bastão}} \text{ ou}$$

$$82.680 \cdot 2,3889 \cdot 10^{-4} = 19,7514 \frac{kcal}{\text{bastão}}$$

(- 9 -)

Com 236 bastões por elemento combustível:

$$82.680 \cdot 236 = 19,51248 \frac{MW}{\text{por elem. combust.}}$$

O reaquecimento em 200 dias [d] correspondente a $1,728 \cdot 10^7$ (seg) foi calculado com base na Fig. 4-8 do Relatório NEDO 10625 /6/, sendo:

$$19,51248 \cdot 9,3 \cdot 10^{-7} = 0,0181466 \frac{MW}{\text{elem. combust.}}, \text{ ou}$$

$$82.680 \cdot 9,3 \cdot 10^{-4} \cdot 2,3889 \cdot 10^{-4} = 0,0183688 \frac{kcal}{\text{segundo/bastão}}$$

Q_{reaquecimento} com carga de 1400 elementos combustíveis

$$Q_{\text{reaquecimento}} = 1400 \cdot 0,0181466 = 25,405 \text{ MW, ou}$$

$$Q_{\text{reaquecimento}} = 25,405 \cdot 2,3889 \cdot 10^2 = 6069 \frac{kcal}{\text{seg.}}$$

Tempo de aquecimento da água de 40 °C a 100 °C:

$$Q_{\text{reaquecimento}} \cdot T_{\text{aquecimento}} = G \cdot c_p \cdot (t_2 - t_1)$$

$$T_{\text{aquecimento}} = \frac{12038 \cdot 10^3 \cdot 1,0 \cdot (100 - 40)}{6069} = 119.011 \text{ seg. ou } 33,06 \text{ h.}$$

Tempo T_{evap.} para evaporação da água:

Na evaporação da água estaria à disposição, por motivos conservadores, apenas a camada indicada por "D" da água do recipiente do elemento combustível. Conforme já mencionado, foi somado ao comprimento ativo do bastão combustível a metade do espaço volumétrico do gás de fissão. Este pressuposto deve descrever conservadoramente a libe-

(- 10 -)

ração radiológica, provocada pela fusão da parte axial do bastão combustível não mais coberta pela água.

Gráfico NEDO 10625

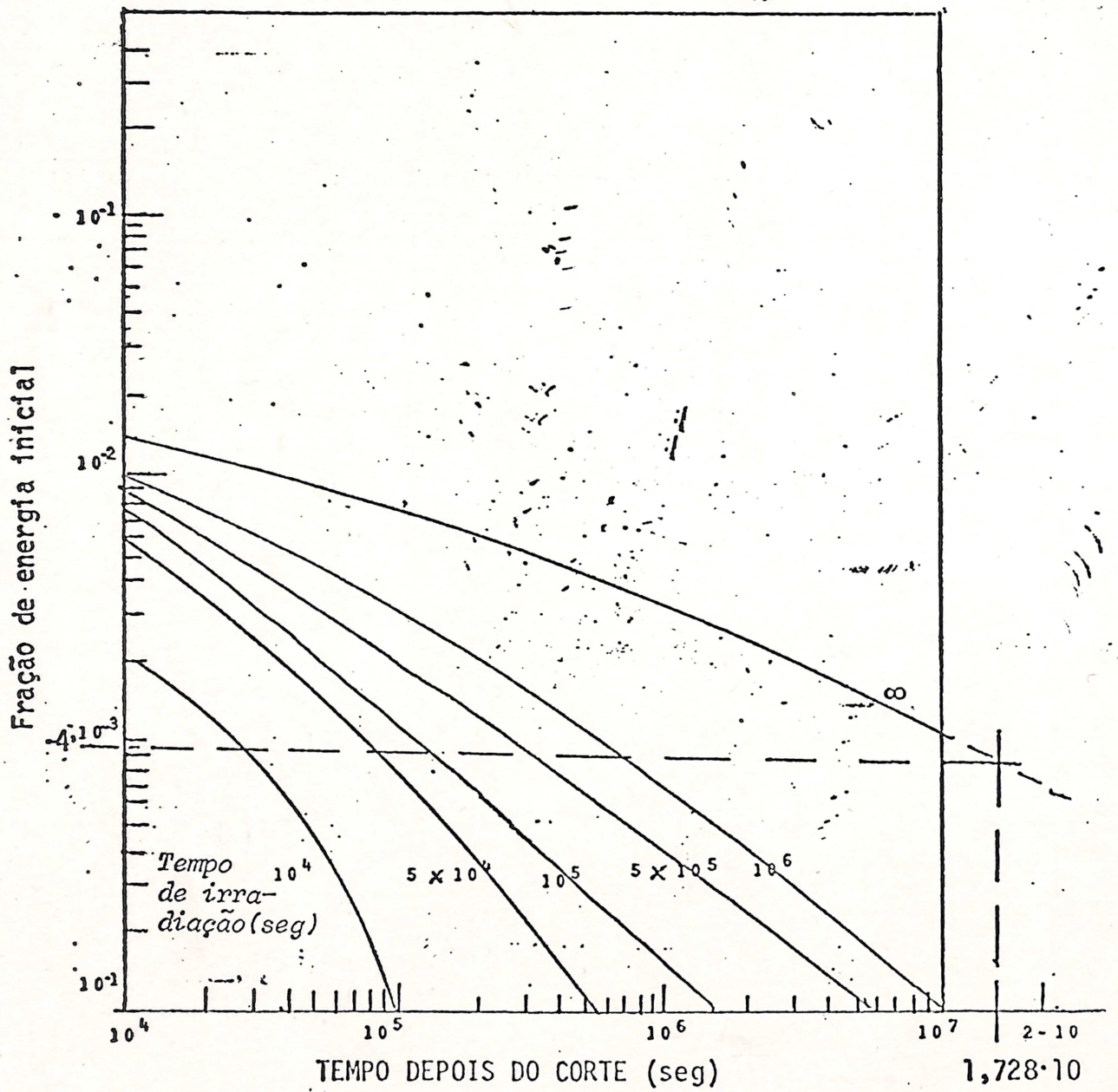


Figura 4-8 Desintegração da primeira fração em função do comprimento de irradiação e tempo do corte (May-Witt Model) (Fls. 2/2)

O volume disponível para evaporação é obtido por:

$$V_{\text{evaporação efetiva}} = S_{\text{recipiente}} D = 842,0 \cdot 10,05 = 8.462 \text{ m}^3$$

ou $8462 \cdot 10^3 \text{ (kg)}$

desde que a evaporação se efetue a 1,3 atmosferas. Es-^{te} pressuposto é conservador, uma vez que com o aumento de pressão o calor evaporado é menor e o tempo de evaporação fica mais curto.

Também foram desprezados, de modo conservador, as perdas de calor através da superfície contactada pela água no recipiente e as perdas de irradiação pela superfície da água (pequena nessa gama de temperaturas).

$$Q_{\text{reaquecimento}} = G \cdot r_{\text{evaporação}} \cdot T_{\text{evaporação}}$$

$$T_{\text{evaporação}} = \frac{8462 \cdot 10^3 \cdot 2237,8 \cdot 0,23889}{6069} = 745.376 \text{ seg}$$

ou 207 horas ou 8,63 dias

O início do tempo no qual partes do bastão combustível estão sendo descobertas pela água do recipiente, é dado por:

$$T_{\text{aquecimento}} = 119011 \text{ seg}$$

$$T_{\text{evaporação}} = 745376 \text{ seg}$$

$$\underline{\underline{864387 \text{ seg} = 240 \text{ horas ou } 10 \text{ dias}}}$$

Uma publicação do Centro de Pesquisa Nuclear de Karlsruhe /7/, define uma falha de temperatura em bastões combustíveis. A mesma é indicada por:

1850°C

A fim de cobrir pelo menos uma parte das incertezas com as quais se deve contar na fixação desse valor, calcular-se-ia a temperatura de falha em

1700°C

Tempo T_{falha} com aquecimento adiabático do bastão:

São tomados por base os seguintes valores materiais para UO_2 e $Zry4$:

$$\gamma_{zry4} = 6550 \frac{kg}{m^3}$$

$$\gamma_{UO_2} = 650 \frac{lbs}{pe^3} = 16,018 \cdot 650 = \approx 10.412 \frac{kg}{m^3}$$

$$C_{P_{Zry4}} \frac{1700^\circ C}{100^\circ C} = \approx 340 \frac{Btu}{F pe^3} \cdot 16,017 \cdot 34 = 544,0 \text{ ou}$$

$$\frac{544}{6550} = 0,08305 \frac{kcal}{kg \text{ grad}}$$

(Não inclui o grad... seria "grad")

$$C_{P_{UO_2}} \frac{1700^\circ C}{100^\circ C} = \approx 50 \frac{Btu}{F pe^3} \text{ ou } 800,0 \frac{kcal}{m^3 \text{ grad}} \text{ ou}$$

$$\frac{800}{10412} = 0,0768 \frac{kcal}{kg \text{ grad}}$$

T_{falha} adiab. corresp. ao tempo até a falha do bastão combustível depois de colocado a seco

Jã que não foi considerada a condutibilidade axial (de modo conservador), o tempo T_{falha} adiab. refere-se às seções axiais do bastão combustível, situadas acima do nível de H_2O , sendo, portanto, conservador. O procedimento seria, a seguir, calculado adiabaticamente.

$$Q_{reaquecimento} = T_{falha} = \text{adiab.} \left[(V \cdot \gamma \cdot c_p)_{UO_2} + (V \cdot \gamma \cdot c_p)_{Zry4} \right] \cdot (T_2 - T_1)$$

$$T_{falha} = \frac{\pi}{4} \left[\frac{d^2 \cdot H_{esfera} \cdot \gamma_{UO_2} \cdot c_{pUO_2} + (d_a^2 - d_i^2) \cdot H_{envdtorio} \cdot \gamma_{Zry4} \cdot c_{pZry4}}{Q_{aquecimento}} \right] \cdot (T_2 - T_1) \text{ [seg]}$$

$$T_{\text{falha adiab.}} = \frac{\pi}{4} \frac{[0,00908^2 \cdot 3,9 \cdot 800 + (0,01075^2 - 0,0093^2) \cdot 5,0 \cdot 544] \cdot (1700 - 100)}{18.368,8 \cdot 10^{-6}} \text{ [seg]}$$

T_{falha adiab.} = 23007 segundos ou 6,39 horas

Com falha não adiabática o T_{falha} é obtido por:

$$T_{\text{falha}} = \frac{\frac{\pi}{4} [0,00908^2 \cdot 3,9 \cdot 800 + (0,01075^2 - 0,0093^2) \cdot 5,0 \cdot 544] \cdot (1700 - 100)}{18.368,8 \cdot 10^{-6} - \dot{Q}_{\text{perdas}}} \text{ [seg]}$$

$$\dot{Q}_{\text{perdas}} = d \cdot S (T_2 - T_1) \frac{1}{3600} \left[\frac{\text{kcal}}{\text{seg}} \right]$$

T₂ é aplicado como valor médio de tempo dos tubos-envoltório.

$$T_2 = \frac{T_{2,1} + T_{2,E}}{2}$$

T₁ é o valor médio de tempo da atmosfera ambiente.

$$T_1 = \frac{T_{1,A} + T_{1,E}}{2}$$

Este valor (T₂ - T₁) é conservadoramente suposto em 50 [grd].

Para d tomar-se-ia por base, também conservadoramente, o valor d = 10 [kcal/m² h grd]. Neste valor está incluída a convecção e radiação. O valor d foi tomado segundo a nota bibliográfica /8/.

Com esses valores obtêm-se:

$$\dot{Q}_{\text{perda}} = \frac{10}{3600} \cdot \pi \cdot d_{\text{envolt.}} \cdot H \cdot (T_2 - T_1) \left[\frac{\text{kcal}}{\text{seg}} \right]$$

$$\dot{Q}_{\text{perda}} = \frac{10}{3600} \cdot \pi \cdot 0,01075 \cdot 4,5 \cdot 50 = 21.107,6 \cdot 10^{-6} \left\{ \frac{\text{kcal}}{\text{seg}} \right\}$$

Para H empregou-se:

$$H = \frac{H_{\text{ativo}} + H_{\text{total}}}{2} = \frac{3,9 + 5,0}{2} = 4,45 \approx 4,5 \text{ m}$$

λ

$$\underline{\underline{\dot{Q}_{\text{perda}} > \dot{Q}_{\text{reaquecimento}}}}$$

Com isto o calor do reaquecimento é transmitido através da passagem de transição térmica à atmosfera ambiente e não resulta nenhum aquecimento do bastão.

Ao alterar-se o valor d para $d = 8 \text{ kcal/m}^2 \text{ h grad}$ e o valor $(T_2 - T_1)$ para 40 grad , resultará:

$$\dot{Q}_{\text{perda}} = \frac{8}{3600} \pi \cdot 0,01075 \cdot 4,5 \cdot 40 = 13.508,8 \cdot 10^{-6} \left[\frac{\text{kcal}}{\text{seg}} \right]$$

e

$$T_{\text{falha}} = \frac{\frac{\pi}{4} \left[0,00908^2 \cdot 3,9 \cdot 800 + (0,01075^2 - 0,0098^2) \cdot 5 \cdot 544 \right] \cdot (1700 - 100)}{(18.368,8 - 13.508,8) \cdot 10^{-6}} \text{ [seg]}$$

$$T_{\text{falha}} = 86959 \text{ seg, ou } 24,2 \text{ horas.}$$

A falha dos elementos combustíveis sob as condições antecedentes ocorre, portanto, somente após

	$T_{\text{aquecimento}}$	=	119011	s
+	$T_{\text{evaporação}}$	=	745376	s
+	T_{falha}	=	86959	s
		=	951346	s
		=	264,3	h
		=	11,0	d, aproximadamente.

No cálculo de T_{falha} foi tomado por base $d = 8 \text{ kcal/m}^2 \text{ h grad}$ e $(T_2 - T_1) = 40^\circ$.

2.3 Aquecimento do Recipiente de Concentrado em uma Instalação de Reprocessamento

Conteúdo do Recipiente V_{Beh} .

$$16 \cdot 16 \cdot 3,9 = 998,4 \text{ m}^3 \text{ a } 3,9 \text{ m de altura do enchimento.}$$

Composição do Concentrado:

cada m³ contém: 70 kg de produtos físseis
250 kg de sal
x kg de água

Contém, portanto, 320 kg de produtos sólidos, físseis e sais.

Com um $\gamma = 2 \frac{kg}{l}$ para 320 kg Σ (produtos físseis + sais)
temos em $1 m^3 \frac{320}{2000} = 0,160 m^3 \Sigma$ (produtos físseis + sais) presentes.

Assim, em $1 m^3$ estão contidos: 70 kg de produtos físseis
250 kg de sais
840 kg de água

1.160 kg.

O rendimento calorífico do concentrado é \dot{Q}_H :

$$\dot{Q}_H = 16 \frac{W}{l} \cdot 2,3889 \cdot 10^{-4} \cdot 998,4 \cdot 10^3 = 3816 \frac{kcal}{seg}, \text{ ou}$$

$$\dot{Q}_H = 3816 \cdot 4,186 \cdot 10^{-3} = 15,974 MW$$

Até que altura os sais residuais (320 kg Σ (produtos físseis/sais) enchem o recipiente após a evaporação da parte composta de água ?

$$\frac{V_{recip.} \cdot (250 + 70)}{\gamma_{sedimento\ do\ fundo}} = V_{sedim.\ do\ fundo} = S_{recip.} \cdot H_{sedim.\ de\ fundo}$$

$$H_{recipiente} = \frac{998,4 \cdot 320}{2 \cdot 10^3 \cdot 16 \cdot 16} = 0,624 m$$

Condição: $\gamma_{sedimento\ do\ fundo} = 2 \cdot 10^3 kg/m^3$ refere-se ao sedimento do fundo após a evaporação da água e consiste de Σ (produtos físseis + sais).

Será possível dissipar o rendimento térmico do resíduo de fundo, que deveria corresponder conservadoramente ao rendimento térmico do concentrado antes da evaporação, através da superfície de $16 \times 16 = 256 m^2$?

$$\dot{Q}_N = d \cdot S (T_2 - T_1) \frac{1}{3600}$$

Premissas e condições: $d = 8 \text{ kcal/m}^2 \text{ h grad}$ para a soma radiação + convexão no ar em repouso na superfície do sedimento residual. As perdas térmicas através das superfícies do recipiente tocadas pelo resíduo são desprezadas e consideradas = 0 (conservador). Ver /8/.

$$T_2 - T_1 = \frac{\dot{Q}_N \cdot 3600}{d \cdot S} = \frac{3816 \cdot 3600}{8 \cdot 256} \approx 6.700^\circ$$

X
X

vale dizer: é ultrapassada a temperatura crítica de 10000°C para a fusão (!)

Tempo ($T_{\text{aquecimento}}$), necessário para o aquecimento do concentrado, de 60°C para 100°C .

Pressuposto: C_p (calor específico) do concentrado = calor específico da água. $C_{p_{H_2O}} = C_{p_{\text{sedimento de fundo}}}$

$$\dot{Q}_N \cdot T_{\text{aquecimento}} = G \cdot C_p \cdot (T_2 - T_1)$$

$$T_{\text{aquecimento}} = \frac{998,4 \cdot 840 \cdot 1 \cdot (100-60)}{3816} = 8791 \text{ seg ou } 2,44 \text{ horas.}$$

No aquecimento somente estaria sendo considerado a parte de água no concentrado ($998,4 \cdot 840$). Esta premissa é conservadora !

Qual é o tempo necessário para a parte de H_2O contido no concentrado ?

Volume de líquido no recipiente: $998,4 \text{ m}^3$; a parte de líquido a ser evaporada é:

$$0,840 \cdot 998,4 \cdot 10^3 = 838656 \text{ litros ou kg de } H_2O = G_{H_2O}$$

Durante a evaporação é produzida uma pressão positiva no interior do recipiente, a qual foi avaliada em $1,4 \text{ atm}$. Com uma superfície de fuga de 1 m^2 , pré-estabelecida, esta

avaliação deve ser considerada como conservadora, já que com pressão crescente reduz-se o calor de evaporação, resultando em menores tempos de evaporação.

$$T_{\text{evaporação}} = \frac{G_{H_2O} \cdot \gamma_{H_2O}}{\dot{Q}} = \frac{838656 \cdot 2231,9 \cdot 0,23889}{3816} = 117,179 \text{ seg}$$

ou 32,5 horas ou 1,36 dias

T_{aquecimento} e T_{evaporação} do conteúdo H₂O na refrigeração

(a - Recipiente com camisa de refrigeração; b - serpentina de refrigeração dentro do concentrado)

Com uma altura de enchimento de 3,9 m e superfície de base de 16,0 x 16,0 m, a altura total, inclusive folgas, é estimada em 4,2 m. Além disso, é presumido que o recipiente é resfriado (a) toda a sua volta. A camisa de refrigeração teria uma espessura de 7 cm. Este pressuposto encontra-se, por motivos técnicos de fabricação, no limite inferior.

O conteúdo de água é obtido por:

$$(16,14 \cdot 16,14 - 16,0 \cdot 16,0) \cdot 4,2 + 16,14 \cdot 16,14 \cdot 0,07 \cdot 2 = 55,36 \approx 56 \text{ m}^3$$

Assim resulta para o aquecimento da carga de água na camisa de refrigeração:

$$T_{\text{aquecimento}} = \frac{56 \cdot 10^3 \cdot (100-60)}{3816} = 587 \text{ s}$$

e para a evaporação (conservadora, já que a 1,4 atm):

$$T_{\text{evaporação}} = \frac{56 \cdot 10^3 \cdot 2231,9 \cdot 0,23889}{3816} = 7824 \text{ s}$$

ou 2,17 h

Uma vez que é desconhecida a disposição da serpentina de refrigeração dentro do concentrado, despreza-se, por motivos conservadores, o conteúdo de água nas serpentinas de resfriamento.

Massa da Parede do Recipiente:

Calor específico do aço $C_p = 0,11$ kcal/kg grd contra 1,0 kcal/kg grd da água. Respeitados esses valores, resulta para uma parede de ferro de 1 cm de espessura uma camada de água equivalente de espessura δH_2O , de:

$$[S \cdot \delta \cdot v \cdot C_p \cdot T]_{H_2O} = [S \cdot \delta \cdot v \cdot C_p \cdot T]_{Fe}$$

com. $v_{Fe} = 7800 \frac{kg}{m^3}$ e $v_{H_2O} = 1000 \frac{kg}{m^3}$ e $T_{Fe} = T_{H_2O}$; $S_{H_2O} = S_{Fe}$

$$\delta_{H_2O} = \frac{\delta_{Fe} \cdot S_{Fe} \cdot C_{pFe}}{v_{H_2O} \cdot C_{pH_2O}} = \frac{0,01 \cdot 7800 \cdot 0,11}{1000 \cdot 1,0} = 0,00858 \text{ m ou } 8,6 \text{ mm.}$$

Como a distância para a camisa de refrigeração está baseada em um pressuposto, e a ordem de grandeza da espessura da parede do recipiente corresponde a uma camada de água de apenas cerca de 8,5 mm, se estaria desprezando, conservadoramente, as massas das paredes do recipiente e seus reforços.

Decurso de tempo até agora:

$T_{\text{aquecimento}}$, do concentrado	8791 seg
$T_{\text{evaporação}}$, do concentrado	117179 seg
$T_{\text{aquecimento}}$, da camisa de refrigeração	587 seg
$T_{\text{evaporação}}$, da camisa de refrigeração	7824 seg
	<hr/>
	134381 seg = 37,33 h
	=====

Após 37,33 horas somente ainda se encontram sais com produtos físseis como sedimento de fundo. A espessura da camada de sal é de 0,624 m.

Como calor específico para esta camada de sal ou cristal foi considerado $C_p = 0,20$ kcal/kg grd correspondente a areia, como valor médio. Como temperatura de fusão foi admitido um valor médio sobre todos os sais e como valor médio para a disposição geométrica foi adotado 1000 °C.

O tempo para o aquecimento adiabático da fusão a 1000 °C desprezando (conservadoramente) a temperatura de fusão, é obtido por:

$$\frac{V \cdot v \cdot C_p \cdot (T_2 - T_1)}{Q_{\text{reaquecimento}}} = T_{\text{aquecimento Sais}} \quad \left\{ \begin{array}{l} \text{todos os valores} \\ \text{devem ser rela-} \\ \text{cionados com os} \\ \text{sais residuais} \end{array} \right.$$

$$T_{\text{aquecimento, sais, adiab.}} = \frac{16 \cdot 16 \cdot 0,624 \cdot 10^3 \cdot 2,0 \cdot 0,20 \cdot (1000-100)}{3816}$$

$$T_{\text{aquecimento, sais, adiab.}} = 15070 \text{ seg ou } 4,2 \text{ horas}$$

O tempo para o aquecimento não adiabático da fusão levando-se em conta o pressuposto a seguir, é obtido por:

Pressuposto a. A dissipação de calor através das superfícies tocadas pelos sais no recipiente foi, desprezada (o que é conservador).

b. O coeficiente de transição térmica d K+R (convexão mais radiação) na superfície da camada de sal, foi adotado conservadoramente para a gama de temperaturas de 100 a 1000 °C com o valor de 10 kcal/m² h grad /8/.

$$Q_{\text{reaquecimento}} - Q_{\text{perda de superfície}} = V \cdot v \cdot C_p (T_2 - T_1) \frac{1}{T_{100+1000^\circ\text{C}}}$$

$$3816 - \frac{10}{3600} \cdot 16 \cdot 16 \left[\frac{100+1000}{2} - T_{\text{média do ambiente}} \right] =$$

$$\left[16 \cdot 16 \cdot 0,624 \cdot 10^3 \cdot 2,0 \cdot 0,2 (1000 - 100) \right] \cdot \frac{1}{T_{100+1000^\circ\text{C}}}$$

A diferença média de temperatura entre a temperatura média dos sais e temperatura média da atmosfera ambiente foi conservadoramente admitida como 50 °C =

$$= \left[\frac{100 + 1000}{2} - T_{\text{média do ambiente}} \right]$$

(- 21 -)

$$3816 - \frac{10}{3600} \cdot 16 \cdot 16 \cdot 50 = 57,507840 \cdot 10^6 \frac{1}{T} \text{ com } 100 \rightarrow 1000 \text{ } ^\circ\text{C}.$$

O tempo para aquecimento não adiabático de 100 °C para 1000 °C é de:

$$T_{\text{de } 100 \rightarrow 1000 ^\circ\text{C}} = \frac{57,507840 \cdot 10^6}{3816 - \frac{10}{3600} \cdot 16 \cdot 50} =$$
$$= \underline{\underline{15212 \text{ seg ou } 4,23 \text{ horas}}}$$

(- 22 -)

O tempo total necessário para o aquecimento do conteúdo de um recipiente de concentrado a uma temperatura de 1000 °C é de :

$$T_{\text{total}} = \underline{\underline{149493 \text{ seg ou cerca de } 41,5 \text{ horas}}}$$

Os pressupostos para essa determinação de tempo são:

$\alpha = 10 \text{ kcal/m}^2 \text{ h grad}$ coeficiente de transição térmica por convexão e radiação na superfície dos sais.

$$(T_2 - T_1) = (T_{\text{sais, média}} - T_{\text{ambiente, média}})$$

..... diferença média de temperatura entre sais e atmosfera ambiente.

=====

3. Pressupostos para a Liberação

De acordo com o propósito da tarefa definida na introdução, a falha da refrigeração será considerada nas seguintes instalações:

- Recipiente do concentrado de uma Usina de Reprocessamento
- Depósito de entrada de elementos combustíveis de uma Usina de Reprocessamento
- Núcleo do reator.

Com relação ao depósito de entrada de elementos combustíveis de uma usina de reprocessamento, os casos de avaria 2 e 3 mencionados na introdução - interrupção da refrigeração do recipiente e esvaziamento do fluido refrigerante - serão tratados de modo igual, já que os efeitos sobre o meio ambiente são praticamente iguais. Só existem diferenças com relação ao tempo gasto até a destruição dos elementos combustíveis.

3.1 Depósito de Entrada de Elementos Combustíveis

O desenvolvimento da avaria é observado em 4 fases, as quais são caracterizadas por temperaturas diferentes e, em consequência, por diferentes graus de liberação.

1a. fase - Após a ocorrência de acidente na refrigeração, a água contida no recipiente aquece-se de 40 °C para 100 °C em um período de cerca de 33 horas. Durante esse tempo não ocorre praticamente nenhuma liberação, já que os bastões combustíveis ainda podem ser considerados estanques.

2a. fase - Depois de alcançar o ponto de ebulição, a água do recipiente inicia a evaporação. Neste momento os elementos combustíveis ainda estão inteiramente cobertos pela água. Somente depois de 240 h, cerca de 10 dias, da interrupção da refrigeração, partes dos bastões combustíveis não estarão mais cobertos pela água. Durante esse período, os tubos-en-

(- 24 -)

voltórios se aquecem fortemente, i. é, o estouro desses tubos pode causar pequenas liberações, conforme a Tabela 1.

3a. fase - Após mais 6,4 horas, partes dos bastões combustíveis alcançam 1700 °C, devendo-se, portanto, contar com a sua destruição. Para uma estimativa pessimista do período de tempo, tomou-se por base o aquecimento adiabático (ver pág. 12/13).

4a. fase - Os elementos combustíveis continuam se aquecendo, até a sua total destruição, com eventual formação de ligas entre UO₂ e liga de zircônio, as quais podem ter reduzidos pontos de fusão (< 1800°C), provocando a queda de partes quentes dos bastões combustíveis para dentro da água ainda existente no recipiente. Isto poderá causar a sua rápida evaporação, depois do que se formará no fundo uma massa em fusão capaz de liberar grandes quantidades de produtos físséis. Nesta fase também o concreto do depósito sofrerá danos.

Quando a massa fundida alcançar temperaturas superiores a aprox. 2300°C, instalar-se-á a fase de evaporação, o que pode ainda liberar uma grande proporção de produtos físséis remanescentes da massa. Isto foi considerado de modo conservador nos fatores de liberação para a fase 4.

Observações:

1. A atividade global consiste, além dos produtos físséis, também de produtos de ativação do combustível e material estrutural ou respectivo material envoltório.

A proporção mais importante, porém, é formada pelos produtos físséis cujo valor de tempo médio é superior a 10 dias.

- X
2. A liberação dos produtos físséis depende de sua forma química e física, portanto de sua volatilidade ou pressões de vapor. É claro que é preciso considerar que a partir de temperaturas nas quais podem se formar eutéticos (< 2000 °C), os ~~núcleos~~ ~~is~~nuclídeos (elementos) encontram-se em uma complicada mistura de material, de modo que nem todos se apresentam mais em forma puramente metálica ou de óxido. Das ligas teoricamente possíveis, que compõem os elementos plurimateriais, as características termodinâmicas correspondentes e os diagramas de fase são conhecidos incompletamente (acima de 2000 °C quase sempre são como valores extrapolados) ou então são totalmente desconhecidos. Também é de grande importância o grau de oxidação desse sistema de materiais ou, respectivamente, da atmosfera sobre a fusão, pois, dele também depende substancialmente o processo de fusão.
 3. Ensaios realizados em pequena escala com misturas de fusão do núcleo, demonstram que as liberações podem variar até uma determinada magnitude.
 4. Os fatores de liberação indicados na Tabela 1 devem ser considerados como valores de limite máximo.
 5. Nas liberações indicadas não foram consideradas nenhuma propriedade de retenção das construções do tanque de depósito ou edificações ou instalações de ventilação e filtragem.

TABELA 1 - Liberação da atividade global nos acidentes do sistema de refrigeração do tanque de depósito de elementos combustíveis:

Elemento	Grupo Químico Volatilidade	Proporção de liberação do potencial global		
		2a. Fase	3a. Fase	4a. Fase
Kr, Xe	gases nobres lf	1%	9%	90%
J,	halógenos lf	0,5%	9,5%	90%
Rb, Cs,	metais alcalinos lf	0,5%	9,5%	80%
As, Se, Sn, Sb, Te	- mf	-	0,1%	25%
Sr, Ba,	met.alcalino-terr. mf	-	0,1%	20%
Sm, Eu, Tb	lantânidos sf - mf	-	0,1%	5%
Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Cd	metais nobres mf	-	-	5%
Y, Nb, La, Ce, Pr, Pm,	lantânidos sf	-	-	1%
Zr,	sf	-	-	1%
Pu, U,	actinídeos sf	-	-	1%

lf = λανανανηα volatilidade fácil

mf = volatilidade média

sf = volatilidade difícil

3.2 Recipiente do Concentrado de Uma Instalação de Reprocessamento. - Falha na Refrigeração:

X A solução do lixo atômico altamente ativo (HAW) contém substancialmente sô produtos físseis de longa durabilidade, com valores de tempo médio de >50 dias e ~~seus~~ produtos derivados, dos quais foram retirados no reprocessamento os seguintes produtos físseis:

- todos os gases nobres (Kr - 85)
- todos os halógenos (J - 129)
- partes de matérias voláteis (Cs, Rb, Ru)

O desenvolvimento da falha é analisado em três fases:

X 1a. Fase - A solução do concentrado se aquece de cerca de 60°C para 100°C em um período aproximado de 2,5 horas (temperatura de evaporação da água).

Durante esse período não há praticamente nenhuma liberação, uma vez que os produtos físseis facilmente voláteis (essencialmente gases nobres e halógenos) foram liberados em 100% na fase de reprocessamento.

X 2a. Fase - Após esse período começa o processo de evaporação da água da solução, a qual estará concluída após cerca de 35 horas. Depois disso, permanece no fundo do recipiente uma camada de sais e subprodutos físseis de cerca de 62 cm de altura. Até esse momento, não é liberado praticamente nenhum produto físsil.

3a. Fase - O aquecimento adiabático desses sais, de 100°C até cerca de 1000°C - conjugado com a ocorrência de liberação de produtos físseis - dura aproximadamente 4,2 horas. Depois do que (i. é, após um total de 42,5 h) começa a formar-se uma fusão que poderá evaporar grandes parcelas de produtos físseis.

Explicações

Em julho de 1975, o Ministério do Interior encarregou o Instituto para Segurança dos Reatores (IRS) da realização de uma pesquisa sobre as conseqüências de uma grande avaria numa instalação de reprocessamento e central nuclear. Essa pesquisa, sob o título:

"Pesquisas para Comparação das Conseqüências de Casos de Avaria Altamente Possíveis em uma Instalação de Reprocessamento e em uma Central Nuclear"

foi concluída 13 meses depois, em agosto de 1976.

A pesquisa chega a um resultado estarrecedor:

Se na grande instalação de reprocessamento planejada para o norte da Alemanha ocorrer uma grande avaria (p. ex. interrupção da refrigeração) num recipiente de depósito de elementos combustíveis, ou em um tanque de depósito de lixo atômico altamente ativo, então, p. ex., mesmo a uma distância de 100 km da instalação, dependendo do tipo de avaria e das condições meteorológicas presumidas, a população será atingida por uma radiação de 10 a 200 vezes mais intensa do que a dose de radiação letal, de morte instantânea!

Uma vez que essa pesquisa é para ser mantida estritamente secreta, a BBU reproduz a mesma integralmente nas páginas 6 a 26 deste relatório.

O Relatório-IRS examina 4 diferentes casos de avaria:

1. Pane no sistema de refrigeração e liberação dos produtos físséis altamente radioativos de um recipiente de concentrado de uma instalação de reprocessamento.
2. Interrupção da refrigeração de um recipiente totalmente carregado de elementos combustíveis em uma instalação de reprocessamento.
3. Vazamento do fluído refrigerante de um recipiente totalmente carregado de elementos combustíveis em uma instalação de reprocessamento.
4. Liberação de produtos físséis radioativos em uma central nuclear por falha da refrigeração e da refrigeração de emergência, com conseqüente fusão do núcleo do reator.

Nas páginas 4 a 30 do Relatório-IRS, são divulgados cálculos referentes ao desenvolvimento e tempo de duração dos diferentes tipos de avaria, mostrando que:

Observações:

1. Por motivos conservadores supõe-se que as substâncias voláteis, como Cs, Rb, Ru, permaneceram 100% no lixo atômico (HAW) altamente ativo.
2. A atividade global consiste, além dos produtos físséis, também de produtos ativadores do combustível e do material estrutural ou respectivo material envoltório.
3. A liberação dos produtos físséis depende normalmente da sua constituição química e física e suas volatilidades ou pressões de vapor. Os produtos físséis encontram-se durante a 1a. e 2a. fase em complicadas misturas de substâncias de nitratos, óxidos e outras combinações. Na 3a. fase, os produtos físséis encontram-se principalmente sob a forma de óxidos.

Por razões conservadoras, foram consideradas aquelas taxas de liberação correspondentes à avaria do recipiente de elementos combustíveis, na 4a. fase.

4. Nas liberações indicadas na Tabela 2 não foram consideradas nenhuma propriedade de retenção das construções dos recipientes ou instalações de filtragem, ventilação e dos edifícios.

TABELA 2 - Liberação da atividade global em caso de avaria da refrigeração de um recipiente de concentrado

Elemento	Grupo Químico	Proporção de liberação do potencial global		
		1a. Fase	2a. Fase	3a. Fase
Rb, Cs,	metais alcalinos	-	-	80%
Se, Sn, Sb, Te	-	-	-	25%
Sr, Ba,	met.alcalino-terr.	-	-	20%
Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Cd,	metais nobres	-	-	5%
Sm, Eu, Tb,	lantânidos	-	-	5%
Y, Nb, La, Ce, Pm, Eu,	lantânidos	-	-	1%
Zr,	-	-	-	1%

3.3 Núcleo do Reator

A parcela de nuclídeos de rádio isolados liberada pela fusão do núcleo do reator é considerada de forma análoga à relativa ao recipiente de elementos combustíveis quando se interrompe a refrigeração deste.

Neste caso apenas é necessário atentar para que os nuclídeos de rádio de rápida desintegração ainda estejam presentes na íntegra e que estes causam, de modo substancial, a intensidade da dose. A estimativa da atividade global no núcleo foi efetuada com a ajuda do Relatório KFK 1800/4/ e do Relatório de Segurança para a usina nuclear Brokdorf/2/. O momento da liberação foi estabelecido, segundo (nota bibliográfica) /3/, em 2200 s após o desligamento rápido do reator. Este é o momento no qual a calota inferior do compartimento de pressão do reator cai juntamente com o núcleo fundido no poço do edifício do reator. Supõe-se, ainda, que o continente se abre nas proximidades do fundo em consequência de uma simultânea explosão de vapor, liberando no meio ambiente, através das ruínas do edifício do reator, as parcelas das radiações globais do núcleo indicadas na Tabela 3. Esta consideração é válida apenas em relação à abertura do "container". A proliferação dos produtos físséis na atmosfera é tratada de forma análoga aos dois outros casos de avaria, já que uma propagação por difusão atmosférica tem como consequência maiores exposições à radiação.

A esta altura somente se tratará do acidente de fusão do núcleo no reator de água pressurizada, em face de ser este mais desfavorável em relação ao reator de água ebuliente. A destruição do compartimento pressurizado do reator ocorre no reator de água ebuliente somente após cerca de 19000 s /3/. Isto significa que antes da liberação desde a massa fundida do núcleo muitos nuclídeos de rádio de rápida desintegração já foram totalmente ou pelo menos em grande extensão desativados.

TABELA 3 - Liberação da atividade global após fusão do núcleo

Elemento	Proporção liberada do potencial ativo global
Kr, Xe,	100 %
Br, J,	100 %
Rb, Cs,	90 %
Te, As, Sb, Sn,	25 %
Sr, Ba,	20 %
Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, Nd, Sm, Eu, Gd, Tb,	5 %
Ga, Y, Zr, Nb, In, La, Ce, Pr, Pm,	1 %
U, Pu,	1 %
Fe, Co, Cr, Mn,	5 %

4. Resultados e Discussão

Para o cálculo das doses foram tomados por base os fatores de liberação discutidos no capítulo 3. Para a propagação na atmosfera, foram adotadas, para comparação, duas condições meteorológicas diferentes, a condição meteorológica estável F, com a qual se obtêm resultados conservadores, e a condição meteorológica D, que juntamente com a condição meteorológica C ocorre com mais frequência na República Federal da Alemanha. A velocidade do vento foi estabelecida em $v = 1 \text{ m} \cdot \text{seg}^{-1}$. Foram feitos cálculos diferentes, para cada uma das altitudes (duas de liberação: junto ao solo ($h=0$), a qual leva às cargas máximas, e a uma altitude de liberação de $h = 20$ ou 40 m , a qual é mais realística já que nela se considera pelo menos qualitativamente a elevação térmica (empuxe de gases quentes ascendentes).

Uma vez que a duração do tempo de liberação compreendida entre as fases individuais não é conhecida, e não pode ser reconhecida como suficientemente conservadora, para adotar um período

do de tempo considerável, submeteu-se aos cálculos o fato de que a cada início de fase individual é lançada, durante esta fase, toda a atividade liberável.

No caso da avaria "Interrupção da Refrigeração do Depósito de Entrada dos Elementos Combustíveis", as fases individuais foram conjugadas (v. cap. 3.1), em face do que o início das fases individuais é praticamente idêntico comparado ao início da avaria.

A exposição às radiações em todos os casos de avaria considerados foi calculada para três distâncias da usina. O tempo da deriva do ponto de liberação até o ponto de impacto, com a velocidade base do vento de $\mu = 1 \text{ m} \cdot \text{seg}^{-1}$, é de:

Distância km	Tempo da Deriva min/h
1	17 min
10	2,8 h
100	27,8 h

A desintegração radioativa durante o tempo da deriva foi levada em conta.

A exposição em potencial às radiações foi calculada para órgãos como ossos (dose integrada acima de 50 anos), glândula tireoide, aparelho digestivo e todo o corpo. Os resultados dos cálculos estão resumidos nas Tabelas 4-1 a 4-12.

Eles mostram claramente que em quase todos os casos os órgãos críticos são os ossos. A participação principal disso é de ⁹⁰Sr. Os isótopos de ²³⁹Pu contribuem no máximo com 10% para a dose dos ossos. A dose da glândula tireoide é principalmente determinada pelo ¹²⁹I e, na fusão do núcleo, também pelo ¹³¹I e ¹³³I, nas áreas mais próximas.

X
X
Uma comparação sobre os efeitos dos três casos de avaria discutidos com interrupção da refrigeração discutidos, mostra que as exposições potenciais às radiações são aproximadamente iguais nos três casos. Isto prevalece, em todo o caso, para os ossos como órgão crítico. Somente na fusão de núcleo e condição meteorológica F, com liberação junto ao solo, os efeitos são algo menores.

X A fusão do núcleo é dominante na exposição às radiações, devido ao iodo. Isto é compreensível, uma vez que nos outros dois casos o iodo já foi retirado ou já decomposto em iodo 129, em face de sua ^{baixa} reativa rápida desintegração radioativa.

Y Quando se passa de liberações junto ao solo para liberações a alturas de 20 ou 40 m, as cargas das dosagens ficam naturalmente menores. O mesmo é válido, pelo menos nas áreas mais próximas, quando se toma por base a condição meteorológica D em lugar da condição F. A exposição potencial às radiações por ingestão, não foi aqui computada, por supor-se que a ingestão de alimentos contaminados será impedida por medidas administrativas. As cargas das dosagens calculadas a uma distância de 100 km, somente podem ser encaradas como estimativas superficiais ~~superiores~~ ^{dos limites} superiores, já que o modelo de propagação, que serviu de base aos cálculos, não pode certamente evidenciar amostras realísticas mas apenas estimativas por alto para essa área.

(- 34 -)

Y Resumindo: é possível constatar que nos parâmetros e modelos representativos aqui utilizados, os efeitos produzidos em função da interrupção total da refrigeração no depósito de entrada dos elementos combustíveis, no depósito-recipiente de lixo atômico altamente ativo e no núcleo do reator, são aproximadamente iguais, desde que se considere os valores máximos, isto é, neste caso, a carga de dosagem nos ossos. É preciso, porém, salientar que na presente análise não foram consideradas quaisquer contra-medidas. Como tais ~~contra-medidas~~ nos casos de avaria examinados podem ser possíveis em escala muito diversa, dever-se-ia considerar a presente análise em caráter comparativo dos efeitos a esperar sob pressupostos pessimistas, e não como declaração de risco sob condições realísticas.

... na página 34 é feita a mesma

TABELA 4.1 - Carga de dosagem (rem) com relação à distância

Avaria (tipo) : Interrupção da refrigeração no depós. de entrada dos elementos combustíveis
 Condição meteorológica : 1
 Altitude da liberação 0 m

Órgão de referência	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$1,3 E + 7^*$	$4,7 E + 5$	$4,7 E + 4$
Aparelho digestivo	$1,8 E + 6$	$6,6 E + 4$	$6,6 E + 3$
Glândula tireóide	$8,1 E + 1$	$3,1 E + 0$	$3,1 E - 1$
Ossos	$2,5 E + 8$	$9,2 E + 6$	$9,2 E + 5$

TABELA 4.2

Altitude da liberação: 20 m

Órgão de referência	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$4,3 E + 6$	$3,9 E + 5$	$3,9 E + 4$
Aparelho digestivo	$6,0 E + 5$	$5,4 E + 4$	$5,4 E + 3$
Glândula tireóide	$2,8 E + 1$	$2,5 E + 0$	$2,5 E + 1$
Ossos	$8,5 E + 7$	$7,5 E + 6$	$7,5 E + 5$

* $1,3E + 7 \geq 1,3 \cdot 10^{+7}$

TABELA 4.3

Tipo de avaria : Interrupção da refrigeração no depós. de entrada dos elementos combustíveis
 Condição meteorológica : 3
 Altitude da liberação 0 m

Órgão de referência	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$2,4 E + 6$	$6,9 E + 4$	$6,9 E + 3$
Aparelho digestivo	$3,3 E + 5$	$9,6 E + 3$	$9,6 E + 2$
Glândula tireoide	$1,5 E + 1$	$4,4 E - 1$	$4,4 E - 2$
Ossos	$4,7 E + 7$	$1,3 E + 6$	$1,3 E + 5$

TABELA 4.4

Altitude de liberação

Órgão de referência	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$1,9 E + 6$	$6,3 E + 4$	$6,3 E + 3$
Aparelho digestivo	$2,6 E + 5$	$8,8 E + 3$	$8,8 E + 2$
Glândula tireóide	$1,2 E + 1$	$4,1 E - 1$	$4,1 E - 2$
Ossos	$3,6 E + 7$	$1,2 E + 6$	$1,2 E + 5$

TABELA 4.5 - Carga de dosagem (rem) com relação à distância

Tipo de avaria : Interrupção da refrigeração no recip. HAW

Condições meteorológicas : 1

Altitude da liberação : 0-m

Órgão de referência	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$3,8 E + 7$	$1,4 E + 6$	$1,4 E + 5$
Aparelho digestivo	$6,0 E + 5$	$2,3 E + 4$	$2,3 E + 3$
Glândula tireóide	$4,6 E + 0$	$1,7 E - 1$	$1,7 E - 2$
Ossos	$6,5 E + 8$	$2,4 E + 7$	$2,4 E + 6$

TABELA 4.6

Altitude de liberação : 20 m

Órgãos de referência	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$1,3 E + 7$	$1,2 E + 6$	$1,2 E + 5$
Aparelho digestivo	$2,1 E + 5$	$1,9 E + 4$	$1,9 E + 3$
Glândula tireóide	$1,6 E + 0$	$1,4 E - 1$	$1,4 E - 2$
Ossos	$2,2 E + 8$	$2,0 E + 7$	$2,0 E + 6$

TABELA 4.7 - Carga de Dosagem (rem) com relação à distância

Tipo de avaria : *Interrupção da refrig. no recip. HAW*
 Condições meteorológicas : 3
 Altitude de liberação : 0 m

Órgãos de referência	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$7,2 E + 6$	$2,1 E + 5$	$2,1 E + 4$
Aparelho digestivo	$1,2 E + 5$	$3,3 E + 3$	$3,3 E + 2$
Glândula tireóide	$8,7 E - 1$	$2,5 E - 2$	$2,5 E - 3$
Ossos	$1,2 E + 8$	$3,5 E + 6$	$3,5 E + 5$

TABELA 4.8 -

(- 38 -)

Altitude de liberação : 20 m

Órgão de referencia	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$5,6 E + 6$	$1,9 E + 5$	$1,9 E + 4$
Aparelho digestivo	$9,0 E + 4$	$3,0 E + 3$	$3,0 E + 2$
Glândula tireóide	$6,8 E - 1$	$2,3 E - 2$	$2,3 E - 3$
Ossos	$9,6 E + 7$	$3,2 E + 6$	$3,2 E + 5$

TABELA 4.9 - Carga de Dosagem (rem) com relação à distância

Tipo de avaria : *Fusão do núcleo*
 Condição meteorológica : 1
 Altitude de liberação : 0 m

Órgão de referência	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$2,5 E + 6$	$9,4 E + 4$	$9,2 E + 3$
Aparelho digestivo	$1,3 E + 6$	$4,1 E + 4$	$2,3 E + 3$
Glândula tireóide	$5,5 E + 7$	$1,9 E + 6$	$1,3 E + 5$
Ossos	$4,8 E + 7$	$1,8 E + 6$	$1,7 E + 5$

TABELA 4. 10

Altitude da liberação : 40 m

Órgão de referência	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$3,8 E + 4$	$4,5 E + 4$	$4,4 E + 3$
Aparelho digestivo	$2,0 E + 4$	$2,0 E + 4$	$1,3 E + 3$
Glândula tireóide	$8,2 E + 5$	$9,0 E + 5$	$6,0 E + 4$
Ossos	$7,3 E + 5$	$8,5 E + 5$	$8,3 E + 4$

TABELA 4.11

(- 40 -)

Dosagem de carga (rem) com relação à distância

Tipo de avaria : *Fusão do núcleo*

Condição meteorológica : $\bar{3}$

Altitude da liberação : 0 m

Órgão de referência	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$4,8 E + 5$	$1,4 E + 4$	$1,3 E + 3$
Aparelho digestivo	$2,5 E + 5$	$6,0 E + 3$	$4,0 E + 2$
Glândula tireóide	$1,0 E + 7$	$2,8 E + 5$	$1,8 E + 4$
Ossos	$9,2 E + 6$	$2,6 E + 5$	$2,5 E + 4$

TABELA 4.12

Altitude da liberação : 40 m

Órgão de referência	D i s t â n c i a		
	10^3 m	10^4 m	10^5 m
Todo o corpo	$1,9 E + 5$	$1,0 E + 4$	$9,8 E + 2$
Aparelho digestivo	$9,7 E + 4$	$4,4 E + 3$	$2,9 E + 2$
Glândula tireóide	$4,0 E + 6$	$2,0 E + 5$	$1,3 E + 4$
Ossos	$3,6 E + 6$	$1,9 E + 5$	$1,0 E + 4$

5. Notas Bibliográficas

- /1/ Minuta de estudo para a construção de uma grande usina de reprocessamento na República Fed. Alemã. Elaborada a pedido dos sócios da firma KEWA (firma de reprocessamento de combustível nuclear) GmbH; Fracfort, através da Diretoria de Projetos KEWA. Leopoldshafen, no período de 1.1.1974 - 30.6.1975.
- /2/ Relatório de Segurança; Central termonuclear com reator de água pressurizada, na localidade de Brokdorf, Norddeutsche Kraftwerke AG, Abril 1974.
- /3/ ~~XXX~~ Elaboração teórica dos balanços de energia, limites de balanço - parede RDB - (RS 72 b) e limite de balanço da parede do "container" (RS 72 a) para DWR e SWR (Dampfwasser- u. Siedewasser Reaktor)
- /4/ KFK-1800; Junho 1973
Materiais nucleares danosos na atmosfera pós-acidente de um reator de água leve (LWR) - Recipiente.
- /5/ WASH-1400
Estudo de segurança de Reator; avaliação dos riscos de acidentes em usinas de energia nuclear comerciais dos E.U.A.; USAEC, Agosto 1974.
- /6/ NEDO-10625, Março 1973, General Electric.
Relatório: Geração de Energia em um Reator de Água Ebuliente (BWR) Após Interrupção Normal ou Acidente de Perda de Refrigerante, G. J. Scatena, G.L. Upham.
- /7/ KFK Nachrichten; Ano 7, 3/1975
Ensaio Experimental do Comportamento do Desgaste por Fusão de Elementos Combustíveis de Reactores LWR (água leve); S. Hagen, RBT/IT.
- /8/ Alfred Schack: A Transferência Industrial do Calor, 7a. Edição, 1969.

(Pág. 27 do Relatório)

As Questões Não Consideradas

Do estudo resulta uma série de questões que não foram formuladas e nem respondidas (*Ja, Albert, ist das nicht eine ganz blöde Behauptung ? - Deshalb habe ich diesen Satz etwas abgeändert!*). As questões mais importantes nos parecem ser:

(Pág. 27 do original)

A s Q u e s t õ e s N ã o C o n s i d e r a d a s

Do estudo resulta uma séria^e de questões que não foram formuladas e nem respondidas. As questões mais importantes nos parecem ser:

- a) Como podem vir a ocorrer os casos de acidentes descritos ? As premissas consideradas no estudo são realmente sempre conservadoras ?
- b) Quais serão os efeitos de longa distância (acima de 100 km) de um desses acidentes ?
- c) Com quantos mortos é preciso contar em caso de um desses acidentes ?
- d) Que dimensões terá a área contaminada na qual a produção agrícola se tornará impraticável ?
- e) Que prejuízos financeiros causaríamos as conseqüências dos acidentes descritos no estudo ?
- f) Qual a magnitude das conseqüências a longo prazo, provocadas pela liberação da radioatividade ? (os efeitos de longa duração são produzidos, em geral, pela ingestão = alimentação contaminada por rãdionuclidos. No estudo, a ingestão não foi considerada.)
- g) Que prejuízos financeiros causaríamos os efeitos de longa duração ?
- h) Que efeitos genéticos adviriam dos casos de acidentes descritos sobre a nossa geração e as gerações futuras ?
- i) Que efeitos sociológicos adviriam dos casos de acidentes descritos sobre a atual geração e as futuras ?

As questões a) - d) serão tratadas nos próximos capítulos.

S u p o s i ç õ e s R e a l i s t i c a s ?

Dever-se-ia supor que cientistas que investigam um problema ou tema bem definido o façam, inicialmente, sem avaliações. O quanto isto é raro neste caso, é demonstrado pelo Relatório de Trabalho do IRS sobre as "Investigações para Comparação das

(Página 28 do original) xx

Conseqüências de Casos de Acidentes Altamente Possíveis em uma Instalação de Reprocessamento e em uma Usina Nuclear". Verifica-se claramente que os cientistas se empenham em um problema de significação social e se deixam envolver em abusos, sendo as suas expressões e conclusões mal interpretadas, especialmente pelo leigo (políticos e autoridades).

A palavra "conservador" ou "conservativo" é empregada com uma freqüência estranhável, conceito esse que só raramente ocorre na linguagem geral em ciências naturais. Na sua origem latina significa "conservando" ou "resguardando". Em inglês, porém, tem ainda os significados de "reservador" ou "cuidadoso". É neste último sentido é empregado nos inúmeros cálculos duvidosos dos modelos-base, como termo técnico.

No presente Relatório de Trabalho são empregados, para determinados processos físicos, considerações "conservadoras" e parâmetros "conservadores" ou "conservativos" "realisticamente improváveis" ou "adotados pessimisticamente".

Com estes parâmetros são então realizados os cálculos e o resultado resumido de forma tal *"que se deveria considerar ~~se~~ a presente análise como comparação dos efeitos a esperar sob pressupostos pessimistas, porém, não como declaração de risco sob condições realísticas"*. Com isto, para o cientista e para aqueles que deverão aproveitar este relatório, o mundo está outra vez em ordem e a consciência tranqüila. Ou trata-se aqui de uma auto-ilusão de ordem psicológica ou um método empregado conscientemente para atender interesses sócio-políticos e interesses econômicos bem determinados; possivelmente ambos.

Para o cientista a auto-ilusão consiste no fato de que ele escolhe os parâmetros, para apenas um dos processos conhecidos ou por ele selecionado, de modo tal que determinadas oscilações e incertezas sejam abrangidas como imponderabilidades dentro de um é mesmo processo. Todos os demais processos, possíveis, ou reações secundárias não são consideradas, nem mesmo através de uma escolha de "valores conservadores".

Portanto, a afirmação final, de *"que se deveria considerar a presente análise como comparação dos efeitos a esperar sob pressupostos pessimistas"*, é cientificamente inidônea, dando a impressão, de um lado, de que teria abrangido todos

(Página 29 do original)

os possíveis processos deste ramo, obtendo-se uma conclusão geral sobre os efeitos. De outro lado, não se considera que uma avaliação em termos "conservadores", "pessimistas" e "irreais", em relação à avaliação e questão sócio-política, possa ter consequência desastrosa.

A afirmação de que o estudo não é uma declaração, em termos de "risco real", é fundamentada na não previsão de contra-medidas em caso de acidente. A primeira questão é, se permite, no caso de acidentes graves, descritos no estudo, que se tomem contra-medidas que evitem a ocorrência de consequências, tais como a morte ou risco de vida, devido à radiação, das pessoas que de tais contra-medidas se utilizam. Relataremos, como exemplo prático e de forma resumida, as circunstâncias de um acidente de estudo "crítico" ocorrido no reator de pesquisa, em Idaho Falls, EUA, em 03.01.1961, no qual faleceram três pessoas. Devido aos serviços de manutenção, o reator estava, naquela ocasião, desligado há vários dias. Na tarde de 03.01.1961 encontravam-se na área interna do reator, três operários que, por motivos não esclarecidos até hoje, um deles puxou manualmente a barra central de comando fora do núcleo do reator, colocando-o, (involuntariamente) em estado "supercrítico". O calor liberado devido a esta manobra, lançou água quente com tanta força para fora do núcleo do reator que este ficou parcialmente destruído, provocando a morte instantânea de dois operários no próprio local. Após o acidente, imediatamente soaram os alarmes na área da instalação. Devido à alta intensidade de radiação, não foi possível a retirada imediata dos três operários do interior da área do reator. Somente duas horas após com a chegada de um médico especialista em radiação que avaliou a intensidade da mesma, foi possível a entrada na área interna do reator e a retirada de um dos operários ainda com vida. Este homem, porém, veio a falecer em seguida, devido a um grave ferimen-

(Página 29 e 30 do original)

to na cabeça provocado pelo acidente. Mesmo sem esse ferimen-
to tal homem estaria fadado a morrer, devido a sua exposição
por duas horas a uma tão alta dosagem de radioatividade.

Conclui-se daí que, nesse, ^{pequeno} caso de avaria, a contra-
medida teoricamente imaginada, ou seja, a retirada imediata
dos operários da zona de perigo, não pôde ser realizada.

O segundo ponto da crítica ao suposto "conservadorismo" do
estudo, resulta no fato de que o tema proposto focaliza so-
mente processos específicos (pane no sistema de refrigera-
ção e vazamento do fluido refrigerante), sendo, portanto,
respondido somente de modo parcial. Todas as outras influên-
cias externas ou condicionadas à própria instalação, como:
explosão de gás autodetonante através da radiólise, terrem-
tos, inundações, queda de aviões, ondas de pressão, de exp-
sões químicas, sabotagens, incêndios, acidentes devidos à
entrada em estado crítico do reator, bem como todos os casos
de processos químicos e físicos ainda desconhecidos e impre-
visíveis, não foram consideradas.

Esse tipo de "declaração científica" preenche uma importan-
te função: através do destaque constante de suposições "con-
servadoras", "realísticas" ou "irreais" e principalmente
através do capítulo final ("nenhuma declaração ^{realística} realística")
oferece a todos os participantes a oportunidade de tranqüi-
lidade de consciência.

Sugere-se que desnecessário se faz tirar conclusões dos re-
sultados estarrecedores da investigação. A única conclusão
que deveria ser tirada dessa investigação, seria a paraliza-
ção imediata do programa atômico. Tal paralização deixaria
não somente os autores da pesquisa sem trabalho a médio pra-
zo, porém, também todo o aparato (Instituto para Segurança
de Reatores e Departamentos Técnicos Nucleares da TÜV). Na-
da mais resta aos cientistas dependentes da economia nuclear,
senão evitar conseqüências de ordem política dessa investi-
gação.

(Página 30 do original)

U. Relatório

É demonstrado a seguir, que a frase final "nenhuma declaração de risco sob condições realísticas" é incorreta, devendo-se, portanto, investigar através de quais outras influências, além das supostas, (pane da refrigeração, vazamento do fluido refrigerante, respectivamente), podem provocar a liberação catastrófica de radioatividade, para os quais as suposições consideradas na investigação não serão mais conservadoras.

Sabido que...

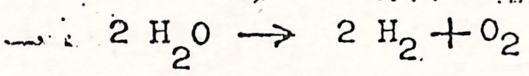
A ocorrência de incêndios e explosões em indústrias químicas nas quais se trabalham com solventes facilmente inflamáveis, e onde podem formar-se misturas de gases de fácil explosão, já foi recentemente evidenciada pelo acidente de Seveso.

o que

(cujos efeitos são inofensivos sobre a população local, comparados à liberação de radioatividade de uma usina de reprocessamento ou central de energia nuclear). A usina de reprocessamento é um complexo químico que, por exemplo, trabalha com grandes quantidades de querosene, facilmente inflamável, também utilizado como combustível em aviões a jato. Não foram investigados quais os tipos de acidentes que podem ser provocados, devido à explosão de solventes orgânicos na usina de reprocessamento !

Radiólise de água e explosão de gás autodetonante:

Sob influência da irradiação radioativa (em especial a radiação α) a água será decomposta em hidrogênio e oxigênio. A fórmula simplificada é:



O limite inferior de explosão de uma mistura de hidrogênio- α , situa-se em 4%. Nos recipientes para resíduos líquidos altamente ativos, o ar deve, portanto, ser renovado continuamente por meio de ventiladores, a fim de evitar a formação de misturas de gases autodetonantes. A pane dos ventiladores nesses recipientes de resíduos atômicos na usina de reprocessamento alcança, já após algumas horas, uma concentração de 4% de hidrogênio. A partir desse momento pode-se esperar uma

(Página 31 do original)

explosão. (Centro de Pesquisa Nuclear Karlsruhe, KFK-1992-
"Radioactive waste management - potentials and hazards from
a risk point of view" - S.108).

No relatório de trabalho - IRS, uma explosão de hidrogênio-ar
(gás autodetonante) nem foi considerada, embora, segundo o
título do relatório, devessem ser investigados os casos de 'a-
cidentes das conseqüências ~~na~~ mais iminentemente possíveis".
Uma explosão de gás autodetonante, por exemplo devido à para-
lização dos ventiladores, poderá agravar as seqüências do
caso de avaria, pelos seguintes motivos:

- a) Os intervalos de tempo entre a ocorrência do acidente e a liberação da radioatividade no meio ambiente, poderão reduzir-se consideravelmente através de uma explosão de gás autodetonante. Com isso, diminui muito a possibilidade de aplicação de contra-medidas.
- b) As conseqüências dos acidentes poderão aumentar (mesmo que isso já não seja mais imaginável) devido à explosão de gás autodetonante, que lançará no meio ambiente finas partículas de nuclídeos, como p.ex., óxido de plutônio ou nitrato de plutônio de difícil evaporação.

Com relação a a): - Pelo aquecimento do recipiente de concentração para resíduo líquido de alta atividade, uma explosão de gás autodetonante poderá ocorrer tanto durante a primeira fase, como durante a segunda. Isso resultaria na liberação de nuclídeos já durante essas fases. Na investigação do IRS (pág. 29) não se espera nenhuma liberação de radioatividade durante a primeira e segunda fases, isto é, durante 37,5 horas. Através da explosão de gás autodetonante, a liberação de radioatividade no meio ambiente poderá ocorrer de duas a três horas após o momento do acidente.

Com relação a b): - A solução concentrada altamente ativa deverá contar ainda, aproximadamente, 1-2% do plutônio originalmente contido nos elementos combustíveis. Isso significa que cada um dos tanques de depósito de 1000 m³ contém entre 100 e 200 kg de plutônio. No relatório IRS parte-se de uma taxa de liberação de 1% para o plutônio, o que representa de 1-2 kg

(Página 32 do original)

do mesmo. Já que essa quantidade é mínima em relação às quantidades de outros produtos físséis liberados, ela foi desprezada pelo IRS.

(Isto pode ser possível para o cálculo a curto prazo, porém, não para a avaliação das conseqüências a longo prazo).

Considerando-se porém, uma explosão de gás autodetonante, deve-se ^{contar com} presumir uma taxa de liberação maior para o plutônio. Poderão também aumentar consideravelmente as quantidades liberadas de selênio, ^{zinc} zinco, ^{telúrio} telúrio, ^{estroncio} estrôncio, ^{bário} bário, ^{molibdênio} molibdênio, ^{tecnício} tecnício, ^{ruthênio} ruthênio, ^{rhódio} rhódio, ^{paládio} paládio e ^{cádmio} cádmio, radioativos e principalmente as quantidades liberadas de lantanídeos e actinídeos, alguns com longo tempo de duração. Através de um acidente dessa natureza, as conseqüências a curto prazo, mas muito mais as de longo prazo, seriam consideravelmente aumentadas. Conclui-se daí que o relatório IRS, por exemplo, para o caso de avaria "pane na refrigeração" e "explosão de gás autodetonante", não é mais conservador. Presume-se que com a interrupção da refrigeração ocorra, possivelmente, também a paralização dos ventiladores; assim que ambas as causas do acidente não deverão ser consideradas independentes entre si, mas sim, como ocorrência simultânea altamente provável.

Influências da guerra e sabotagem:

São destinados a cada ano mais de DM 25 bilhões da arrecadação dos impostos às Forças Armadas para a defesa da República Federal. A ^{continuação} continuação do programa atômico torna esses gastos para a defesa do país desnecessários e inúteis, já que no caso de um conflito, a República Federal ^{deixará} não mais poderá ser defendida.

Os casos de avaria em Centrais Nucleares e usinas de reprocessamento apresentados no estudo do IRS, poderão aumentar consideravelmente, em caso de um conflito armado, através de:

possível elaborar métodos que garantam, após a introdução do processo de ataque de sabotagem, escapar de um perigo. Uma proteção contra a infiltração de sabotadores, em especial na planejada usina de reprocessamento que disporá de 3.600 postos de trabalho, é impossível.

Mesmo a infiltração de um espião na Chancelaria Federal não pôde ser evitada, apesar de indicações críticas existentes.

Já em 1970 a supervisão industrial queixou-se sobre o pessoal estranho à empresa que tem que trabalhar em centrais nucleares, como segue:

"Para a mais rápida conclusão de serviços de reparação e manutenção, é necessário empregar um número maior de pessoal do que o normalmente disponível na usina e também por outros motivos, são contratados normalmente empregados de outras empresas.

Assim como estão as condições, presentemente tais empregados são utilizados freqüentemente em diversas instalações, o que dificulta a supervisão da dose máxima admissível (radiação) nesse círculo de pessoas". (Relatório Anual da Supervisão Industrial Baden-Württemberg, 1970, pg. 40).

É evidente que existem círculos de pessoas (na continuação do programa atômico no ano de 1980, aproximadamente 10.000 homens) que podem conseguir informações detalhadas das condições locais de não somente uma, porém de diversas instalações atômicas, já que estão trabalhando nas mesmas.

Quando não é possível controlar a dose pessoal de carga de radiação recebida; isto prova que todo o pessoal que "escapa" de uma supervisão exata e isso representa condições ideais para intenções sabotadoras.

As centrais termo-nucleares e usinas de reprocessamento produzem, portanto, duas coisas importantes para a guerra:

- energia elétrica, sem a qual a indústria de armamentos não pode trabalhar, e

- plutônio que pode ser utilizado para a construção de bombas atômicas.

(Página 34 do original)

Somente essas duas tarefas de produção forçam um inimigo que quer ganhar a guerra, a eliminar com todos os meios, as centrais nucleares. É inimaginável que os departamentos de defesa e ministérios de guerra das potências estrangeiras já não tenham previsto há muito tempo em seus planejamentos, os necessários passos da eliminação das centrais nucleares e usinas de reprocessamento.

A execução do programa atômico conduzirá a República Federal Alemã, no futuro, a uma total incapacidade de defesa.

A época atual mostra que atos de sabotagem, ações de comando e atentados terroristas não ocorrem somente durante o estado de guerra. Experimentamos hoje em todo o mundo, violências na forma de extorsões e terror público que parecem aumentar em agressividade e brutalidade. Seqüestros de pessoas e aviões com subseqüente extorsão, atentados a bombas, de terroristas, assaltos, banditismos, constituem, praticamente, a ordem do dia. Mesmo conflitos armados em países distantes são transferidos a países não diretamente envolvidos, como demonstram as ações dos comandos israelitas e palestinos.

A acima mencionada possibilidade da infiltração de sabotadores e a impossibilidade de realizar uma ampla supervisão, é válida também para sabotagens em tempos de paz. Com a continuação do programa atômico e a construção da usina de reprocessamento, a República Federal cria, no futuro, a possibilidade de que um só louco poderá provocar, através de uma sabotagem dirigida na usina de reprocessamento, a morte de dezenas de milhões de pessoas na República Federal Alemã (sobre os efeitos concretos de um acidente na usina de reprocessamento, vide abaixo).

Este potencial de perigo elevado a termos gigantescos que coloca a vida dos cidadãos na dependência de terroristas isolados, não pode ser comparado com nada.

A possibilidade de desencadear uma catástrofe nuclear torna absurdo qualquer cálculo de probabilidade com o qual deveria ser

(Página 35 do original)

"comprovada" a "improbabilidade" de um acontecimento desses. A probabilidade para sabotagem não é ponderável. Todos estes pontos de vista não foram considerados no estudo IRS. Conclui-se que a constatação pronunciada no capítulo final do estudo, de que a investigação não seria uma "declaração de risco sob condições ^{realistas (C.A.)} realísticas" é falsa. Ao contrário, a investigação é ^{que} não concerne às possibilidades de provocação desses acidentes catastróficos e às respectivas contra-medidas ainda a serem adotadas pouco realista, isto é, demasiado otimista.

(Página 36 do original)

Efeitos remotos dos acidentes investigados

O estudo investiga somente os efeitos de acidentes nos arredores até 100 km de distância, recebendo uma carga de radiação a tal distância (com tempo estável) entre 9200 rem (acidente com reator) e 140.000 rem (acidente com recipiente de lixo atômico).

Essas cargas de radiação - consequência de um acidente a 100 km de distância, são entre 15 e 230 vezes superiores do que a dose letal de 600 rem.

Levanta-se, portanto, a questão: que efeitos terão os acidentes descritos em distâncias superiores a 100 km? É claro que os efeitos de radiação não param a 100 km. As massas de ar radioativas continuam a ser transportadas pelo vento, sendo diluídas, reduzindo-se a intensidade de incidência de radiação com o aumento da distância.

Normalmente é possível calcular a carga de radiação numa determinada distância da fonte de emissão, através de um cálculo de propagação meteorológica. Cálculos de propagação meteorológica, para distâncias ^{de} sobre centenas de quilômetros, são quase impossíveis, já que para o cálculo deve se considerar uma condição de tempo estável. Condições de tempo estável sobre grandes distâncias não podem ser consideradas como base dos cálculos.

(Página 36 do original)

Por isso, a carga de radiação a grandes distâncias só pode ser estimada. Conforme os valores de carga de radiação indicados nas páginas 35-40 do estudo, a carga de radiação diminui em uma potência de dez com o aumento da distância (isto é, com uma distância dez vezes maior, a radiação cai para um décimo). Nas imediações do local de emissão, a radiação diminui um pouco mais do que linearmente (entre 1-10 km).

Partindo-se desses números e conexões, é possível realizar estimativas das cargas de radiação esperadas em maiores distâncias. Tais estimativas são representadas nas figuras 1-3 das próximas páginas. A representação gráfica demonstra que, quanto maior a distância, mais inexata é a estimativa. A causa da imprecisão é o desconhecimento das condições de tempo reinantes sobre uma longa distância por ocasião de acidente. As conseqüências de um desses casos de avaria são tão grandes que essa imprecisão pode ser aceita como válida.

(Em princípio, é de pouca importância, se no caso de um acidente o limite da carga de radiação letal se situa a 4.150 km ou a 11.200 km de distância).

Nas figuras de 1-3, é indicado adicionalmente na dependência de uma determinada distância, a carga de radiação esperada a x-vezes mais da dose letal e o valor-limite estabelecido por lei em caso de acidente.

- página orig. 37, 38, 39 -

(Alberto: Acho que para os três gráficos seguintes, o mais prático é fazer 3 xerox com as legendas alemãs cobertas e datilografar em cima a tradução, que seria a seguinte:)

Legendas comuns aos 3 gráficos:

Dose de radiação para todo o corpo (rem)
provocada pelo acidente

Multiplicador
da dose letal

Multiplicador
do valor ex-
cedente ao val.
limite legal do
acidente

Dose letal = 600 rem

Valor-limite legal para acidente = 5 rem

Distância do local do acidente

-
- Fig. 1: Carga de radiação (todo o corpo) em consequência de acidente em recipiente de depósito de elementos combustíveis de uma usina de reprocessamento, em dependência da distância do local do acidente. Comparação dessa carga de radiação com o valor-limite legal do acidente e com a dose de radiação letal.
- Fig. 2: Carga de radiação (todo o corpo) em consequência de acidente em um tanque de depósito para lixo altamente radioativo de uma usina de reprocessamento, em dependência da distância do local do acidente. Comparação dessa carga de radiação com o valor-limite legal do acidente e com a dose de radiação letal.
- Fig. 3: Carga de radiação (todo o corpo) em consequência de acidente em uma usina termonuclear em dependência da distância do local do acidente. Comparação dessa carga de radiação com o valor-limite do acidente e com a dose de radiação letal.

(Página 40 do original)

O valor-limite legal para o acidente foi estabelecido em 5 rem = 5000 mrem, de acordo com o § 28, item 3 do novo Regulamento de Proteção às Radiações. Segundo este dispositivo legal, um estabelecimento técnico-nuclear só pode ser homologado depois de comprovado que esse valor não pode ser ultrapassado em caso de acidente no meio ambiente, circunvizinho à instalação. Conforme mostram as Figuras, esse valor-limite seria excedido, nos casos de avaria investigados, na área circunvizinha às instalações, de 500.000 vezes (usina termonuclear) e 9.000.000 de vezes (usina de reprocessamento).

O regulamento legal, de que uma instalação nuclear só poderá ser homologada se em caso de acidente não possa ocorrer uma carga de radiação maior do que 5 rem, é contornado pelas autoridades homologadoras mediante um truque: Postulam um caso de "demonstração" de uma magnitude tal que o valor-limite de 5 rem possa ser justamente mantido ainda. Todos os demais casos de avaria não são levados em conta. Este "caso de avaria demonstrativa", pelo qual se orienta a consciência das autoridades homologadoras consiste, na usina termonuclear, p. ex., do pressuposto de ^{em caso de} que/avaría do resfriamento, todas as unidades de segurança (como p. ex. sistemas de resfriamento de emergência) continuarão funcionando inteiramente. Uma avaria funcional dos sistemas de segurança ou p. ex. o relativamente provável estouro do recipiente de pressão, não é levada em consideração (a respeito vide também o capítulo "Processos de Autorização de Centrais Termonucleares", à pág. 53).

A Fig. 4 (página seguinte), mostra um mapa da Europa, no qual estão assinaladas as distâncias de 500, 1000 1500 e 2000 km da

(página 40 do original)

projetada usina de reprocessamento. Em conjunto com as Figs. 1 a 3 é possível avaliar que regiões a que direções de vento seriam cobertas com cargas de radiação mortal.

Área Rural Contaminada:

Uma outra questão importante é a de que quão grande seria a área do país que se tornaria inabitável após um tal acidente e por muito tempo in-aproveitável para a exploração agrícola. Esta questão não foi examinada pelo estudo. A esse respeito diz-se à página 33:

"A exposição potencial às radiações por ingestão, não foi aqui computada por supor-se que a ingestão de alimentos contaminados será impedida por medidas administrativas (ingestão de produtos agrícolas alimentares contaminados pela radioatividade)."

Que tamanho terá a região a qual após um acidente desses terá "impedida por medidas administrativas a ingestão de alimentos contaminados" ou, em outras palavras, na qual terá de ser suspensa a exploração agrícola?

A seguir apresentamos um cálculo que dá a idéia do tamanho da área contaminada.

(Página 41 do original)

Fig. 4:

Parte da Europa com a posição geográfica da projetada usina de reprocessamento

(página 42 do original)

Cálculo da carga por ingestão após um acidente no sistema

de refrigeração de um tanque de depósito de lixo atômico

altamente ativo

No relatório do Centro de Pesquisas Atômicas de Karlsruhe "Manipulação do Lixo Radioativo - Potencialidades e Perigos do Ponto de Vista de Riscos", de junho de 1974, estão indicados valores numéricos para a concentração de produtos físséis em um tanque de depósito de lixo atômico após o reprocessamento. Para os nossos cálculos, considerar-se-ão apenas os três nuclídeos Césio-134, Césio-137 e Estrôncio-90. Todos os demais não são levados em consideração. Isto tem como consequência a subestimação da carga de radiação. Como conteúdo de um tanque de 1000 m³ após um ano do reprocessamento resultam:

1,6 x 10⁸ Ci Cs-134
1,07 x 10⁸ Ci Cs-137
0,72 x 10⁸ Ci Sr-90.

(Ci = Curie)

O estudo IRS adota para o Césio uma taxa de liberação de 80% e para o Estrôncio de 20%, resultando uma liberação, em caso desse acidente, de

1,28 x 10⁸ Ci Cs-134
0,86 x 10⁸ Ci Cs-137
0,144 x 10⁸ Ci Sr-90

para dentro da atmosfera. Para estes cálculos, as condições meteorológicas reinantes na ocasião do cálculo são decisivas. Dependendo da natureza destas, muda o critério de cálculo e para que este não fique demasiadamente complicado, admite-se a seguinte situação meteorológica:

Os produtos físséis radioativos são liberados na atmosfera, desde o tanque de lixo atômico, com tempo seco. A nuvem radioativa é dividida e diluída pelo vento. Supõem-se condições

(página 42 do original)

meteorológicas turbulentas, as quais levam a uma rápida diluição da nuvem radioativa. Nós supomos mais que ocorra uma chuva no momento em que a nuvem radioativa se tenha distribuído sobre uma superfície de 200.000 km². A chuva lava a atmosfera, precipitando o Césio e o Estrôncio radioativo sobre o solo. O valor médio dessa "lavagem" (wash-out) nessa área de 200.000 km² irá a

$$6,4 \times 10^8 \text{ pCi} / \text{m}^2 \text{ Cs-134}$$

$$4,3 \times 10^8 \text{ pCi} / \text{m}^2 \text{ Cs-137}$$

$$0,72 \times 10^8 \text{ pCi} / \text{m}^2 \text{ Sr-90}$$

$$(\text{pCi} = 10^{-12} \text{ Ci})$$

Nós supomos ainda que o Césio e o Estrôncio radioativos se distribuí uniformemente dentro dos 60 cm superiores do solo. Esta é uma suposição otimista, a qual deverá levar em conta que a concentração do Césio e do Estrôncio é diminuída por uma aração profunda.

(Página 43 do original)

Com um peso específico de 1,5 grama/cm³ para o solo, (peso seco) resultará a seguinte contaminação do solo até a uma profundidade de 60 cm:

Cs-134 711.000 pCi/kg de solo

Cs-137 477.000 pCi/kg de solo

Sr-90 80.000 pCi/kg de solo

Para o cálculo da carga por ingestão são levados em conta três produtos alimentícios: hortaliças, cereais e batatas. A taxa de consumo anual para estes três produtos é avaliada em: 108 kg, 60 kg e 100 kg. Como fatores de transferência para a relação da concentração do radionuclido no solo (pCi/kg p.seco) à relação da concentração na planta (pCi/kg peso fresco), são empregados os valores da Tabela apresentada abaixo, retirada da literatura.

Nuclido	Hortaliça	Cereal	Batata
Césio	0,5	0	0,012
Estrôncio	1,4	0,12	0,029

(página 43 do original)

Nos limitaremos a apurar apenas as cargas de radiação para todo o corpo humano e os ossos. Para isto empregaremos os fatores-compromisso para as doses indicadas na Tabela abaixo. Estes indicam a extensão da carga de radiação em mrem provocada por um nuclido absorvido pelo corpo em pCi. Esses fatores de compromisso foram extraídos do "Regulatory Guide 1109," de Março de 1976, da Comissão Legislativa dos E.U.A." (??)

Fatores de compromisso por dose

Nuclido	Corpo inteiro	Ossos
Cs-134	$1,21 \times 10^{-4}$	$6,22 \times 10^{-5}$
Cs-137	$7,15 \times 10^{-5}$	$7,98 \times 10^{-5}$
Sr-90	$1,86 \times 10^{-3}$	$7,61 \times 10^{-3}$

Com estes fatores podemos agora calcular a magnitude que terá a carga de radiação em um adulto, se ingerir produtos agrícolas oriundos de um território contaminado de 200.000 km². O resultado é uma

carga de radiação de corpo inteiro de 31 rem (31.000 mrem) e uma carga de radiação para os ossos de 102 rem (102.000 mrem).

Esta carga de radiação ocorreria se um adulto ingerisse apenas durante um ano os produtos agrícolas desse território contaminado radioativamente. O território, porém, não estaria contaminado/apenas durante um ano, mas pelo menos durante alguns séculos!

(Página 44 do original)

Se tomar-mos por base uma carga de radiação de 5 rem = 5000 mrem, a qual não deveria ser excedida por ingestão de alimentos (este valor é 166 vezes mais do que o valor-limite de 30 mrem reinante nas imediações de instalações técnicas nucleares), resultará do cálculo que essa carga pode ser produzida pela distribuição e diluição da nuvem radioativa sobre uma área de 1.200.000 km². A dose dos ossos estaria então em torno de 16,8 rem (valor de apenas um ano de absorção por alimentos).

(Página 44 do original)

Em ^{adição} a essa carga de radiação absorvida pela alimentação contaminada ainda é de contar-se a carga de radiação direta desde a nuvem radioativa e a da precipitação da radioatividade sobre o solo.

O território da Europa Central (Bélgica, Dinamarca, República Democrática Alemã, França, Países Baixos, Áustria, Suíça e República Federal da Alemanha) possui uma superfície de 1.140.000 km². Isto significa que a liberação de radioatividade por acidente em apenas um dos tanques da projetada usina de reprocessamento poderia contaminar um território do tamanho da Europa Central, de modo tal que as pessoas que ali vivem receberiam só pela ingestão durante um ano uma carga de radiação de corpo inteiro de 5000 mrem e uma carga para os ossos de 16.800 mrem.

Essas cargas de radiação, que receberiam pelo consumo de alimento durante um ano apenas, são inaceitavelmente altas. É bem verdade que elas não conduziriam a danos imediatos, mas elevariam fortemente a incidência de câncer, leucemia e defeitos físicos congênitos.

O estrôncio-90 possui uma durabilidade média de 28 anos e o céσιο-137 de 30 anos, isto é, demoraria uns 150 anos até que o estrôncio-90 e o céσιο-137, que constituem a parcela principal da carga de radiação, se descompossem até cerca de um trigésimo de seu valor inicial. No mínimo durante esse período, a agricultura não seria mais possível no território aqui considerado, de 1.200.000 km².

Sob esse ponto de vista, a declaração do estudo IRS ^{da página} ~~PARERE~~ 33
~~PARERE~~ : "A exposição potencial às radiações por ingestão, não foi aqui computada por supor-se que a ingestão de alimentos contaminados será impedida por medidas administrativas", já aparece agora sob outro ângulo. Toda a problemática apresentada neste

(Página 44 do original)

capítulo, de uma contaminação radioativa de gigantescas faixas de terras e países inteiras, é encoberta pela frase subordinada de que "a ingestão de alimentos contaminados será impedida por medidas administrativas."

(Página 45 do original)

Que aspecto teria a Europa Central se acontecesse um tal desastre ? Que farão os 30 a 40 milhões (estimativa) de camponeses cuja terra está contaminada pela radioatividade ?

Em que consistirão as medidas administrativas que deverão impedir a ingestão de alimento contaminado em um território do tamanho da Europa Central ?

O que farão os cerca de 170 milhões de pessoas da Europa Central que não terão mais o que comer? Importar alimentos do Terceiro Mundo ?

O potencial de destruição da energia atômica rompe quaisquer limites dos perigos ^{do homem} até aqui conhecidos e criados pela técnica, do homem.

A aguda e mortal doença da radiação

O síndrome agudo da radiação, que provoca a morte dentro de uns poucos dias a algumas semanas; apresenta-se, sobretudo, em forma de perturbações do sistema regenerador do sangue, resistência à desidratação e eletrólise e falha das mucosas. A perturbação do sistema regenerador do sangue causa, na maioria dos casos o enfraquecimento ou destruição do sistema imunológico, o que eleva adicionalmente a incidência de germes patogênicos. Com o quadro patológico do síndrome agudo da radiação, ocorrem geralmente: anemias, granulocitopenias até à agranulocitose (forte redução até a falta total de certos glóbulos brancos, os granulócitos),

(Página 45 do original)

diáteses hemorrágicas (disposição especial para perturbações consequenciais de hemorragias internas ou externas por rompimentos de vasos), entre outras (Weish, P., Gruber, E. "Radioatividade em Ambiente", Fischer, 1975; Pschyrembel, Dicionário Clínico, Springer, 1969).

(Em itálico:) "O quadro patológico total da grave reação geral do organismo humano a uma radiação sobre todo o corpo com dose mortal foi visto, pela primeira vez e em proporções terríveis, após as explosões das bombas atômicas de Hiroshima e Nagasaki em agosto de 1945. Mesmo quando nas vítimas as queimaduras e ferimentos eram os danos principais, foi possível acompanhar nos exames extensivos ^{médicos} dos pacientes o decurso do síndrome agudo da radiação. Os acidentes posteriores por radioatividade em explosões-teste de bombas atômicas (atol de Bikini, 1954) e os danos ^{agudos} ocorridos durante as pesquisas nucleares para fins pacíficos, só puderam confirmar as experiências ^{feitas} no Japão.

Com base na experiência com as vítimas das bombas atômicas, foi composta uma tabela, a qual mostra a ocorrência dos sintomas em dependência da dose:

(pág. 116 do original)

Efeitos a esperar de uma radiação aguda de corpo inteiro:

- | | |
|-------------|---|
| 0 - 50 rad | nenhum efeito comprovável, além de pequena alteração no hemograma (no entanto, danos posteriores, v. BBU) |
| 80-120 rad | em 5 a 10% das pessoas expostas, durante cerca de 1 dia vômitos, mal-estar e cansaço, mas sem séria incapacidade de trabalho |
| 130-170 rad | em cerca de 25% dos indivíduos expostos, vômitos durante cerca de 1 dia e mal-estar, seguido de outros sintomas da doença da radiação; sem mortes prováveis |
| 180-260 rad | em cerca de 25% dos indivíduos expostos vômito e náusea durante cerca de 1 dia, seguido de outros sintomas da doença da radiação; algumas mortes prováveis |
| 270-330 rad | em quase todos os indivíduos expostos, vômitos e |

(Página 46 do original)

- náusea no primeiro dia, seguido de outros sintomas da doença da radiação; cerca de 20 casos de morte dentro de 2 a 6 semanas após a exposição; convalescença de 3 meses dos sobreviventes
- 400-500 rad em todos os indivíduos expostos, vômitos e náusea no primeiro dia, seguido de outros sintomas da doença da radiação; cerca de 50% de casos de morte dentro de um mês; convalescença de cerca de 6 meses dos sobreviventes
- 550-750 rad em todos os indivíduos expostos, vômitos e náusea dentro de 4 horas após a exposição, seguido de outros sintomas da doença da radiação, Até 100% de casos de morte; poucos sobreviventes com convalescença de cerca de seis meses
- 1000 rad em todos os pacientes vômitos e náusea dentro de 1 a 2 horas; sem probabilidade de sobreviventes
- 5000 rad gravidade máxima da doença quase instantânea; morte de todos os indivíduos expostos dentro de uma semana.

(Fim do trecho em itálico)

(Fonte: "Energia Nuclear - Vantagens e Riscos", Lindackers, Aurand, Hug, Kiefer, entre outros, 1970, edição especial para a Sociedade de Técnica Nuclear do Foro Atômico Alemão e.V., pág. 26-29)

O síndrome agudo da radiação originou-se, até aqui - além de alguns acidentes mortais com reatores - sobretudo em Hiroshima e Nagasaki em consequência do lançamento de bombas atômicas. Uma bomba atômica desdobra a sua ação destruidora de três modos: Pela imensa radiação de calor no momento da explosão, por uma onda de choque logo após a explosão e pela radioatividade liberada com a explosão. As duas primeiras energias devastadoras não são comparáveis com um acidente nuclear técnico. Uma usina nuclear normal (a reator de água leve) não pode explodir como uma bomba atômica. Isto, porém, já não se aplica aos incubadores rápidos planejados para o futuro, nos quais já não se pode excluir, sob todas as circunstâncias, uma explosão similar à das bombas atômicas.

(Página 47 do original)

Também em uma usina de reprocessamento, a massa crítica do plutônio tratado pode ser excedida sob circunstâncias infelizes, o que também pode provocar pequenas explosões atômicas.

No entanto, só iremos examinar aqui os efeitos da radioatividade liberada em caso de acidente nuclear técnico. Estes são principalmente comparáveis com os da radioatividade de uma explosão de bomba atômica, com duas diferenças:

- a) a radioatividade global de longa duração em uma usina nuclear é cerca de 1000 vezes maior e a da projetada usina de reprocessamento cerca de 45000 vezes maior do que a radioatividade global das bombas atômicas de Hiroshima ou Nagasaki.
- b) Em uma explosão de bomba atômica, a parte principal das substâncias radioativas é lançada juntamente com a nuvem da explosão muito alto para dentro da atmosfera e assim fortemente diluída. A radioatividade liberada em caso de um acidente de uma usina nuclear ou de reprocessamento, ao contrário, por falta dos efeitos de explosão, permanecerá na área inferior da atmosfera, onde atuará de forma concentrada.

No livros dos três médicos japoneses, Drs. M. Shiocuki, N. Kusano e S. Yamamoto, "Não Podemos Silenciar - Médicos Japoneses Relatam a Doença da Bomba Atômica", Editora Hans Georg Müller, Munique, 1958, há descrições detalhadas do síndrome agudo da radiação, do qual morreram milhares, dezenas de milhares de pessoas, em Hiroshima e Nagasaki:

(Texto em itálico:) "Aqueles pacientes que não encontraram a morte dentro de $\frac{2}{3}$ a 3 dias, sucumbiram, muitos deles, em virtude de ferimentos de sintomas característicos, como por exemplo uma professora de 41 anos. Ela se encontrava presumivelmente a 500 m de distância do centro da explosão. (Segundo o Prof. Dr. Pauling, em:

(Página 47 do original)

'Vida ou Morte na Idade do Átomo', Viena 1968, pág. 68, reinava nessa área uma carga de radiação média de 650 mrem.) Já quando dava entrada no hospital, a sua temperatura era de 38 graus e sofria intensa diarreia hemorrágica, muito semelhante à disenteria. De suas mucosas da cavidade bucal, feridas, exalava-se um singular mau cheiro.

Nas primeiras horas da manhã de 13 de agosto começou repentinamente a perda de visão - apesar de manter a consciência. Simultaneamente ocorreu paralização de ambas as mãos e pés.

Na manhã de 14 de agosto perdeu a consciência. A região do pescoço apresentou sinais do início de coma. No exame constatei que o líquido cerebro-espinal (liquor cerebrospinalis) continha mistura de sangue vermelho-escuro. À tarde a paciente tinha quase 40 graus de febre, tendo-se iniciado uma intensa transpiração, falecendo, finalmente, ao fim da tarde.

Em seguida fiz a autópsia e observei na mucosa do reto, aqui e ali, pontos de vazão de sangue do tamanho de um grão de arroz até o de uma ervilha e também hemorragia cerebral.

Um outro exemplo é o caso de um operário de 19 anos. Ele se encontrava a 1 km de distância do centro da explosão e teve ambas as mãos queimadas. Suas queimaduras melhoravam a olhos vistos. Após 15 dias deixou o hospital. Mas 15 dias mais tarde começou a sentir-se febril. Queixava-se de falta de apetite, cansaço generalizado e queda dos cabelos. Sob a pele apareceram pontinhos hemorrágicos; ao que se acrescentaram incessantes hemorragias intestinais. Pouco tempo depois o paciente morreu.

Em tais casos fazíamos transfusões de sangue, injetávamos vitaminas e soro glicosado, administrávamos coagulantes e alimentação bastante, mas não conseguimos salvar essas pessoas da morte."

(Fim do trecho em itálico)

Em outro capítulo lê-se (itálico): "Muito embora algumas pessoas só encontrassem próximas do centro da explosão, não apresentavam

(Página 48 do original)

nem ferimentos sérios e nem queimaduras por terem podido proteger-se da influência direta. Ficou demonstrado, porém, que mesmo assim elas também receberam fortes radiações sobre células nas diversas regiões do corpo: entraram em febre alta, hemorragias subcutâneas e em órgãos internos tiveram lugar em seguida - e faleciam durante os primeiros 10 dias de enfraquecimento em alto grau.

Todos aqueles que se encontravam a menos de 1 km do centro da explosão e que não estavam diretamente expostos à mesma, receberam radiações de grau médio. Vomitavam no mesmo dia, enfraquecendo nos dias seguintes e após 2 semanas mostravam os sintomas típicos da doença. A escritora, Senhora Yokoota, ela mesma vítima da radiação, escreve sobre esses sintomas especiais em seu livro 'As Ruas dos Mortos': 'Poucos dias depois de 20 de agosto, de Hiroshima que fugiram para cá, as vítimas da guerra ~~fugitivas de Hiroshima~~ começaram a morrer ~~depois de alguns dias~~ terrivelmente, umas após as outras, prostradas pela doença da bomba atômica. Ontem soube que o homem que vi há alguns dias no médico, começou a vomitar sangue enegrecido. E hoje me contaram que a bonita moça que há três dias encontrei na rua, estaria agora à espera da morte - com os cabelos perdidos e horríveis manchas purpúreas sobre o corpo. Também a mim a morte pode apanhar a qualquer momento ! Várias vezes ao dia puxo os meus cabelos e faço a contagem dos que caíram (não em itálico: A queda de cabelos é o primeiro sintoma visível do síndrome agudo da radiação. N. da BBU - (continua em itálico). Preocupada com as manchas da pele que poderiam surgir de repente, faço repetidas provas na pele de minhas mãos e pés; torno a repeti-las... e novamente as faço...!

Os cabelos começam a cair; sob a pele aparecem manchinhas hemorrágicas, as amígdalas começam a inchar, as gengivas e a mucosa

(Página 49 do original)

(Página 49 do original)

bucal ficam prejudicadas e deformadas, começa uma terrível disenteria hemorrágica e as feridas, que no começo parecem estar sarando, pioram sob um deformante aumento. Os pacientes têm febres de 40 graus, vômitos constantes; sangue na urina e disenteria hemorrágica se somam, para finalmente morrerem de 7 a 10 dias depois.

Quando se examina o sangue desses doentes, constata-se uma evidente redução dos leucócitos (menos de 1000 por cc.), e que na pessoa sadia são de 6000 - 8000 p.cc. Com isto reduz-se também a capacidade de resistência do organismo contra infecções purulentas. O organismo começa a decompor-se em vida. Este estado é denominado "gangrenoso". Do mesmo modo são engangrenados o céu da boca, a mucosa do estômago e dos intestinos." (fim do trecho em itálico).

(Segundo o Dr. M. Shiocuki e os Drs. N. Kusano e S. Yamamoto, "Não Podemos Silenciar! - Médicos japoneses relatam a doença da Bomba Atômica", Editora Hans Georg Müller, Munique 1958, pág.103) Os sintomas aqui descritos, do síndrome agudo da radiação, são idênticos aos que se seguiriam a um grande acidente nuclear técnico em uma usina de reprocessamento ou em uma usina termonuclear.

Q u a n t a s V i d a s H u m a n a s C o s t a r i a U m
A c i d e n t e n a P r o j e t a d a U . R . (U s i n a d e r e p r o c e s s a m e n t o)

O estudo IRS somente faz indicações sobre as cargas de radiação a serem esperadas de certos acidentes em distâncias determinadas. Partindo destas indicações, é possível calcular quantas pessoas terão de morrer se ocorrer um desses acidentes.

A Figura 5 mostra um mapa da República Federal da Alemanha, no qual está assinalado o provável local da projetada usina de reprocessamento. Suponha-se que no momento do acidente, sopra vento norte. Este movimentará as massas de ar radioativas, as quais escapam, por exemplo, na falha da refrigeração, de um tanque de

(Página 49 do original)

elementos combustíveis ou de um tanque de soluções residuais altamente radioativas da usina de reprocessamento, em direção ao sul, sobre o território do Ruhr oriental, sobre as áreas do Reno, Meno, Reno-Neckar e Stuttgart. No mapa, a provável largura do setor está assinalada para uma condição meteorológica F. Segundo as indicações do estudo IRS, a 10 km de distância da instalação de reprocessamento ocorrerão, em caso de acidente em um tanque de lixo atômico e com condição meteorológica F, cargas de radiação de 1.400.000 rem e, em uma distância de 100 km, de 140.000 rem. Desde o provável local da usina de reprocessamento no distrito regional Aschendorf-Hümmeling, até a fronteira sul da República Federal da Alemanha, temos cerca de 600 km.

(Página 50 do original)

- Figura 5 - Mapa da Alemanha Ocidental -

Legenda:

O setor assinalado mostra a região na qual, no caso de acidente por avaria ora examinado, a radioatividade emanada da usina de reprocessamento agiria mortalmente. Essa região (somente na R.F.A.) abrange cerca de 63.000 km². A densidade demográfica média é de 485 h/km². Neste caso, somente na R.F.A. morreriam cerca de 30,5 milhões de pessoas.

Com outras direções do vento, o "setor da morte" desloca-se correspondentemente.

(Página 51 do original)

Na fronteira sul da R.F.A., para os lados da Suíça, ocorrerá, portanto, após esse acidente, conforme se pode deduzir da Fig. 2, uma carga de radiação entre 20.000 e 23.000 rem.

Todas essas cargas de radiação são absolutamente mortais.

Isto significa que se deve tomar como ponto de partida que todos os seres humanos dentro do setor assinalado irão morrer. A densidade demográfica média no setor assinalado pela Figura 5 encontra-se em torno de 485 habitantes por quilômetro quadrado e a área definida pelo setor (somente na República Federal da Alemanha) é de cerca de 63.000 km².

Daí resulta que, em caso de um tal acidente sob as condições meteorológicas indicadas, pereceriam cerca de 30,5 milhões de pessoas só na República Federal da Alemanha. Isto é aproximadamente a metade da população da R.F.A.

O cálculo do número de mortos limitou-se ao território da R.F.A. Conforme se pode verificar nas Figuras 1 a 3, também ocorrerão cargas de radiações mortais muito além da distância de 600 km aqui discutida. O número de mortos em outros países deverá, pois, ser calculado separadamente.

A R e a c ã o E m C a d e i a d e A c i d e n t e s A t ô - m i c o s

As cargas de radiações calculadas no estudo do IRS e os "Efeitos^{Rural} Remotos dos Acidentes Examinados", a "Área/Contaminada" e "Quantas Vidas Humanas Custaria um Acidente na Usina de Reprocessamento Planejada ?" apresentadas e descritas nos capítulos, referem-se, porém, apenas aos efeitos de um vazamento de um tanque de depósito para lixo atômico altamente ativo, ou o de uma usina termonuclear. Será que esses efeitos consequenciais dos acidentes descritos são suficientemente "conservadores" em face do fato de que, na projetada usina de reprocessamento, não haverá apenas um tanque de depósito para lixo atômico altamente ativo mas só para os elementos combustíveis altamente ativos haverá 4 recipientes de depósito

(Página 51 do original)

e mais um depósito grande por ano de funcionamento da usina de reprocessamento, para o lixo atômico líquido altamente radioativo, portanto, após 10 anos, p. ex., 10 desses tanques de depósito ?

O que acontecerá se, conforme descrito no estudo IRS, houver a interrupção da refrigeração em apenas um desses tanques e vier a acontecer a liberação da radioatividade ?

Segundo o estudo do IRS, neste caso ocorrerá uma carga de radiação ^{de corpo inteiro} dentro de 1 km de distância da instalação, entre 1,9 e 38 milhões de rem. Isto é de 3000 a 60000 mil vezes mais do que a dose mortal. O que isto significa para o ulterior funcionamento "dentro das normas de segurança" da usina de reprocessamento está muito claro. O pessoal da usina de reprocessamento morrerá - a menos que consiga fugir precipitadamente - tal como também a população das cercanias mais próximas e mais distantes da instalação. Em ambos os casos será impossível evitar outras catástrofes pela intervenção humana. A isto se somará a presumível interrupção subsequente dos serviços de abastecimento de água e eletricidade pela propagação da nuvem radioativa. Neste caso, os sistemas de segurança, especialmente os de refrigeração dos outros tanques de depósito, comutarão automaticamente para funcionamento automático de emergência. Este funcionamento, porém, só se manterá até que os tanques de combustível diesel dos geradores de emergência estejam vazios. No máximo neste momento também haverá a interrupção da refrigeração de todos os demais tanques de depósito, com o que todo o seu conteúdo global radioativo também será liberado para a atmosfera. As consequências disso são inimagináveis. E o que acontecerá às usinas atômicas que se encontram na área de influência da nuvem radioativa ?

Conforme demonstra a Figura 5 e o capítulo "Quantas vidas humanas custaria um acidente na projetada usina de reprocessamento ?", a nuvem radioativa originada de apenas um tanque de depósito da usi-

(Página 52 do original)

na de reprocessamento, independentemente da direção em que sopra o vento, agirá mortalmente no mínimo até a respectiva fronteira da República Federal da Alemanha. E não atingirá apenas a "população normal"; mas também as pessoas empregadas nas usinas nucleares, por exemplo. O que acontecerá, neste caso, às usinas termonucleares? E o que acontecerá às fábricas de produtos químicos, aos locais de depósito de armas químicas e biológicas?

As conseqüências dessa reação em cadeia de acidentes atômicos, provocadas por sabotagem, explosões de gases detonantes, interrupção da refrigeração e outras causas, em um tanque de depósito da projetada usina de reprocessamento, não mais necessitam ser aqui comentadas. Fica a cargo do leitor fazer um quadro das conseqüências de um tal acidente, em base dos detalhes até aqui representados.

Aborde-se, porém, aqui apenas o fato de que em tal caso (sob a pressuposição de que a usina de reprocessamento esteve em funcionamento por cerca de 10 anos), somente a radioatividade liberada pelos tanques de depósito da usina de reprocessamento é de uma ordem de grandeza igual à de uma última guerra atômica de âmbito mundial.⁽¹⁾

(1) Cálculos segundo o Prof. Dr. L. Pauling, "Vida ou Morte Na Era Atômica", Viena 1960; Prof. Dr. J. Gofman, "Some important unexamined questions concerning the barnwell nuclear fuel reprocessing plant, testimony before the Nuclear Study Committee, the Legislature of the State of South Carolina" (Algumas questões não examinadas referentes às instalações da usina de reprocessamento de combustível nuclear; testemunho perante a Comissão de Estudos Nucleares do Legislativo do Estado da Carolina do Sul), 7 de janeiro 1972; Prof. Dr. D.V. Ehrenstein: "Permanece a Preocupação diante do Uso Abusivo", VDI-Notícias, 8 de outubro de 1976.

(Página 53 do original)

Processo de Autorização de Centrais
Termonucleares

Os casos de avaria descritos no estudo do IRS, os quais têm as conseqüências catastróficas ilustradas neste estudo, são sistematicamente desconsiderados nos processos de homologação das instalações nucleares.

Como exemplo representativo, veja-se o caso da usina atômica de Brokdorf:

(Trecho em itálico:) Para a usina termonuclear de Brokdorf é presumido, como caso de avaria interpretativo ("GAU") a ruptura nos ^{aquecida} dois extremos da tubulação-mestre quente do fluido de resfriamento à carga nominal, com a ruptura simultânea consequente de um gerador de vapor". / (Primeira homologação parcial ("TG") para a usina termonuclear de Brokdorf, Ministério de Economia e Comunicações e Ministério Social do Estado de Schleswig-Holstein, 25.10.1976, pág. 85).

Este caso representativo de avaria é classificado como (em itálico) "acidente máximo a presumir ("GAU")", com o que as autoridades despertam conscientemente a impressão ^{falsa} de estar tratando de um acidente máximo. Esse falso registro dos fatos é ainda por cima "enfeitado" de modo especial:

(Em itálico) "O "GAU" (representação de avaria máxima) é definível como valor de limite superior de um largo espectro imaginável de casos de perda de fluido refrigerante no sistema de resfriamento primário." (fim do trecho em itálico) (1a. Homol. parcial para a usina nuclear de Brokdorf, pág. 85).

A própria autoridade demonstra, nas mesmas páginas daquela homologação parcial, o quanto é falsa essa afirmação:

(Em itálico:) "Para o domínio de um caso de avaria por perda de fluido refrigerante (até inclusive o grau máximo presumido), bem como para a limitação dos efeitos radiológicos, é condição prévia,

(Página 53 do original)

entre outras condições, a do funcionamento dos seguintes equipamentos de segurança:

Sistema de refrigeração de emergência,

Envoltório de segurança com saída controlada de produtos físséis através de chaminé,

Dispositivo de desligamento rápido." (fim do trecho em itálico). (1a. Homolog. Parcial da Usina Termonuclear de Brokdorf, pág. 85).

Assim, ao ocorrer a falha dos dispositivos de segurança, irão ocorrer acidentes que ultrapassam, de longe, o "GAU". Justamente o funcionamento do equipamento de segurança "sistema de refrigeração de emergência" é muito duvidoso. As experiências até aqui realizadas para testar o resfriamento de emergência de um reator nuclear, demonstram que esse resfriamento de emergência provavelmente não funcionará em caso de avaria de perda de fluido refrigerante (por ebulição pelicular (?), dano ao núcleo por repentina queda de pressão, e outras causas). Do mesmo modo, não é levado em consideração a ruptura do recipiente de pressão de um reator de água pressurizada, como avaria possível."

Mas, precisamente a ruptura do recipiente pressurizado é provavelmente o mais importante caso de avaria, que pode levar a uma catastrófica liberação de radioatividade.

(Página 54 do original)

A ação constante do bombardeamento por neutrons e radiação- α , assim como a elevada pressão, provocam a fadiga material da caldeira do reator. Esta eleva seriamente a possibilidade de estouro. A Comissão Britânica de Energia Atômica (UKAEA) apurou as seguintes probalidades para uma falha do recipiente pressurizado do reator:

Estouro potencialmente perigoso por reator/ano 1 : 1.600

Estouro catastroficamente perigoso p. reator/ano 1 : 20.000

(Literatura: "The Second Survey of Defects in Vessels Built to

(Página 54 do original)

"High Standards of Construction and its Relevance do Nuclear Primary Circuits", F.A. Smith and R.G. Warwick, AHSB, S. R, 162 - UKAEA; vide também 'Economia do Átomo', Janeiro 1975, pág. 8).

Nesta investigação já é considerada a dispendiosa vigilância do recipiente pressurizado do reator por meio do ultra-som e outros processos.

(A fim de se imaginar um quadro dessas probabilidades, dá-se a seguir um exemplo comparativo: A probabilidade de se acertar um 6 entre 49 no jogo do vispóra é de 1 : 13.900.000. Pois bem: um estouro catastróficamente perigoso e com ele uma catástrofe de um reator por ano, é 700 vezes mais provável do que um 6 em cheio no vispóra !)

Antes de homologar uma usina atômica, as autoridades homologadoras recolhem pareceres que deveriam examinar os efeitos de casos de avaria. Esses pareceres, no entanto, só consideram igualmente casos de avaria até a categoria "GAU"!

(Em itálico:) "Os peritos atêm-se conclusivamente à observação dos valores-padrão para casos de avaria contidos no ^{presente} projeto dos novos SSV0 (! = Regulamentos de Segurança ?!), de:

Dose de corpo inteiro:	5 rem
Dose da tireóide:	15 rem.

Esses valores não são atingidos no evento do caso de avaria antes descrito (!).

No todo, segundo a opinião dos peritos, não ocorrem, pois, quaisquer aspectos que indiquem efeitos/radiológicos inadmissíveis após casos de avaria de perda de fluido refrigerante ou outros, mesmo nos casos de avarias examinados no parecer do projeto." (fim do trecho em itálico) (1a. Homolog. Parcial da usina atômica de Brokdorf, pág. 86).

Em outras palavras: todos os casos de avaria que possam resultar em uma carga de radiação maior do que a permitida (5 rem para corpo inteiro e 15 rem para a tireóide), são simplesmente descon-

(Página 54 do original)

siderados tanto nos pareceres como pelas autoridades homologadoras.

Este comportamento criminoso das autoridades homologadoras pode custar, no futuro, a vida de milhões de pessoas !

(Página 55 do original)

Comparaçã o Com Publicações de Inicia
tiativas Cívís Feitas Até o Presente

Nas discussões sobre a energia atômica, as iniciativas civís de proteção ao meio ambiente recebem de parte dos meios econômicos da energia, e também dos políticos e autoridades, com freqüência a crítica de estarem exagerando as ameaças ao meio ambiente pela energia atômica. A esse respeito usam-se frases como "fazedores de pânico", que estariam "brincando com números falsos" que, em geral, exagerariam os perigos da energia nuclear. A verdade, dizem, estaria antes entre aquilo que a indústria, as autoridades, e os governos afirmam de um lado e o que afirmam as iniciativas civís do outro.

As iniciativas civís não têm nenhum motivo para apresentar de forma exagerada os aspectos negativos da energia atômica. Com isto só se prejudicariam a si mesmas e ao seu trabalho. Até aqui eramos de opinião que aquilo que sabíamos sobre os efeitos de casos de avarias em instalações nucleares e que comunicávamos ao público através de nosso trabalho, era o certo, o correto. Hoje, porém, temos de constatar, consternados, que os efeitos de acidentes em instalações de reprocessamento e usinas nucleares são, na realidade, de proporções muito piores do que as iniciativas civís supunham até aqui.

O atual estágio de conhecimento das iniciativas civís a respeito desse tema, será apresentado nas duas publicações de novembro e dezembro de 1976:

Em novembro de 1976 apareceu o livro "Reprocessamento e Armazenagem de Lixo Atômico - Despreocupação ou Preocupação Eterna ?", e-

(Página 55 do original)

ditado pela Associação Nacional de Iniciativas Cívicas de Proteção ao Meio Ambiente - Entidade Registrada -(BBU). Este livro contém estimativas sobre as conseqüências a esperar de um acidente por interrupção da refrigeração de um tanque de depósito de uma usina de reprocessamento.

A página 16, a carga de radiação por breve espaço de tempo (de corpo inteiro), em conseqüência de um desses acidentes a uma distância de 100 km, é indicada como sendo de 80 rem. Com base no estudo do IRS, temos de constatar agora que essa carga de radiação será, na realidade, elevada por um fator de cerca de 1000 (!).

A página 17 do livro da BBU, o número de mortos, vítimas diretas de um tal acidente, é indicado como provavelmente 750. Conforme ilustrado na página 50 desta brochura, haverá só na República Federal da Alemanha, com vento norte conforme o estudo do IRS, cerca de 30,5 milhões de mortos. Isto é 40.000 vezes mais do que supunha a BBU há apenas 2 meses. *(Stige für seriösem 8 m. 1976 - 11/14)*

(Pag. 16 do original)
Um segundo exemplo é o da revista "Atom Müll - Politisch unabhängige Zeitschrift der Bürger gegen Atom Müllaufbereitung in der Heide" (Revista politicamente independente dos cidadãos contrários ao reprocessamento do lixo atômico - 'esse =in der Heide= seria:=nos Campos=, ou seria nome de uma região alemã ? :-), edição de dezembro de 1976. A página 1 dessa revista, as cargas de radiação esperadas após um grande acidente na projetada usina de reprocessamento são apresentadas na dependência direta da distância. Para uma distância de 200 km indica, assim, uma carga de radiação de 15 rem. Segundo o estudo do IRS, porém, a carga de radiação a esperar nessa distância é mais alta pelo fator de 4.600 !

Isto significa: os efeitos de um grande acidente na projetada instalação de reprocessamento são de 1.000 a 40.000 vezes pior do que as iniciativas cívicas sabiam até agora e apresentavam em seus trabalhos públicos.

Os governos federal e estaduais e as autoridades energéticas deviam estar sabendo disso. E por que, então, as iniciativas civís eram sempre acusadas com o argumento de estarem exagerando os efeitos de um acidente ?

Com o argumento de que as afirmativas das iniciativas civís seriam exageradas e falsas, o comportamento e procedimento oficiais procurava justificar-se em relação às iniciativas civís na área da energia nuclear: ou não se levava em consideração dos argumentos civís ou se empregava a força bruta do Estado contra os indefesos cidadãos que defendem o seu meio-ambiente e suas condições de vida, como até agora aconteceu em Wyhl e Brokdorf.

Qual será o rumo do desenvolvimento de um Estado que se comporta desse modo em relação aos seus cidadãos ?

O A r d i l C o m O S e g u n d o E s t u d o

Paralelamente ao estudo do IRS, até agora descrito, sobre os efeitos de casos de avaria em instalações técnico-nucleares, preparava-se no Instituto para Segurança dos Reatores (IRS), no mesmo período e em parte com os mesmos autores, um segundo estudo sobre o mesmo tema, porém com o título de:

(Em itálico:) "Efeitos Radiológicos da Liberação Maciça de Produtos Físseis de Reatores de Água Pressurizada"

(fim do trecho em itálico)

Esse estudo apresenta, como consequência de um acidente em uma usina atômica, cargas de radiação que se encontram em valores reduzidos pelo fator de cerca de 1.000 (!) do que os descritos até agora no Estudo IRS Nº 290. A história (ou estória ?) desse segundo estudo é um documento estarrecedor sobre as ocorrências internas da burocracia nuclear alemã, a qual já se perdeu no meio dos problemas da energia nuclear, esquivando-se, por isso, por meio de comportamentos aparentemente criminosos.

(Página 57 do original)

No presente capítulo descreveremos o conteúdo daquele segundo estudo. No próximo capítulo, "A ilusão de Autoridades por Autoridades", descreveremos o que aconteceu com esse segundo estudo, no meio interno das autoridades.

O título do estudo, "Efeitos Radiológicos da Liberação Maciça de Produtos Físseis de Reatores de Água Pressurizada", desperta ao observador a impressão de que se trata da investigação de um grave acidente em uma usina nuclear. Essa impressão é intencional.

O estudo foi elaborado para o fim de apresentar, para um caso de avaria em uma usina nuclear, cargas de radiação relativamente pequenas no meio-ambiente adjacente. Segundo esse ponto de vista, foram selecionadas as pressuposições relativas a esse acidente:

Na página 2 do estudo lê-se a respeito: (em itálico) "Os envoltórios de todos os bastões combustíveis tornam-se permeáveis. Os produtos físsseis contidos nos vãos entre os envoltórios e o combustível são liberados para dentro da atmosfera do recipiente de segurança." (fim do trecho em itálico)

Da pressuposição tomada como base no estudo, depreende-se que se presumiu apenas uma liberação muito reduzida de radioatividade - muito diferente do que sugere o título (Liberação Maciça de Produtos Físseis). As possibilidades verdadeiramente críticas de um acidente em usina nuclear, como falha dos sistemas de resfriamento de emergência, ruptura do recipiente pressurizado, fusão do núcleo e outras, nem sequer são examinadas. Isto também é confirmado em certos trechos do estudo. Nas páginas 1 a 2 lê-se: (em itálico)

"No caso de falha de um ou mais desses sistemas de segurança, os efeitos podem ser substancialmente maiores, conforme mostraram as análises correspondentes. São possíveis, por exemplo em caso de fusão do núcleo com a falha adicional do recipiente de segurança, exposições de radiação nas adjacências, as quais encontram-

(Página 57 do original)

se em proporções várias vezes maiores do que os valores-padrão do caso de avaria *xxxx*." (fim do trecho em itálico)

De acordo com as suposições otimistas a respeito das proporções de liberação de radioatividade, os resultados do estudo são demasiadamente otimistas. Conforme se depreende das Figs. 1 a 6 (aqui copiadas), a carga de radiação sobre corpo inteiro a uma distância de 10 km encontra-se abaixo de 100 rem e a 40 km abaixo de 20 rem. Isto é, com bastante precisão, um milésimo dos valores calculados no estudo do IRS nº 290 para um grande acidente em uma usina nuclear com liberação maciça de produtos físséis.

Vale a pena notar, no entanto, que apesar dessas suposições otimistas, as cargas de radiação a esperar encontram-se em parte consideravelmente acima dos valores-padrão de casos de avaria, segundo o Regulamento de Proteção às Radiações. À página 10 do estudo lê-se:

(Em itálico) "A exposição potencial à radiação por radiações - γ (este símbolo não me parece certo!!) oriundas da precipitação de produtos físséis encontra-se, com os parâmetros comparativos para um caso de avaria por perda de fluido refrigerante e subsequente falha do recipiente de segurança, em parte consideravelmente acima dos valores-padrão de caso de avaria da Regulamentação de proteção à radiação, quando se pressupõe uma permanência correspondentemente demorada nesse território." (fim do trecho em itálico)

(Pág. 58 do original)

Interessante e típico é o último parágrafo da parte do texto do estudo, na página 10, onde se encontra, como em todos esses estudos, a afirmação aparentemente obrigatória de que as pressuposições tomadas por base para o estudo seriam, ^{de modo geral} ~~conservadoras~~, conservadoras. Neste exemplo, porém, está particularmente claro que essa afirmação é falsa.

Um tal parágrafo encontra-se no final de praticamente todas as in-

(Página 58 do original)

investigações oficiais e industriais sobre os efeitos de acidentes de energia nuclear, sejam ou não justificadas cientificamente. Esse parágrafo tem a função de possibilitar a tranquilização de consciência dos representantes de autoridades e outras pessoas envolvidas com esse tema.

A seguir encontram-se as reproduções das páginas mais importantes do original daquele estudo.

RELATÓRIO DE TRABALHO

EFEITOS RADIOLÓGICOS DA LIBERAÇÃO MACIÇA
DE PRODUTOS FÍSSEIS DE REATORES DE ÁGUA
PRESSURIZADA

Dr. D. Bachner, Dr. H.G. Friedrichs e
G. Morlock

Observação:

O conteúdo deste Relatório de Trabalho apresenta resultados provisórios, sendo por isso de caráter confidencial. Os Relatórios de Trabalho não podem ser citados e só poderão ser reproduzidos com autorização do Autor.

Número 293

Novembro de 1976

(Observações ilegíveis)

Índice	Página
1. Introdução	1
2. Pressuposições Para Casos de Avaria включая Рассеяние	1
3. Pressuposições Para o Local e a Propagação	4
4. Resultados e Discussão	5
4.1 Inalação e radiação ex- terna desde a nuvem	5
4.2 Radiação externa oriun- da Precipitação	7
5. Literatura	11
Figuras	12
Tabelas	44
Distribuidores	56

(Página 60 do original - pág. 1 do Estudo)

1. Introdução

Em ofício de 17 de dezembro de 1975 /1/ o IRS foi encarregado pelo Ministério Federal do Interior de elaborar um Estudo sobre os efeitos radiológicos de casos de avaria graves, hipotéticos, com liberação maciça de produtos físséis de um reator de água pressurizada. Para os cálculos, foi tomado como base um caso de avaria por perda de fluido refrigerante (ruptura nos dois extremos da canalização principal do fluido refrigerante dentro do recipiente de segurança, que provoca a perda do fluido refrigerante primário). Adicionalmente, pressupôs-se uma falha parcial (vazamento) do recipiente de segurança. Serviu de base para a análise um reator de água pressurizada, com uma capacidade térmica de 2331 MW_{th}.

O objetivo do presente Estudo, é o de representar a exposição potencial às radiações fora da instalação por

- inalação

- radiação externa desde a nuvem

e

- radiação externa γ das substâncias nocivas radioativas depositadas por precipitação sobre o solo,

na dependência do tempo e distância para diversas condições periféricas.

2. Presuposições para Casos de Avaria

O ponto de partida para o cálculo é a ruptura de uma tubulação de fluido refrigerante do reator, dentro do recipiente de segurança, a qual tem como consequência a perda do fluido refrigerante primário (caso de avaria por perda de fluido refrigerante). Este caso de avaria pertence aos casos de avaria de instalação, i. é, a usina deve estar instalada de modo tal que os efeitos desse caso de avaria permanecem inferiores aos dos valores-padrão estabele-

(Página 60 do original - pág. 2 do Estudo)

cidos pela regulamentação da proteção às radiações. Esta impõe o funcionamento regular de uma série de sistemas de segurança. Ao falhar um ou mais desses sistemas de segurança, os efeitos consequenciais podem, conforme mostram as análises, p. ex. (3), ser substancialmente maiores. São Possíveis, p. ex., em caso de fusão do núcleo com a falha adicional do recipiente de segurança, exposições às radiações nas adjacências, as quais se encontram em proporções várias vezes maiores do que os valores-padrão do caso de avaria. Evidentemente, também a probabilidade de ocorrência para este caso de avaria hipotético encontra-se várias vezes abaixo daquela de um caso de avaria de projeto de instalação.

Para o planejamento de sistemas de proteção de emergência são especialmente importantes aqueles desenvolvimentos das ocorrências cujas liberações maciças de produtos físséis tenham efeitos maiores do que os valores-padrão esperados do caso de avaria e nos quais a probabilidade de ocorrência é tida como tolerável nos limites conceituais dos riscos, mas para os quais é necessário prever as medidas de proteção de emergência. Nestes casos se inclui um caso de avaria por perda de fluido refrigerante com falha, i. é, vazamento, do recipiente de segurança. Por isto, no presente Estudo é tomado por base o desenvolvimento de uma tal ocorrência.

Para o cálculo das taxas de liberação de produtos físséis radioativos do bastão combustível, do recipiente de segurança e, para os fatores de retenção, são adotadas as seguintes pressuposições, tal como usados atualmente na prática de peritagens do atual estágio da aplicação do processo de ^{mo}hologação técnico-nuclear:

- Os envoltórios de todos os bastões combustíveis tornam-se permeáveis. Nos vãos entre os envoltórios e o combustível, os produtos físséis ali contidos são liberados para dentro da atmosfera do recipiente de segurança. Com relação ao conteúdo global de produtos físséis, os bastões combustíveis liberam:
10 % dos gases nobres e halógenos

(Página 60 do original - pág. 2 do Estudo)

5 % das substâncias sólidas voláteis

0,1 % das demais substâncias sólidas

- Depósitos sobre superfícies, lavagem por condensação do vapor d'água (p.ex., pela instalação de aspersão do edifício) e efeitos similares reduzem as parcelas liberadas. A parcela remanescente na atmosfera do recipiente de segurança.....

(Página 61 do original - pág. 10 do Estudo)

As exposições potenciais às radiações γ externas, por produtos físséis depositados por precipitação, encontra-se, com os parâmetros comparativos citados para um caso de avaria por perda de fluido refrigerante e subsequente falha do recipiente de segurança (vazamento), em parte consideravelmente acima dos valores-padrão de caso de avaria da Regulamentação de proteção à radiação, quando se pressupõe uma permanência correspondentemente demorada nesse território.

Concluindo, é necessário salientar mais uma vez que os parâmetros comparativos nos quais se baseia a análise são, de modo geral, conservadores. Também não foram levados em consideração as possíveis medidas que ofereceriam uma protelação ou redução da irradiação (p. ex. permanência em edifícios). Os resultados mostram, porém, em que distâncias e a que tempos após a ocorrência do caso de avaria aqui considerado determinadas medidas preventivas de emergência e proteção serão razoáveis e necessárias.....

(Daqui até a pág.65 do original, só há reproduções de gráficos, cujos dizeres sugiro cohir e depois "bater em cima" a tradução de legendas.)

(Página 65 do original)

A Alemanha de Autoridade Federal

Este segundo estudo, o qual apresenta uma estimativa otimista e irrealista dos efeitos de um grande acidente em uma usina nuclear, conforme já descrito no capítulo anterior, foi elaborado originalmente com a intenção de utilizá-lo como base para a elaboração de planos de proteção contra catástrofes em usinas nucleares. Já antes de sua elaboração final em novembro de 1976, foram elaborados, por isso, exemplares prévios do mesmo durante as sessões da Comissão de Proteção à Radiação (que assessora o ministro do interior Federal), e também nas sessões no Comitê dos Estados para Energia Atômica.

Estas duas entidades decidem na República Federal da Alemanha se os correspondentes estudos científicos sobre a energia nuclear podem ou não ser divulgados a instituições oficiais.

No presente caso, às sessões das Comissões citadas se encontravam sob a indagação sobre se o Estudo Nº 293 do Instituto para Segurança de Reatores - IRS - com o título "Efeitos Radilógicos das Liberações Maciças de Produtos Físseis de Reatores de Água Pressurizada" deveria ou não ser encaminhado às autoridades competentes para a proteção contra catástrofes em usinas nucleares (Presidências de governo e Departamentos Estaduais). Ambas as comissões chegaram à conclusão de que o estudo não será transmitido às autoridades ! A justificação interna para esta decisão era a de que a probabilidade de ocorrência do acidente examinado no estudo seria tão reduzida que não ^{parecia} ~~justificava~~ justificar um planejamento econômico de proteção contra uma catástrofe nesta base. ! Além disso, as consequências do caso de avaria examinado no estudo seriam tão transcendentes que não podiam ser apresentadas ao conhecimento de autoridades subordinadas ! (E isto apesar de, conforme descrito no capítulo anterior, o estudo apresentar as consequências da avaria irrealisticamente, de forma otimista.)

(Página 65 do original)

Em um Estado democrático, todo o funcionário tem o direito de receber as informações importantes para o seu trabalho. Ele tem o dever de solicitar informações importantes da autoridade superior. O princípio democrático da cooperação oficial mútua já entra em ação mesmo em escala especial em caso de problemas sociais discutíveis. É dever da autoridade melhor informada informar as demais autoridades. É dever de todo o funcionário envolvido no planejamento de medidas anticatastróficas valer-se pessoalmente dessa ajuda oficial. Só assim fica assegurada a proteção à população.

Em que se baseia o planejamento anticatastrófico oficial ?

As repartições públicas, que devem organizar, na República Federal da Alemanha, a proteção contra catástrofes em usinas nucleares, possuem, até o presente, dois tipos de subsídios técnicos: as normas de proteção contra catástrofes do Ministério Federal do Interior e os subsídios técnicos dos casos de avaria do organismo operador da usina nuclear. As normas de proteção contra catástrofes do Ministério Federal do Interior apenas contêm indicações sobre que medidas tomar em caso de que tipos de cargas de radiação; não contêm qualquer indicação sobre quais as cargas de radiação podem ocorrer, após um caso de avaria, nas vizinhanças de uma usina nuclear.

Esta informação as repartições públicas ^{encarregadas do serviço} ~~obtem diretamente~~ de proteção anticatastrófico obtêm diretamente de subsídios técnicos do operador da usina nuclear. As investigações de casos de avaria do Instituto para Segurança dos Reatores, reproduzidas nesta brochura da BBU, as quais foram realizadas por ordem do Ministério Federal do Interior, portanto com o dinheiro dos contribuintes, não são acessíveis às repartições oficiais encarregadas da proteção contra catástrofes nucleares !

Em face disso, nos gabinetes das autoridades responsáveis pelo controle das medidas protetoras em caso real, verdadeiro, reina o completo desconhecimento sobre os reais efeitos de um grande acidente