

Análise de Risco para Operacionalização de uma Sala de Segregação de Rejeitos Radioativos

Angélica Perinni Kiepper, INB
Gullit Diego Cardoso dos Anjos, INB

RESUMO

Dentro do contexto dos processos de licenciamento e controle, toda instalação nuclear deve possuir um plano de gerenciamento de rejeitos radioativos. Os rejeitos radioativos devem ser segregados de quaisquer outros materiais, e deve-se promover a minimização de sua geração quando da operação da respectiva instalação.

A segregação dos rejeitos deve ser realizada no mesmo local em que estes foram gerados ou em ambiente apropriado, levando em conta diversas características, tais como: estado físico, meia-vida, classificação (compactáveis ou não compactáveis) e propriedades perigosas. Os critérios de gerenciamento de rejeitos adotados para as Fábricas de Combustível Nuclear (FCN) foram baseados no tratamento e confinamento seguro de todos os rejeitos radioativos produzidos durante a vida útil das instalações. Tais critérios visam, principalmente, minimizar as liberações de material radioativo para o meio ambiente, assim como as exposições (doses) provenientes desse tipo de operação.

Este estudo tem por objetivo realizar uma análise preliminar de risco da sala de segregação de rejeitos e recomendar medidas de controle para garantir a segurança operacional em qualquer dispersão atmosférica em operação normal, eventos não planejados e possíveis cenários acidentais. A análise foi realizada utilizando parâmetros conservativos e considerando a não atuação de nenhum dos sistemas de segurança propostos no projeto do sistema de ventilação.

Para a presente análise foram desenvolvidos três cenários para avaliação dos riscos, dos quais dois são provenientes de ocorrências acidentais (cenário 1 e 2) e um de atividades de rotina (cenário 3). Conforme resultados mensurados, mesmo que superdimensionadas, as doses calculadas para os indivíduos ocupacionalmente expostos e para os indivíduos do público, nos três cenários avaliados, ficaram abaixo dos níveis estabelecidos na norma CNEN NN 3.01, demonstrando que o sistema de ventilação proposto para a sala de segregação de rejeitos, aliado às medidas de controle recomendadas neste estudo, é capaz de garantir a segurança operacional em qualquer dispersão atmosférica em operação normal, eventos não planejados e possíveis cenários acidentais, e que não haverá liberação acima dos limites permitidos nas bases de projeto da instalação nos cenários avaliados.

1. INTRODUÇÃO

Dentro do contexto dos processos de licenciamento e controle, toda instalação nuclear deve possuir um plano de gerenciamento de rejeitos radioativos. Os rejeitos radioativos devem ser segregados de quaisquer outros materiais, e deve-se promover a minimização de sua geração quando da operação da respectiva instalação [1].

A segregação dos rejeitos deve ser realizada no mesmo local em que estes foram gerados ou em ambiente apropriado, levando em conta diversas características, tais como: estado físico, meia-vida, classificação (compactáveis ou não compactáveis) e propriedades perigosas [1]. Os critérios de gerenciamento de rejeitos adotados para as fábricas do combustível nuclear (FCN) foram baseados no tratamento e confinamento seguro de todos os rejeitos radioativos produzidos durante a vida útil das instalações. Tais critérios visam, principalmente, minimizar as liberações de material radioativo para o meio ambiente, assim como as exposições (doses) provenientes desse tipo de operação [2, 3, 4].

A sala de segregação de rejeitos está localizada no mezanino da FCN - Reconversão e Pastilhas (FCN-RP) e possui uma estrutura adequada para a monitoração radiológica e segregação de materiais descartados no interior das FCN [5]. Na referida sala serão executadas diversas atividades de monitoração e separação dos

1 MS, Engenheiro Mecânico – EMPRESA

2 PhD, Engenheiro Elétrico - EMPRESA

3 MS, Consultor - EMPRESA

rejeitos sólidos gerados durante a operação e manutenção das instalações, para classificação em compactáveis ou não compactáveis.

Com o intuito de viabilizar a operação da referida sala, este estudo tem por objetivo realizar uma análise preliminar de risco da sala de segregação de rejeitos e recomendar medidas de controle para garantir a segurança operacional em qualquer dispersão atmosférica em operação normal, eventos não planejados e possíveis cenários acidentais. A análise foi realizada utilizando parâmetros conservativos e considerando a não atuação de nenhum dos sistemas de segurança propostos no projeto do sistema de ventilação [6].

1.1 Sala de Segregação de Rejeitos

A sala de segregação de rejeitos possui uma área de 26,4 m² e uma estrutura adequada para a monitoração radiológica e segregação de materiais descartados no interior das FCN. É montada com divisórias em chapa galvanizada e pintada em processo contínuo com enchimento em poliestireno expandido (EPS). Essa sala possui os seguintes itens em seu interior [5]:

- Um armário para reagentes com exaustão forçada confeccionado em compensado naval e MDF revestido com fórmica;
- Uma mesa especial com tampo em polipropileno com frestas para captação de pó. Esta mesa possui uma gaveta no seu lado inferior para armazenamento do pó, além de exaustão conjugada com a capela; e
- Uma capela construída conforme as recomendações BSI 7258 e com uma abertura frontal de perfil alto (1500 x 830 x 2610 mm - externo). Este item tem a finalidade de promover trabalhos com altos níveis de periculosidade.

O insuflamento da sala de segregação será realizado de forma natural através de grelhas existentes nas paredes da sala. A exaustão do ambiente interno da sala, da capela e da mesa aspirada será realizada por um sistema independente com dupla filtragem e exaustão para a atmosfera. Os critérios e características definidos no projeto conceitual do sistema de exaustão asseguram uma adequada condição operacional para a sala de segregação, através do tratamento do efluente gasoso exaurido por um sistema com dupla filtragem independente, sendo a primeira caixa de filtragem constituída por um filtro médio e outro filtro fino e a segunda caixa de filtragem constituída por filtro fino e outro filtro absoluto [6].

1.2 Gestão de rejeitos nas FCN

A metodologia de gestão de rejeitos nas FCN é realizada com base nos critérios da Norma CNEN NN - 8.01 - "Gerência de rejeitos radioativos de baixo e médio níveis de radiação". São os seguintes os possíveis rejeitos sólidos gerados nas FCN, enquadrados na classificação VI – Classe 2.3: rejeitos contendo radionuclídeos naturais (RBMN-RN), segundo a resolução CNEN 167/14, Norma CNEN NN - 8.01:

- Sucata de filtros dos sistemas de ventilação (elementos filtrantes);
- Restos de material de limpeza;
- Sucata de equipamentos de proteção individual (máscaras PFF3, vestimentas, luvas, sobressapatos, etc.);
- Papéis usados;
- Máquinas de pequeno porte, restos de peças e ferramentas.

Os rejeitos sólidos são classificados como rejeito sólido compactável ou rejeito sólido não compactável, de acordo com o tipo de material [7, 8, 9]. Todo o material gerado pelas atividades realizadas nas áreas supervisionadas e controladas das FCN é monitorado pelo serviço de proteção radiológica (SPR), segregado e classificado como resíduos (materiais não contaminados) ou rejeitos (materiais contaminados). Materiais contaminados passíveis de descontaminação são devidamente acondicionados, identificados e encaminhados para o processo de descontaminação, enquanto materiais contaminados não passíveis de descontaminação são devidamente acondicionados, identificados e encaminhados para os processos de tratamento (otimização do volume, conforme aplicável) e entombamento. Já os materiais classificados como não contaminados são devidamente acondicionados, identificados e imediatamente encaminhados para as áreas livres [10, 11].

1.3 Cenários Avaliados

Através da experiência adquirida ao longo da execução das atividades de segregação dos rejeitos gerados nas FCN, consideram-se os filtros finos e absolutos retirados dos dutos de exaustão das FCN, classificados como sólidos compactáveis, como os principais termos-fonte de dispersão de aerossóis que serão manipulados no interior da futura sala de segregação, tendo em vista a grande massa de material radioativo retida em seu interior.

Os elementos filtrantes dos filtros finos e absolutos retirados dos dutos de exaustão das FCN não são passíveis de descontaminação, mas suas armações metálicas de sustentação podem ser desmontadas e descontaminadas. Dessa forma, estes filtros devem ser tratados antes da realização do procedimento de monitoração radiológica para sua segregação. Trata-se de um tratamento físico de desmontagem manual, que permite a separação da armação metálica de sustentação do filtro de seu elemento filtrante. Após a separação, os elementos filtrantes são imediatamente classificados e destinados como rejeitos radioativos, enquanto suas estruturas metálicas de sustentação são submetidas à monitoração radiológica e, conforme aplicável, encaminhadas ao processo de descontaminação.

Para a presente análise foram desenvolvidos três cenários para avaliação dos riscos, dos quais dois são provenientes de ocorrências acidentais (cenário 1 e 2) e um de atividades de rotina (cenário 3). Como cenário acidental, foi considerada a queda de conjuntos de filtros (finos e absolutos) provenientes dos dutos de exaustão das FCN no interior da sala de segregação, que estavam sendo desmontados sobre a mesa aspirada (altura de 1,20 m):

- Cenário 1: queda de um conjunto de filtros (finos e absolutos);
- Cenário 2: queda de dois conjuntos de filtros (finos e absolutos).

Como cenário de rotina (cenário 3), foi considerado o desprendimento de pó de UO_2 quando da manipulação de um conjunto de filtros (finos e absolutos) provenientes dos dutos de exaustão das FCN sobre a mesa aspirada.

1.4 Compilação de Dados

Foram utilizadas as informações contidas na ficha de dados dos filtros utilizados nas FCN, da marca TROX [27], bem como a massa total dos conjuntos de filtros (finos e absolutos) virgens e usados. A massa total dos conjuntos de filtros foi determinada através da pesagem de um conjunto de filtros virgem e de dez conjuntos de filtros usados.

Para elaboração da análise preliminar de risco optou-se por utilizar a média das massas de três conjuntos de filtros provenientes do sistema de exaustão de processo da fábrica de pastilhas (27,53 Kg), responsável pela exaustão contínua do ar proveniente dos setores de prensagem, retificação, estufa de secagem, esteira transportadora de navetas, caixa de acoplamento, caixa de transferência de lama de retífica, todas as peneiras da fábrica de pastilhas e todos os locais onde ocorre o manuseio aberto de pó de UO_2 ou U_3O_8 . Antes de passar pelos filtros, o ar de exaustão da fábrica de pastilhas é encaminhado a um lavador de gases e posteriormente a uma centrífuga que faz a separação pó UO_2 / água. Mesmo após passar pelo lavador de gases e pela centrífuga, verifica-se que ainda há o acúmulo do particulado proveniente do ar de exaustão da fábrica de pastilhas no conjunto de filtros do sistema de exaustão, em quantidades superiores às observadas para o conjunto de filtros dos demais sistemas de exaustão da fábrica.

Os filtros finos e absolutos utilizados nos sistemas de exaustão das FCN apresentam as seguintes características construtivas:

- Filtro fino (TROX F759M93): moldura de aço zincado (galvanizado), com 8 elementos filtrantes, nas dimensões de 610 x 610 x 60 mm;
- Filtro absoluto (TROX F781M61): moldura de aço zincado (galvanizado), com 8 elementos filtrantes, nas dimensões de 610 x 610 x 292 mm.

Considerou-se todo o material retido nos elementos filtrantes do conjunto de filtros (fino e absoluto) como UO_2 (88,148 % de U, $\sigma = 10,96 \text{ g/cm}^3$) enriquecido a 5 % de U-235, devido à baixa solubilidade deste composto. O processo de absorção de partículas dos compostos incorporados para o sangue depende da solubilidade do composto [14] e da forma físico-química do radionuclídeo depositado no sistema respiratório [15, 16]. Segundo a classificação da absorção dos materiais, estes podem ser divididos em: tipo F “fast”, materiais que são prontamente absorvidos pelo sangue, ou seja, representa a absorção de compostos solúveis; tipo M “moderate”, materiais com taxa intermediária de absorção, representa a absorção de compostos moderadamente insolúveis; e tipo S “slow”, materiais com baixa taxa de absorção, representa a absorção de compostos considerados insolúveis. Dentre os compostos de urânio presentes na FCN-RP, o UF_6 , UO_2F_2 e TCAU [$\text{NH}_4(\text{UO}_2\text{CO}_2)_3$] são compostos considerados solúveis (tipo F), enquanto o UO_2 e o U_3O_8 são compostos considerados insolúveis (tipo S) [17]. A escolha do composto tipo S (UO_2) para a realização deste estudo ocorreu devido ao fato de que a incorporação de compostos insolúveis resulta em uma dose interna mais elevada nos indivíduos [18].

Para radionuclídeos inalados na forma de partículas, é assumido que a entrada no sistema respiratório e a deposição regional são governadas apenas pela distribuição de tamanho das partículas de aerossol [15, 16]. O diâmetro aerodinâmico mediano em atividade (AMAD) das FCN foi medido e determinado utilizando impactadores em cascata e o valor definido foi de $1 \mu\text{m}$, conforme estudo realizado pela INB [18]. Esse valor se mantém constante uma vez que não houve modificação no processo ao longo do tempo [17].

Os demais dados utilizados na elaboração desta análise preliminar de risco foram: altura da queda (igual a altura da mesa aspirada de 120 cm); taxa de exaustão da sala de segregação de rejeitos ($1,025 \text{ m}^3/\text{s}$), considerando a soma das taxas de exaustão da capela ($0,543 \text{ m}^3/\text{s}$) e da mesa aspirada ($0,482 \text{ m}^3/\text{s}$); número de trocas de ar/hora da sala de segregação de rejeitos (54 un./hora); e comprimento do trecho da tubulação entre a mesa aspirada e a saída do sistema de exaustão da sala de segregação de rejeitos para o ambiente externo (21,5 m).

2. METODOLOGIA

2.1 Cálculo da massa em suspensão

Parte do pó de UO_2 derramado no piso a partir da queda (altura de 1,20 m) dos conjuntos de filtros (finos e absolutos) no interior da sala de segregação, que estavam sendo desmontados sobre a mesa aspirada (cenários 1 e 2), fica suspensa no ar. Essa massa suspensa pode ser calculada através do modelo “*powder spills*” descrito no NUREG-1320 [19] e representado pela Equação (1).

$$M = 1,0 \times 10^{-8} \times \frac{H^2}{\sigma} \times M_0 \quad \text{Equação (1)}$$

Onde:

M, a massa de UO_2 em suspensão (g);

M_0 , a massa de UO_2 espalhada no piso (g);

H, altura da queda (cm); e

σ , densidade do pó (g/cm^3).

A Equação (1) é utilizada para avaliação da massa que irá ressuspender quando da queda de um recipiente contendo material radioativo. Vale ressaltar que a mesma é utilizada para avaliação da queda de um eimer contendo pó de UO_2 . Por isso, entende-se que sua aplicação aos cenários aqui estudados resultará em estimativas superdimensionadas, pois os meios filtrantes constituintes dos conjuntos de filtros são porosos e apresentam alta capacidade de retenção de partículas, o que desfavorece o desprendimento de material. Outro ponto a se destacar é que, segundo o próprio NUREG-1320 [19], a Equação (1) foi verificada empiricamente e possui um coeficiente de correlação de 78%, ou seja, em 78 % dos casos ela consegue descrever a quantidade de material que irá ressuspender a partir da queda de um recipiente, fato que reforça sua aplicabilidade à avaliação dos cenários propostos.

O ar da sala de segregação é renovado a uma taxa de 54 trocas/hora, com uma exaustão de 1,025 m³/s. Com esses dados é possível determinar o volume da sala (VSala) através da Equação (2):

$$V_{Sala} = \frac{3600}{n^{\circ} \text{ de trocas de ar da sala por hora}} \times \text{taxa de exaustão} \left(\frac{m^3}{s} \right) \quad \text{Equação (2)}$$

Substituindo os valores na Equação (2), o volume estimado da sala de segregação é de 68,33 m³. Inicialmente, considerou-se que toda massa de pó de UO₂ em suspensão foi igualmente distribuída em todo o volume da sala de segregação. Em uma avaliação posterior, foi levada em conta a presença de zonas mortas na referida sala com relação ao sistema de exaustão, e a análise foi refeita levando em conta a distribuição da massa de pó de UO₂ em suspensão em 50 %, 60 %, 70 %, 80 % e 90 % do volume total da sala.

2.2 Cálculo de dose ocupacional

Levando em conta que a via principal de incorporação (exposição interna) de compostos de urânio considerada nas rotinas de operação das instalações de fabricação do combustível nuclear é a inalação [17], a dose equivalente efetiva com relação aos indivíduos ocupacionalmente expostos (IOE) para os cenários 1 e 2 estudados foi calculada considerando a dose devido à inalação do ar (DInalação). Não foi considerado o cálculo de dose ocupacional para o cenário 3 levando em conta que o pó desprendido do conjunto de filtros é imediatamente absorvido pela mesa aspirada.

Pela metodologia analítica, a dose equivalente efetiva devido à inalação é determinada utilizando-se a Equação (3), em Sv [20, 21]:

$$D_{Inalação} = C \times I \times e(g) \times t \times AE \quad \text{Equação (3)}$$

Onde:

C, é a concentração do radionuclídeo no ar no interior da sala (g/m³);

I, é a taxa de inalação (m³/s);

e(g), é o fator de conversão de dose efetiva comprometida por inalação (Sv/Bq) para exposição de IOE, considerando a incorporação de compostos do tipo S de U enriquecido a 5 % de U-235, e o diâmetro aerodinâmico mediano em atividade (AMAD) igual a 1 µm, retirados da norma CNEN 3.01/003:2011 [22];

t, é o tempo de exposição ao ar contaminado (s); e

AE, é a atividade específica do radionuclídeo liberado (Bq/g).

Além da metodologia analítica, a dose equivalente efetiva dos IOE por inalação nos cenários avaliados foi calculada utilizando o código computacional MONDAL (ver. 3.01), que possibilita a simulação do modelo de incorporação do trabalhador, de acordo com a jornada de trabalho estabelecida na instalação [17]. A atividade incorporada é calculada utilizando a Equação (4) [15, 16, 20]:

$$I = \frac{M}{m(t)} \quad \text{Equação (4)}$$

Onde:

I, é a atividade de U-234 incorporada, considerando a liberação de U enriquecido a 5 % de U-235 (Bq);

M, é o resultado de bioanálise (Bq/dia); e

m(t), é a fração de excreção no tempo t, após a incorporação diária de 1 Bq (por inalação), seguindo o modelo de incorporação do trabalhador.

A dose efetiva comprometida [E(50)] é calculada utilizando os coeficientes de conversão de dose equivalente efetiva comprometida por inalação [e(g)], conforme a equação:

$$E_{(50)} = I \times e_{(50)} \quad \text{Equação (5)}$$

Onde:

$E_{(50)}$, a dose efetiva comprometida (Sv);

I , a atividade incorporada (Bq ou Bq/dia); e

$e_{(50)}$ ou $e(g)$, é o coeficiente de dose para inalação de compostos de U-234 (Sv/Bq), considerando compostos do tipo S e o diâmetro aerodinâmico mediano em atividade (AMAD) igual a 1 μm .

Para urânio enriquecido de 3,5 a 5 % em massa, o percentual de atividade em relação à composição isotópica é em torno de 85 % para U-234, 4 % para U-235 e 11 % para U-238. O fator de conversão de dose para o U-234 é maior quando comparado aos fatores de conversão de dose dos isótopos U-235 e do U-238. Desta forma, de modo a simplificar os cálculos, nas Equações (4) e (5), a princípio, foi considerada somente a contribuição do isótopo U-234. A contribuição dos isótopos U-235 e U-238 é acrescida pela multiplicação do valor de dose encontrado na Equação (5) pelo fator de 1,14, que equivale à percentagem de dose referente a estes dois isótopos (14 %) [17].

O tempo de exposição será considerado o tempo para renovação de todo o ar presente na sala, que é de 66,67 s (exposição aguda), admitindo-se que os IOE estão expostos no interior da sala sem nenhum equipamento de proteção individual (EPI). Por se tratar de exposição aguda, adotou-se o valor de $m(t)$ para um dia ($t = 1$), considerando a inalação de compostos insolúveis de U-234 (tipo S), com AMAD igual a 1 μm de ($4.4\text{E-}04$) [16].

Adotou-se uma taxa de respiração de 2,0 m^3/h , valor de vazão determinado para os amostradores fixos de ar (AFA) utilizados nas FCN, mais conservativo do que a taxa padrão de respiração para um adulto (1,2 m^3/h) [15].

As atividades específicas dos radionuclídeos, considerando o urânio enriquecido a 5% de U-235, são as descritas na Tabela 1.

Tabela 1 - Atividades específicas dos radionuclídeos contidos no pó em suspensão, considerando o urânio enriquecido a 5 % de U-235.

Radionuclídeo	Atividade Específica (Bq/g)
U-234	2,309E+08
U-235	8,001E+04
U-238	1,244E+04

Os valores dos fatores de conversão de dose efetiva comprometida por inalação [$e(g)$] para exposição de IOE, considerando a incorporação de compostos do tipo S e o diâmetro aerodinâmico mediano em atividade (AMAD) igual a 1 μm , foram retirados da norma CNEN 3.01/003:2011 [22] e são descritos na Tabela 2.

Tabela 2 - Fatores de conversão de dose equivalente efetiva comprometida por inalação [$e(g)$] para exposição de IOE dos isótopos de urânio, considerando compostos do tipo S e o diâmetro aerodinâmico mediano em atividade (AMAD) igual a 1 μm .

Fatores de Conversão (CNEN 3.01/003:2011)	Unidade	U-234	U-235	U-238
Inalação	Sv/Bq	8,5E-06	7,7E-06	7,3E-06

Os valores de dose equivalente efetiva de IOE foram comparados com o nível de investigação mensal de dosimetria interna para incorporação de compostos insolúveis de urânio, determinado para as instalações da FCN-RP (1 mSv/mês) [7].

2.3 Cálculo da Dose do Grupo Crítico

Durante a operação normal de instalações nucleares, tais como reatores e instalações do ciclo do combustível, podem ocorrer liberações de materiais radioativos para o meio ambiente devido às descargas dos efluentes radioativos gerados por essas instalações. Essas liberações podem ser consideradas como fontes potenciais para a exposição do homem à radiação.

Contudo, a liberação de efluentes para o meio ambiente deve ser feita de maneira controlada, ou seja, devem ser estabelecidos níveis de liberação de efluentes que possibilitem a proteção do homem e do meio ambiente contra os possíveis efeitos nocivos advindos da radiação [23].

A publicação nº 60 da ICRP [24] recomenda que os níveis de liberação de efluentes para uma fonte em particular sejam definidos com base nas doses em um grupo homogêneo de indivíduos que estejam potencialmente sujeitos à maior exposição resultante daquela fonte. Para este propósito é introduzido o conceito de grupo crítico. O grupo crítico do sítio da INB é formado pelos indivíduos do público que residam ou possam residir na região Lés-Nordeste (ENE) a 750 metros da chaminé da FCN-RP.

A dose efetiva, por inalação, para os indivíduos do grupo crítico do sítio da INB Resende [23], resultante da ocorrência dos cenários avaliados neste documento, foi calculada levando-se em conta os termos de difusão atmosférica de longa duração (rotina) para liberações contínuas (do tipo pluma) à nível do solo, estimados com base nos dados registrados na estação meteorológica da INB nos anos de 2015 a 2019, em Resende [26]. O cálculo de dose considerando estes parâmetros à nível do solo promove uma maior concentração de material radioativo e, conseqüentemente, uma maior dose para o grupo crítico. A dose efetiva foi determinada através da equação (6):

$$D_{Inalação\ GC} = X_s \times P_{S1} \times I \times t \times e(g) \quad \text{Equação (6)}$$

Onde:

$D_{Inalação\ GC}$, é a dose efetiva por inalação nos indivíduos do grupo crítico do sítio da INB (Sv);

X_s , é a taxa de liberação de radionuclídeos para a atmosfera (Bq/s);

P_{S1} , é o parâmetro de transferência da fonte para a atmosfera (s/m³), na região lés-nordeste (ENE) a 750 metros da chaminé da FCN-RP (1,36E-03 s/m³);

I , é a taxa de respiração (m³/s);

t , é o tempo que um indivíduo é exposto ao material radioativo no ar (s); e

$e(g)$, é o fator de conversão de dose efetiva comprometida por inalação (Sv/Bq) para exposição do público, considerando a incorporação de compostos do tipo S de U enriquecido a 5 % de U-235, retirados da norma CNEN 3.01/011:2011 [22];

A taxa de liberação de radionuclídeos para a atmosfera (Bq/s) é obtida através da multiplicação da concentração de U em suspensão no interior da sala de segregação de rejeitos (Bq/m³) pela taxa de exaustão da sala (m³/s), conforme Equação (7):

$$X_s = C \left(\frac{Bq}{m^3} \right) \times \text{taxa de exaustão} \left(\frac{m^3}{s} \right) \quad \text{Equação (7)}$$

Os valores dos fatores de conversão de dose efetiva comprometida por inalação [$e(g)$] para exposição do público, considerando a incorporação de compostos do tipo S, foram retirados da norma CNEN 3.01/011:2011 [22] e são descritos na Tabela 3.

Tabela 3 - Fatores de conversão de dose efetiva comprometida por inalação [e(g)] para exposição do público para os isótopos de urânio, considerando compostos do tipo S.

Fatores de Conversão (CNEN 3.01/011:2011)	Unidade	U-234	U-235	U-238
Inalação	Sv/Bq	9,4E-06	8,5E-06	8,0E-06

Como restrição de dose para indivíduos do grupo crítico, adota-se o valor de 10 $\mu\text{Sv}/\text{ano}$, uma das condições de operação que dispensa a demonstração de otimização do sistema de proteção radiológica conforme CNEN 3.01 [22].

3. DISCUSSÃO

3.1 Cenários acidentais

Através da Equação (1), determinou-se a massa de pó de UO_2 suspensa no ar para os cenários 1 e 2, conforme Tabela 4:

Tabela 4 - Determinação da Massa de UO_2 (g) contida nos filtros (M_0) e da massa de UO_2 que irá ressuspender (M) quando da queda de um (cenário 1) e dois conjuntos de filtros (cenário 2).

Dados	Cenário 1	Cenário 2
Massa (g) dos conjuntos de filtros (finos e absolutos) usados	27530	55060
Massa (g) dos conjuntos de filtros (finos e absolutos) virgens	21700	43400
Massa de UO_2 (g) contida nos filtros (M_0)	5830	11660
Altura (H) da queda (cm)	120	120
Densidade (σ) do pó (g/cm^3)	10,96	10,96
Massa de UO_2 (M) em suspensão (g)	0,08	0,15

- Cenário 1: Considerando a massa espalhada no piso igual a 5.830 g, a altura de queda de 1,20 m e a densidade do pó de UO_2 igual a 10,96 g/cm^3 , a massa de UO_2 em suspensão é de 0,08 g (0,07 g de U);
- Cenário 2: Considerando a massa espalhada no piso igual a 11.660 g, a altura de queda de 1,20 m e a densidade do pó de UO_2 igual a 10,96 g/cm^3 , a massa de UO_2 em suspensão é de 0,15 g (0,14 g de U);

Assumindo-se, conservativamente, que todo o material em suspensão no ar no interior da sala encontre-se na faixa respirável (até 10 μm), com AMAD igual a 1 μm , e distribua-se homogeneamente pela sala de segregação [volume de 68,33 m^3 , conforme Equação (2)], tem-se que a concentração de U (com grau de enriquecimento de 5 % de U-235) no interior da sala de segregação seria de:

- Cenário 1: 9,88E-04 g/m^3 ou 1,07E+02 Bq/m^3 ;
- Cenário 2: 1,98E-03 g/m^3 ou 2,17E+02 Bq/m^3 ;

Os resultados com relação à dose equivalente efetiva dos IOE, calculados através da metodologia analítica (Equação 3) e utilizando o código computacional MONDAL, conforme metodologia descrita no item 3.4.2, são apresentados na Tabela 5:

Tabela 5 - Resultados de dose equivalente efetiva dos IOE.

Metodologia de cálculo da dose equivalente efetiva de IOE	Cenário 1 (μSv)	Cenário 2 (μSv)	Nível de investigação mensal (μSv) de dose interna para incorporação de compostos insolúveis de U
Método Analítico	33,01	66,03	1000

Conforme pode ser observado na Tabela 5, os valores de dose ocupacionais obtidos em função dos cenários acidentais 1 e 2, considerando a exposição dos IOE por 66,67 s no interior da sala de segregação de rejeitos sem nenhum EPI, são inferiores à 8 % do nível de investigação mensal de dosimetria interna para incorporação de compostos insolúveis de urânio, determinado para as instalações da FCN-RP (1 mSv/mês) [7].

Adicionalmente, foi levada em consideração a presença de zonas mortas na sala de segregação com relação ao sistema de exaustão, e a concentração de U no interior da sala de segregação foi recalculada levando em conta a distribuição da massa de pó de UO_2 em suspensão em 50 %, 60 %, 70 %, 80 % e 90 % do volume total da sala. A Tabela 6 apresenta os resultados obtidos para os cenários 1 e 2, bem como os resultados referentes às doses equivalentes efetivas dos IOE, considerando uma exposição durante 66,67 s no interior da zona de volume considerada sem nenhum EPI:

Tabela 6 - Concentração de U (com grau de enriquecimento de 5 % de U-235) no interior da sala de segregação e doses ocupacionais considerando a presença de zonas mortas.

Volume da sala UFD.01-217a considerado para distribuição da massa de UO_2 em suspensão (%)	Cenário 1			Cenário 2		
	Concentração de U (5 % de U-235) no interior da sala (Bq/m^3)	Dose ocupacional (μSv) Método Analítico	Dose ocupacional (μSv) Método Mondal	Concentração de U (5 % de U-235) no interior da sala (Bq/m^3)	Dose ocupacional (μSv) Método Analítico	Dose ocupacional (μSv) Método Mondal
50	2,14E+02	66,03	64,98	4,28E+02	132,06	125,4
60	1,78E+02	55,02	54,72	3,56E+02	110,05	109,44
70	1,53E+02	47,16	46,74	3,05E+02	94,33	93,48
80	1,34E+02	41,27	41,04	2,67E+02	82,54	82,08
90	1,19E+02	36,68	36,48	2,38E+02	73,37	72,96

Conforme pode ser observado na Tabela 6, os valores de dose ocupacionais obtidos em função dos cenários acidentais 1 e 2, considerando a exposição dos IOE por 66,67 s em zonas mortas no interior da sala de segregação de rejeitos sem nenhum EPI, são inferiores à 15 % do nível de investigação mensal de dosimetria interna para incorporação de compostos insolúveis de urânio, determinado para as instalações da FCN-RP (1 mSv/mês) [7]. Conservativamente, de modo a superestimar o cálculo de dose para os IOE, mesmo considerando a presença de zonas mortas na sala de segregação com relação ao sistema de exaustão, o tempo para renovação de todo o ar presente na sala foi mantido em 66,67 s.

Os resultados com relação à dose efetiva dos indivíduos do grupo crítico do sítio da INB Resende, calculados através da Equação (6), conforme metodologia descrita no item 3.4.3, são apresentados na Tabela 7:

Tabela 7 - Resultados de dose efetiva dos indivíduos do grupo crítico do sítio da INB Resende.

Parâmetro	Vazão mássica de liberação (g/s)	Taxa de liberação de radionuclídeos para a atmosfera (Bq/s)	Dose (μSv) ENE-750	Nível de restrição de dose grupo crítico (μSv)
Cenário 1	1,01E-03	1,10E+02	0,0216	10
Cenário 2	2,03E-03	2,19E+02	0,0426	

Conforme pode ser observado na Tabela 10, os valores de dose para os indivíduos do grupo crítico obtidos em função dos cenários 1 e 2 correspondem a 0,2 % e 0,4 %, respectivamente, do nível de restrição de dose para indivíduos do grupo crítico (10 μSv /ano), determinado na referência [22].

3.2 Cenários de Rotina

No cenário 3 considerou-se o desprendimento de pó de UO_2 quando da manipulação de um conjunto de filtros (finos e absolutos) provenientes dos dutos de exaustão das FCN sobre a mesa aspirada.

A velocidade da mesa aspirada foi calculada através dos dados da taxa de exaustão da sala de segregação ($1,025 \text{ m}^3/\text{s}$) e da área transversal do trecho com menor diâmetro (0,25 m) da tubulação entre a mesa aspirada e a saída do sistema de exaustão. Os resultados obtidos são apresentados na Tabela 8:

Tabela 8 - Determinação da velocidade da mesa aspirada (m/s).

Dados	Cenário 3
Massa (g) do conjunto de filtros (finos e absolutos) usado	27530
Massa (g) do conjunto de filtros (finos e absolutos) virgem	21700
Massa de UO_2 (g) contida nos filtros	5830
Velocidade da mesa aspirada (m/s)	20,88

Foram estudadas diversas porcentagens de massa desprendida durante a manipulação do referido conjunto de filtros, bem como calculadas as doses efetivas dos indivíduos do grupo crítico através da Equação (6). Considerou-se o tempo de exposição de 1,03 s, equivalente ao tempo necessário para que todo o material desprendido do conjunto de filtros percorra o trecho da tubulação entre a mesa aspirada e a saída do sistema de exaustão da sala de segregação e seja liberado para o meio ambiente. A análise foi realizada considerando a não atuação de nenhum dos sistemas de segurança propostos no projeto do sistema de ventilação.

Tabela 9 - Porcentagens de massa desprendida durante a manipulação do conjunto de filtros e suas respectivas doses efetivas em relação aos indivíduos do grupo crítico.

Porcentagem de U desprendida dos filtros (%)	Massa de U desprendida (g)	Atividade (Bq)	Taxa de liberação (Bq/s)	Dose (μSv) ENE-750
0,05%	2,57	2,78E+05	2,70E+05	0,81
0,10%	5,14	5,56E+05	5,40E+05	1,62
0,15%	7,71	8,34E+05	8,10E+05	2,43
0,20%	10,28	1,11E+06	1,08E+06	3,24
0,25%	12,85	1,39E+06	1,35E+06	4,05
0,30%	15,42	1,67E+06	1,62E+06	4,86
0,35%	17,99	1,95E+06	1,89E+06	5,68
0,40%	20,56	2,22E+06	2,16E+06	6,49
0,45%	23,13	2,50E+06	2,43E+06	7,30
0,50%	25,70	2,78E+06	2,70E+06	8,11
0,55%	28,26	3,06E+06	2,97E+06	8,92
0,60%	30,83	3,34E+06	3,24E+06	9,73

Conforme pode ser observado na Tabela 9, os valores de dose para os indivíduos do grupo crítico obtidos em função do cenário 3, considerando o desprendimento de até 0,60 % da massa de UO_2 retida em um conjunto de filtros (finos e absolutos) quando de sua manipulação sobre a mesa aspirada, são inferiores ao nível de restrição de dose para indivíduos do grupo crítico ($10 \mu\text{Sv}/\text{ano}$), determinado na referência [22].

Entende-se que os valores de dose calculados foram superestimados, levando em consideração que toda a massa é desprendida do conjunto de filtros e liberada no meio ambiente de uma só vez. Conforme mencionado anteriormente, para o cálculo dos parâmetros de transferência foram consideradas liberações contínuas (do tipo pluma) à nível do solo, fato que promove uma maior concentração de material radioativo e, conseqüentemente, uma maior dose para o grupo crítico. Vale ressaltar que os meios filtrantes constituintes dos conjuntos de filtros são materiais porosos com alta capacidade de retenção de partículas, portanto o desprendimento de material não é favorecido. A título de comparação, a maior porcentagem de massa de U (g) desprendida considerada no cenário 3 (0,60 %) equivale à massa em suspensão oriunda de aproximadamente 440 quedas avaliadas no cenário 1.

Para o cenário 3 não foi considerado o cálculo das doses equivalentes efetivas dos IOE, devido ao fato de se assumir que todo o material desprendido a partir da manipulação do conjunto de filtros é imediatamente aspirado pela mesa e direcionado para o sistema de exaustão da sala de segregação.

4. CONCLUSÃO

Conforme resultados apresentados, mesmo superdimensionadas, as doses calculadas para os IOE e para os indivíduos do público, nos três cenários avaliados, ficaram abaixo dos níveis estabelecidos na norma CNEN NN 3.01 [22].

É importante mencionar que mesmo na ocorrência dos cenários acidentais e rotineiros avaliados, não necessariamente ocorrerá liberação de material radioativo para o ambiente interno e externo, em quantidades que possam colocar em risco a saúde ou a vida dos trabalhadores e da população circunvizinha à instalação. Os eventos estão cobertos por sistemas de segurança e em conformidade com o projeto da instalação, de forma a evitar qualquer efeito indesejável além dos limites licenciados. Por isto, riscos propriamente ditos só existirão quando são consideradas falhas nos sistemas de segurança e quando medidas administrativas não são bem sucedidas ou efetivas, cumulativamente. Somente em tais casos uma liberação de substâncias radioativas para o ambiente interno ou externo será possível.

Através da análise preliminar de risco apresentada, acredita-se que foi possível demonstrar que o sistema de ventilação proposto para a sala de segregação de rejeitos é capaz de garantir a segurança operacional em qualquer dispersão atmosférica em operação normal, eventos não planejados e possíveis cenários acidentais, e que não haverá liberação acima dos limites permitidos nas bases de projeto da instalação nos cenários avaliados.

5. REFERÊNCIAS

- [1] Norma CNEN NN 8.01 “Gerência de rejeitos radioativos de baixo e médio níveis de radiação”, 2014;
- [2] RFAS - Relatório final de análise de segurança - Capítulo 7 - “Gerência e Confinamento de Rejeitos” - Fábrica de Combustível Nuclear - Reconversão e Pastilhas, revisão 05, 2008;
- [3] RFAS - Relatório final de análise de segurança - Capítulo 7 - “Gerência e Confinamento de Rejeitos” - Fábrica de Combustível Nuclear - Componentes e Montagem, revisão 02, 2008;
- [4] RFAS - Relatório final de análise de segurança - Capítulo 7 - “Gerência e Confinamento de Rejeitos” - Fábrica de Combustível Nuclear - Enriquecimento, revisão 07, 2020;
- [5] CPRAL.N/NT-02.00 “Estudos de segurança para conclusão da sala de segregação de rejeitos”, 2019.
- [6] GEPIN.N/NT-039.02 “Sistema de ventilação sala de segregação de rejeitos - UFD01-217a”, 2020;
- [7] PPR - Plano de Proteção Radiológica - Fábrica de Combustível Nuclear - Reconversão e Pastilhas, revisão 12, 2017;
- [8] PPR - Plano de Proteção Radiológica - Fábrica de Combustível Nuclear - Componentes e Montagem, revisão 09, 2019;
- [9] PPR - Plano de Proteção Radiológica - Fábrica de Combustível Nuclear - Reconversão e Pastilhas, revisão 13, 2020;

- [10] PRRP 03 “Diretrizes para Gerenciamento dos Rejeitos Radioativos na FCN”, revisão 02, 2020.
- [11] IORP 10 “Atividades para Gestão de Rejeitos Radioativos na FCN”, revisão 02, 2018.
- [12] CPRAL.N/CD-55.00 “Plano de ação para segregação dos materiais existentes na sala UFD 01-112 (TTA-Navio)”, 2018.
- [13] RFAS - Relatório final de análise de segurança - Capítulo 7 - “Sistemas de Processo” - Fábrica de Combustível Nuclear - Reconversão e Pastilhas, revisão 08, 2015;
- [14] International Commission on Radiological Protection - ICRP 66, “Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection”. ICRP Publication 66, 1994a.
- [15] International Atomic Energy Agency - IAEA-RS-G-1.2, “Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides”, Vienna, 1999.
- [16] International Atomic Energy Agency - IAEA - Safety Reports Series (SRS) N° 37, “Methods for Assessing Occupational Radiation Doses Due to Intakes of Radionuclides”, Vienna, 2004.
- [17] PMI - Programa de Monitoração Interna - Fábrica de Combustível Nuclear - Reconversão e Pastilhas, revisão 5, 2018.
- [18] Xavier de Castro, M., "Interpretação de Resultados de Monitoração Individual Interna de Trabalhadores da Fábrica de Combustível Nuclear - FCN", IRD, 2005.
- [19] NUREG-1320 - AYER, J. E. et al - Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook, 1988.
- [20] International Commission on Radiological Protection - ICRP 78, “Individual Monitoring for Internal Exposure Workers”. ICRP Publication 78, 1997.
- [21] International Atomic Energy Agency - IAEA - Safety Reports Series (SRS) N° 19, “Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment”, Vienna, 2001.
- [22] Norma CNEN NN 3.01 “Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica”, 2014;
- [23] CPRAL.N/NT-007.00 “Revisão do Cálculo de Dose do Grupo Crítico”, 2020.
- [24] International Commission on Radiological Protection - ICRP 60, “1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection”. ICRP Publication 60, 1990.
- [25] CPRAL.N-008/09 “Níveis Operacionais para Liberação de Efluentes na FCN Resende”, 2009.
- [26] IPEN-CEN-PSE-INB-008-00 RELT-002-00 “Coeficientes de Dispersão Atmosférica para Liberações de Rotina no Sítio da INB - Resende (RJ), 2020.
- [27] Ficha de dados dos filtros da marca TROX, disponível em https://www.troxbrasil.com.br/downloads/415ede0eaa8fc915/Catalogo-Filtros_TROX_2020_V1.1.pdf?type=brochure, acessado em 30/12/2020.