

de sua Comissão Deliberativa, adotada na 590ª Sessão, realizada em vinte e dois de dezembro de 2010: RESOLVE:

**Referendar o ato do Senhor Presidente que estabeleceu uma cota extra de 30.000 kg (trinta mil quilogramas) para a importação de graxas à base de lítio**, a fim de atender à previsão da demanda interna até 31 de dezembro de 2010, nos termos da Portaria CNEN/PR nº 088/10, publicada no DOU nº 180, pág 2, s. 1, de 20.09.10.

**ODAIR DIAS GONÇALVES**

Presidente

**REX NAZARÉ ALVES**

Membro

**MARCOS NOGUEIRA MARTINS**

Membro

**MIRACY WERMELINGER PINTO LIMA**

Membro

(DOU nº 087, de 09/05/2011 - Pág. 3 - Seção 1)

### **RESOLUÇÃO Nº 101, DE 22 DE DEZEMBRO DE 2010**

**A COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN)**, criada pela Lei no 4.118, de 27 de agosto de 1962, usando das atribuições que lhe confere a Lei no 6.189, de 16 de dezembro de 1974, com as alterações introduzidas pela Lei no 7.781, de 17 de junho de 1989 e pelo Decreto no 5.667, publicado no Diário Oficial da União de 11 de janeiro de 2006, por decisão de sua Comissão Deliberativa, adotada na 590ª Sessão, realizada em vinte e dois de dezembro de 2010: RESOLVE:

**Referendar o ato do Senhor Presidente que renovou a qualificação do Instituto Brasileiro da Qualidade Nuclear - IBQN**, na área - Engenharia de Materiais - Perícia (Controle de Concordância), nos termos da Portaria CNEN/PR nº 074/10, publicada no DOU nº 163, pág 06, S. 1, de 25.08.10.

**ODAIR DIAS GONÇALVES**

Presidente

**REX NAZARÉ ALVES**

Membro

**MARCOS NOGUEIRA MARTINS**

Membro

**MIRACY WERMELINGER PINTO LIMA**

Membro

(DOU nº 087, de 09/05/2011 - Pág. 3 - Seção 1)

### **RESOLUÇÃO Nº 102, DE 22 DE DEZEMBRO DE 2010**

**A COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN)**, criada pela Lei nº 4.118, de 27 de agosto de 1962, usando das atribuições que lhe confere a Lei nº 6.189, de 16 de dezembro de 1974, com as alterações introduzidas pela Lei nº 7.781, de 17 de junho de 1989 e pelo Decreto nº 5.667, publicado no Diário Oficial da União de 11 de janeiro de 2006, por decisão de sua Comissão Deliberativa, adotada na 590ª Sessão, realizada em vinte e dois de dezembro de 2010: RESOLVE:

Art. 1º **Aprovar as propostas das Posições Regulatórias nº001, nº002, nº003, nº005, nº006, nº008, nº010 e nº011**, em anexo, referentes à Norma NN-3.01, revisadas quanto à forma de redação pela Diretoria de Radioproteção e Segurança Nuclear (DRS).

Art. 2º **Aprovar as propostas das Posições Regulatórias nº004 e nº009**, em anexo, referentes à Norma NN-3.01, revisadas quanto ao conteúdo pela Diretoria de Radioproteção e Segurança Nuclear (DRS).

**ODAIR DIAS GONÇALVES**

Presidente

**REX NAZARÉ ALVES**

Membro

**MARCOS NOGUEIRA MARTINS**

Membro

**MIRACY WERMELINGER PINTO LIMA**

Membro

(DOU nº 088, de 10/05/2011 - Pág. 7 a 13 - Seção 1)

**POSIÇÃO REGULATÓRIA-3.01/001**

**CRITÉRIOS DE EXCLUSÃO, ISENÇÃO E DISPENSA DE REQUISITOS DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA**

**REQUISITO DA NORMA SOB INTERPRETAÇÃO**

Esta Posição Regulatória refere-se aos requisitos da Norma CNEN-NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica" expressos nas subseções 1.2.5, 5.3.6 e 5.3.7, relacionados, respectivamente, aos critérios de exclusão, isenção e dispensa da aplicação de requisitos de proteção radiológica.

**AVALIAÇÃO DO REQUISITO**

Os critérios de exclusão, isenção e dispensa contidos, respectivamente, nas subseções 1.2.5, 5.3.6 e 5.3.7 da Norma CNEN-NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica" devem ser estabelecidos pela CNEN.

**3. INTERPRETAÇÃO DO REQUISITO**

**3.1 EXCLUSÃO**

3.1.1 A exclusão se aplica a quaisquer exposições cuja intensidade ou probabilidade de ocorrência não possa ser reduzida por ações de proteção radiológica, ou naqueles casos que a CNEN vier a considerar excluídos do seu controle.

3.1.2 Considera-se, desde já, exposições excluídas aquelas devidas à presença de K-40 no corpo, à radiação cósmica na superfície da terra ou às concentrações não alteradas de radionuclídeos naturais existentes em praticamente todos os materiais ou matérias primas.

**3.2 ISENÇÃO**

3.2.1 A isenção se aplica a práticas e fontes associadas a práticas que, em função dos baixos níveis de radiação envolvidos, atendam aos critérios de isenção e/ou níveis de isenção estabelecidos nesta Posição Regulatória.

3.2.2 A isenção não se aplica a práticas que não sejam justificadas.

3.2.3 Os princípios gerais para a isenção são:

a) o risco individual associado à radiação, em função de práticas ou fontes isentas é irrelevante (deve ser suficientemente baixo de forma a estar relacionado a danos radiológicos irrelevantes);

b) o impacto radiológico coletivo das práticas e fontes isentas deve ser suficientemente baixo de forma a não necessitar o cumprimento de requisitos de proteção radiológica, nas circunstâncias existentes; e

c) as práticas e fontes isentas devem ser inerentemente seguras, com probabilidade irrelevante de cenários que levem a uma não conformidade com os princípios (a) e (b).

3.2.4 Práticas ou fontes associadas a práticas podem ser isentas quando se enquadrarem nos seguintes critérios, em todas as situações razoáveis previstas:

a) a dose efetiva esperada, a ser recebida por qualquer indivíduo do público devido àquela prática ou fonte, seja inferior ou da ordem de  $10 \mu\text{Sv}$  em qualquer período de um ano; e

b) a dose efetiva coletiva em qualquer ano de condução da prática não seja superior a  $1 \text{ pessoa.Sv}$ , a menos que uma avaliação de otimização da proteção radiológica ou da relevância social demonstre que a isenção é a solução ótima para aquela prática.

3.2.5 Fontes de radiação estarão isentas da aplicação de requisitos de proteção radiológica quando atenderem aos seguintes critérios específicos:

a) materiais radioativos: quando a atividade total de um dado radionuclídeo presente a qualquer momento ou a concentração de atividade usada não exceda os níveis de isenção apresentados na Tabela 1 desta Posição Regulatória;

b) geradores de radiação:

i) quando, em condições de operação normal, não causem uma taxa de equivalente de dose ambiente ou equivalente de dose direcional, conforme apropriado, maior do que  $1 \mu\text{Sv/h}$  a uma distância de  $0,1\text{m}$  de qualquer superfície acessível do aparelho; ou

ii) a energia máxima da radiação produzida seja inferior a  $5 \text{ keV}$ .

3.2.6 A isenção de qualquer fonte ou prática deve ser sempre sujeita à aprovação pela CNEN, e depende, também, de condições específicas de controle, uso ou deposição, levando em conta as propriedades físicas e químicas do material radioativo.

### **3.3 DISPENSA**

3.3.1 Fontes, incluindo substâncias, materiais e objetos, associadas a práticas autorizadas não relacionadas com instalações nucleares e substâncias radioativas naturais, podem ser liberadas do atendimento a requisitos de proteção radiológica, quando passarem a se enquadrar nos critérios de dispensa estabelecidos pela CNEN em Norma específica, referentes, respectivamente, à eliminação no sistema de coleta de lixo urbano e esgoto sanitário.

3.3.2 Os valores autorizados para dispensa incondicional de rejeitos sólidos devem ser, no máximo, iguais aos níveis de isenção descritos nesta Posição Regulatória. No caso de grandes quantidades de material, inclusive material envolvendo substâncias radioativas naturais ou tecnologicamente alteradas, os valores para dispensa podem ser estabelecidos pela CNEN, caso a caso.

3.3.3 Entende-se por grandes quantidades de material o que se segue:

a) materiais radioativos em quantidades superiores a  $1 \text{ tonelada}$ ;

b) materiais advindos de operações de desmonte ou descomissionamento de instalações nucleares e radiativas;

c) áreas utilizadas como depósito de estéreis ou de rejeitos de mineração.

3.3.4 A dispensa não deve ser aplicada à liberação de efluentes radioativos no meio ambiente, decorrente da operação rotineira de instalações; esta liberação deverá ser autorizada dentro do âmbito de regulamentação das instalações. Como condição limitante do processo de otimização da proteção radiológica em uma instalação nuclear, adotar para limite de restrição de dose no grupo crítico identificado nos estudos pré-operacionais aprovados pela CNEN, o valor de  $0,3 \text{ mSv/ano}$  ( $30 \text{ mrem/ano}$ ) devido à descarga de efluentes radioativos.

3.3.5 O procedimento relacionado à dispensa de qualquer fonte associada a uma prática deve ser sujeito à aprovação pela CNEN.

### 3.4 NÍVEIS DE ISENÇÃO

3.4.1 O emprego dos valores apresentados na Tabela 1 deve levar em conta as seguintes considerações:

a) devem ser aplicados apenas a quantidades moderadas de material, isto é, até um máximo de 1 tonelada de material radioativo;

b) a aplicação a radionuclídeos naturais está limitada à sua incorporação deliberada em produtos ao consumidor, ou ao seu uso como fonte de radiação, ou por suas propriedades elementares, quando a exposição a estes radionuclídeos não estiver excluída;

no caso de haver mais de um radionuclídeo presente no material, a soma apropriada de razões da atividade, ou concentração de atividade, pelo nível de isenção correspondente não deve exceder a 1 (um); e

c) a isenção de grandes quantidades de material com valores de concentração de atividade inferiores àqueles apresentados na Tabela 1 pode necessitar maiores considerações por parte da CNEN, exceto quando a exposição for excluída.

#### **TABELA 1 - NÍVEIS DE ISENÇÃO: ATIVIDADES E CONCENTRAÇÕES DE ATIVIDADE ISENTAS**

Obs.: A íntegra da Tabela 1 pode ser encontrada em:  
<http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp?grupo=3>

#### **TABELA 2 - RADIONUCLÍDEOS E SEUS FILHOS EM EQUILÍBRIO SECULAR, CONFORME DEVE SER CONSIDERADO NA UTILIZAÇÃO DOS VALORES DA TABELA 1.**

Obs.: A íntegra da Tabela 2 pode ser encontrada em:  
<http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp?grupo=3>

### 4. STATUS DA POSIÇÃO REGULATÓRIA

#### 4.1 ESCOPO DE APLICAÇÃO

Aplicável a todas as fontes, práticas e instalações radiativas e nucleares.

#### 4.2 VALIDADE

Indeterminada.

### 5. REFERÊNCIAS

IAEA, International Atomic Energy Agency, International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. Safety Series No 115, Vienna, 1996.

CNEN, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Norma CNEN-NE-6.05 - Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas, 1985.

#### **POSIÇÃO REGULATÓRIA 3.01/002**

## **FATORES DE PONDERAÇÃO PARA AS GRANDEZAS DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA**

### 1. REQUISITO DA NORMA SOB INTERPRETAÇÃO

Esta Posição Regulatória refere-se aos requisitos da Norma CNEN-NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica" relacionados com a definição das grandezas de proteção radiológica adotadas pela CNEN.

## 2.AVALIAÇÃO DO REQUISITO

O Capítulo 3 da Norma define as grandezas de proteção radiológica para avaliação das exposições de indivíduos, no âmbito da estrutura básica de proteção radiológica estabelecida para o País para práticas e intervenções. As grandezas utilizadas para os limites de dose são chamadas de grandezas de limitação de dose. Apesar de serem calculáveis, essas grandezas não são mensuráveis. Entretanto, podem ser estimadas a partir de grandezas básicas de dosimetria como dose absorvida, kerma ou fluência, bem como atividade incorporada ou atividade presente no ambiente.

## 3.INTERPRETAÇÃO DO REQUISITO

### 3.1 EQUIVALENTE DE DOSE

Grandezas operacionais para monitoração externa podem ser definidas com características metrológicas e ainda levar em conta as diferentes eficácias de danos para diferentes tipos e energia da radiação. São elas, o equivalente de dose pessoal  $H_p(d)$  e o equivalente de dose ambiente  $H^*(d)$ . Essas grandezas utilizam os fatores de qualidade da radiação  $Q$  como fator de peso, em lugar dos fatores de peso da radiação  $w_R$ . Os fatores de qualidade de radiação são dados em função da transferência linear de energia não restrita (também chamado de poder de freamento não restrito). Os valores de  $Q$  estão apresentados na Tabela 1.

A grandeza  $H_p(d)$  é uma grandeza operacional para monitoração individual externa, sendo o produto da dose absorvida em um ponto, na profundidade  $d$  do corpo humano, pelo fator de qualidade da radiação nesse ponto.

A grandeza  $H^*(d)$  é uma grandeza operacional para monitoração de área em ambientes de trabalho, sendo o produto da dose absorvida em um ponto pelo fator de qualidade da radiação, correspondente ao que seria produzido em uma esfera de tecido equivalente de 30 cm de diâmetro, na profundidade  $d$ .

Para radiação fortemente penetrante, é adotada a profundidade de 10 mm e o valor obtido pode ser usado como estimativa da dose efetiva. Para radiação fracamente penetrante, é adotada a profundidade de 0,07 mm e o valor obtido pode ser usado para estimar a dose equivalente na pele e extremidades.

**TABELA 1 - FATOR DE QUALIDADE (Q) EM FUNÇÃO DA TRANSFERÊNCIA LINEAR DE ENERGIA NÃO RESTRITA NA ÁGUA, L**

L na água (em keV/ $\mu$ m)	Q(L)
< 10	1
10-100	0,32L - 2,2
> 100	300/ $\sqrt{L}$

### 3.2DOSE EQUIVALENTE (HT)

A grandeza física fundamental da dosimetria é a dose absorvida. Em proteção radiológica, a grandeza básica é a dose absorvida média no órgão ou tecido humano. Para um mesmo valor de dose absorvida, observa-se que algumas radiações são mais efetivas do que outras em causar efeitos estocásticos. Para considerar isto, foi introduzida uma grandeza mais apropriada, a dose equivalente, HT, definida como o produto da dose absorvida média em um órgão ou tecido pelo fator de peso da radiação,  $w_R$ . Os fatores de peso da radiação são dados na Tabela 2.

**TABELA 2 - FATORES DE PESO DA RADIAÇÃO [a],  $w_R$**

Tipo e faixa de energia [b]	Fator de peso da radiação, $w_R$
Fótons, todas as energias	1

Elétrons e muons, todas as energias [c]	1
Nêutrons [d], energia: < 10 keV	5
10 keV a 100 keV	10
>100 keV a 2 MeV	20
> 2 MeV a 20 MeV	10
> 20 MeV	5
Prótons, exceto os de recuo, energia > 2 MeV	5
Partículas $\alpha$ , fragmentos de fissão, núcleos pesados	20

Notas:

[a] Todos os valores se relacionam à radiação incidente no corpo ou, para fontes internas, emitida pela fonte.

[b] Valores para outras radiações podem ser obtidos da Tabela 3 (ver também Anexo A da ICRP-60).

[c] Excluindo elétrons Auger emitidos por radionuclídeos ligados ao DNA, para os quais se aplicam considerações especiais de microdosimetria.

[d] Para consistência nos cálculos, pode-se usar a seguinte expressão para a estimativa de wR para nêutrons, em função da energia:  $wR = 5 + 17 \exp[-(\ln 2) E / 6]$ , onde E é a energia em MeV.

Para os tipos de radiação não incluídos na Tabela 2, os fatores de peso da radiação podem ser aproximados pelos valores de Q apresentados na Tabela 1.

### 3.3 DOSE EFETIVA (E)

Para refletir o detrimento combinado dos efeitos estocásticos causados pelas doses equivalentes em todos os órgãos e tecidos do corpo, a dose equivalente em cada órgão e tecido é multiplicada pelo respectivo fator de peso do tecido, wT, sendo, então, feito o somatório desses produtos para obter a dose efetiva, E. Os fatores de peso dos tecidos são dados na Tabela 3.

**Tabela 3 - FATORES DE PESO DOS TECIDOS, wT**

Tecido ou Órgão	wT [a,b]
Gônadas	0,20
Medula óssea (vermelha)	0,12
Cólon [c]	0,12
Pulmão[d]	0,12
Estômago	0,12
Bexiga	0,05
Mama	0,05
Fígado	0,05
Esôfago	0,05
Tireóide	0,05
Pele	0,01
Superfície óssea	0,01
Restante [e]	0,05

Notas:

[a] Valores de wT são aqueles da Publicação ICRP-60.

[b] Esses valores foram desenvolvidos para uma população de referência composta por número igual de indivíduos de ambos os sexos e abrange uma ampla faixa etária. Na definição de dose efetiva, esses fatores se aplicam a IOE e a indivíduos do público de qualquer sexo ou idade.

[c] Dose calculada como média ponderada por massa, para intestino grosso superior e inferior: HCólon = 0,57 HIGS + 0,43 HIGI.

[d] Região torácica da área respiratória.

[e] Para fins de cálculo, o grupo de tecidos restantes é composto das glândulas supra-renais, cérebro, região extratorácica da área respiratória, intestino delgado, rim, músculo, pâncreas, baço, timo e útero. Nos casos em que um dos tecidos remanescentes mais expostos receba uma dose equivalente mais alta dentre todos os órgãos, deve-se aplicar um fator de peso de 0,025 a esse tecido ou órgão e um fator de 0,025 ponderado por massa aos demais restantes.

## **4.STATUS DA POSIÇÃO REGULATÓRIA**

### **4.1 ESCOPO DE APLICAÇÃO**

Aplicável à avaliação das grandezas de proteção radiológica para fins de verificação de conformidade com as restrições de dose específicas estabelecidas pela CNEN.

As grandezas operacionais para monitoração externa de fótons, definidas pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) e pela Comissão Internacional de Medidas e Unidades de Radiação (ICRU), somente serão adotadas no País após conclusão dos estudos sobre sua conveniência e aplicabilidade. Neste íterim, deve ser empregada a grandeza "dose individual" Hx, definida para monitoração individual externa como o produto do valor determinado pelo dosímetro individual, usado na superfície do tronco, calibrado em termos de kerma no ar, pelo fator  $f = 1,14 \text{ Sv/Gy}$ . Igual fator deve ser utilizado para a grandeza de monitoração de área, determinada por instrumentos calibrados em termos de kerma no ar.

### **4.2 VALIDADE**

Indeterminada.

## **5.REFERÊNCIAS**

1 - International Commission on Radiological Protection. "Recommendations of the International Commission on Radiological Protection", ICRP Publication No. 60, Pergamon Press, 1991.

2 - International Commission on Radiation Units and Measurements, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, ICRU Report No. 51, Pergamon Press, 1993.

### **POSIÇÃO REGULATÓRIA 3.01/003**

## **COEFICIENTES DE DOSE PARA INDIVÍDUOS OCUPACIONALMENTE EXPOSTOS**

### **1.REQUISITO DA NORMA SOB INTERPRETAÇÃO**

Esta Posição Regulatória refere-se aos requisitos da Norma CNEN-NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica" visando sua aplicação ao cálculo de doses, para fins de verificação de conformidade com os limites, restrições de dose e níveis de referência para indivíduos ocupacionalmente expostos, conforme expressos em sua seção 5.

### **2. AVALIAÇÃO DO REQUISITO**

As estimativas de doses para fins de verificação de conformidade com limites e restrições de dose, níveis de referência e níveis operacionais relevantes necessitam da utilização de

coeficientes de dose. Esta Posição Regulatória estabelece os coeficientes de dose a serem adotados, tendo como base as recomendações da ICRP na sua Publicação No. 60[1] e as recomendações da IAEA constantes do Safety Series No. 115 [2].

### 3. INTERPRETAÇÃO DO REQUISITO

A absorção do radionuclídeo no sistema gastrointestinal e no sistema respiratório é dependente da forma química do composto incorporado.

A Tabela 1 apresenta os fatores de transferência do sistema gastrointestinal ( $f_1$ ), para diferentes compostos, usados para avaliação da incorporação por ingestão. A Tabela 2 apresenta a classificação dos compostos quanto à absorção pelo sistema respiratório e os correspondentes valores de  $f_1$ .

Quando a informação sobre o composto químico não estiver disponível, deve ser usado o valor mais restritivo, para fins de comparação com limites ou restrições de dose.

Com a finalidade de demonstrar conformidade com limites de dose efetiva, deve ser empregada a soma da dose efetiva devida à exposição externa no período especificado com a dose efetiva comprometida devida a incorporações de substâncias radioativas no mesmo período.

#### 3.1 COEFICIENTES DE DOSE PARA INDIVÍDUOS OCUPACIONALMENTE EXPOSTOS

A Tabela 3 apresenta os coeficientes de dose para incorporação por inalação de aerossol com diâmetros aerodinâmicos medianos de  $1\ \mu\text{m}$  e  $5\ \mu\text{m}$ , bem como por ingestão, para diferentes compostos.

A Tabela 4 apresenta os coeficientes de dose e os fatores de conversão de unidades relativos à estimativa de exposição a radônio e filhos.

Nota: Recomendações específicas para a avaliação de dose de indivíduos ocupacionalmente expostos a partir de monitoração individual encontram-se na Posição Regulatória 3.01/005 "Critérios para o Cálculo de Dose Efetiva a partir da Monitoração Individual".

#### TABELA 1 - COMPOSTOS E VALORES DE $f_1$ USADOS PARA AVALIAÇÃO DA INCORPORAÇÃO POR INGESTÃO

Obs.: A íntegra da Tabela 1 pode ser encontrada em: <http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp?grupo=3>

#### TABELA 2 - COMPOSTOS, TIPOS DE ABSORÇÃO PULMONAR E VALORES DE FATORES DE TRANSFERÊNCIA DO TRATO GASTROINTESTINAL( $f_1$ )

Obs.: A íntegra da Tabela 2 pode ser encontrada em: <http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp?grupo=3>

#### TABELA 3 - DOSE EFETIVA COMPROMETIDA POR UNIDADE DE INCORPORAÇÃO VIA INALAÇÃO E INGESTÃO (Sv/Bq)

Obs.: A íntegra da Tabela 3 pode ser encontrada em: <http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp?grupo=3>

#### TABELA 4 - FATORES DE CONVERSÃO DE DOSE DE UNIDADE DE EXPOSIÇÃO A RADÔNIO E FILHOS [1]

Grandeza	Unidade	Valor
Exposição anual a radônio e filhos por unidade de concentração de radônio	$\text{e}(\text{mJ.h.m}^{-3}) / (\text{Bq.m}^{-3})$ WLM / $(\text{Bq.m}^{-3})$	4,45E-03 1,26E-03
Coefficiente de conversão de	$\text{mSv} / (\text{mJ.h.m}^{-3})$	1,4



---

mSv / WLM

5

[1].Considerando 2000 horas de trabalho por ano e um fator de equilíbrio de 0,4.

---

#### **4. STATUS DA POSIÇÃO REGULATÓRIA**

##### **4.1 ESCOPO DE APLICAÇÃO**

Aplicável à avaliação de doses efetivas, para indivíduos ocupacionalmente expostos, para fins de verificação de conformidade com limites, restrições de dose e níveis de referência estabelecidos pela CNEN.

##### **4.2 VALIDADE**

Indeterminada.

#### **5. REFERÊNCIAS**

1. International Commission on Radiological Protection, "Recommendations of the International Commission on Radiological Protection", ICRP Publication 60, Pergamon Press, 1991.
2. International Atomic Energy Agency. Safety Series No. 115, "International Basic Safety Standards for Protection against Ionising Radiation and for the Safety of Radiation Sources", IAEA, Vienna, Austria, 1996.

#### **POSIÇÃO REGULATÓRIA 3.01/004**

### **RESTRIÇÃO DE DOSE, NÍVEIS DE REFERÊNCIA OCUPACIONAIS E CLASSIFICAÇÃO DE ÁREAS**

#### **1. REQUISITOS DA NORMA SOB INTERPRETAÇÃO**

Esta Posição Regulatória refere-se aos requisitos da Norma CNEN-NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica" expressos nas subseções 5.3.8(n), 5.4.3.1 e 5.8.

#### **2. AVALIAÇÃO DOS REQUISITOS**

O capítulo 5 da Norma CNEN-NN-3.01 dispõe sobre "Requisitos para Práticas". A subseção 5.3.8 alínea (n) estabelece que o titular deve definir e submeter à CNEN os níveis operacionais e demais restrições adotados para as monitorações ocupacionais. A subseção 5.4.3.1 estabelece que, no processo de otimização relativo a uma determinada fonte, as exposições devem estar sujeitas a restrições de dose individual. A subseção 5.8 estabelece que os titulares são responsáveis pela classificação das áreas da instalação, para fins de gerenciamento das exposições ocupacionais e do público.

#### **3. INTERPRETAÇÃO DOS REQUISITOS**

##### **3.1 RESTRIÇÃO DE DOSE**

Com a finalidade de garantir um nível adequado de proteção individual para cada IOE, deve ser estabelecido, como condição limitante do processo de otimização da proteção radiológica, um valor de restrição de dose efetiva, levando em consideração as incertezas a ela associadas, relativa a qualquer fonte ou instalação sob o controle regulatório.

##### **3.2 NÍVEIS DE REGISTRO E INVESTIGAÇÃO**

O nível de registro para monitoração individual mensal de IOE é de 0,20 mSv para dose efetiva: todas as doses maiores ou iguais a 0,20 mSv devem ser registradas, embora possa ser feito também o registro das doses abaixo desse nível. Níveis operacionais para fins de

registro de monitoração em períodos inferiores ou superiores ao período mensal devem ser submetidos à aprovação da CNEN.

O nível de investigação para monitoração individual de IOE deve ser, para dose efetiva, 6 mSv por ano ou 1 mSv em qualquer mês.

Para dose equivalente, o nível de investigação para pele, mãos e pés é de 150 mSv por ano ou 20 mSv em qualquer mês. Para o cristalino, o nível de investigação é 50 mSv por ano ou 6 mSv em qualquer mês.

Para fins de investigação, níveis operacionais em períodos de monitoração inferiores ou superiores ao período mensal devem ser submetidos à CNEN.

### **3.3 CLASSIFICAÇÃO DE ÁREAS**

O sistema de classificação de áreas é proposto para auxiliar o controle das exposições ocupacionais. Considera a designação dos locais de trabalho em dois tipos de áreas: áreas controladas e áreas supervisionadas.

A definição dessas áreas deve levar em conta o discernimento e a experiência operacional. Em locais onde a possibilidade de contaminação por materiais radioativos é remota, as áreas podem ser, algumas vezes, definidas em termos da taxa de dose em seus contornos. O uso de fontes móveis demanda alguma flexibilidade na definição dessas áreas.

As áreas devem ser classificadas sempre que houver previsão de exposição ocupacional e definidas claramente no Plano de Proteção Radiológica (PPR). Essa classificação deve ser revista, sempre que necessário, em função do modo de operação ou de qualquer modificação que possa alterar as condições de exposição normal ou potencial.

Fora das áreas designadas como controladas ou supervisionadas, a taxa de dose e o risco de contaminação por materiais radioativos devem ser baixos o suficiente para assegurar que, em condições normais, o nível de proteção para aqueles que trabalham no local seja comparável com o nível de proteção requerido para exposições do público. Tais áreas são denominadas áreas livres, do ponto de vista de proteção radiológica ocupacional.

#### **3.3.1 Áreas Controladas**

Deve ser classificada como área controlada qualquer área na qual medidas específicas de proteção radiológica são ou podem ser necessárias para:

- a) controlar as exposições de rotina e evitar a disseminação da contaminação durante as condições normais de operação; ou
- b) evitar ou limitar a extensão das exposições potenciais.

Na determinação da delimitação física de qualquer área controlada, devem ser considerados a magnitude das exposições normais esperadas, a probabilidade e magnitude das exposições potenciais e o tipo e extensão dos requisitos de proteção e segurança necessários.

Valores de taxa de dose baseados numa fração do limite de dose podem ser definidos em 3/10 do limite de dose, desde que se faça uma avaliação cuidadosa, levando em consideração tanto o período de tempo em que a taxa de dose é igual ou superior ao valor prescrito, como o risco de exposições potenciais.

O trabalho com fontes radioativas não seladas está sempre associado à possibilidade de incorporação de radionuclídeos, sendo, portanto, necessária a avaliação específica da necessidade de delimitação de áreas controladas, levando em conta as características radiológicas dessas fontes.

Em relação às áreas designadas como controladas, os titulares devem:

- a) sinalizar a área com o símbolo internacional de radiação ionizante, bem como afixar instruções pertinentes nos pontos de acesso e em outros locais apropriados no interior dessas áreas;

b) implementar as medidas de proteção ocupacional estabelecidas no Plano de Proteção Radiológica, incluindo regras internas e procedimentos apropriados a essas áreas;

d) restringir o acesso por meio de procedimentos administrativos e por meio de barreiras físicas. O grau de restrição de acesso deve ser adequado à magnitude e à probabilidade de ocorrência das exposições esperadas;

d) manter disponíveis, nas entradas dessas áreas, conforme apropriado, equipamento, vestimenta de proteção e instrumento de monitoração; e

e) manter disponível nas saídas dessas áreas, quando apropriado:

I - instrumentação para monitoração de contaminação de pele e de vestimenta;

II - instrumentação para monitoração da contaminação de qualquer objeto ou substância sendo retirada da área;

III - meios para descontaminação, como chuveiro ou pia; e

IV - local adequado para coleta de equipamentos e vestimentas de proteção contaminados.

No estabelecimento das áreas controladas, o titular pode utilizar as barreiras físicas existentes, tais como paredes de salas ou prédios. Isso pode acarretar áreas maiores do que as estritamente necessárias com base apenas nas considerações de proteção radiológica.

### **3.3.2 Áreas Supervisionadas**

Deve ser classificada como área supervisionada qualquer área sob vigilância não classificada como controlada, mas onde as condições de exposição ocupacional necessitam ser mantidas sob supervisão.

Em relação às áreas supervisionadas, os titulares devem:

a) delimitar as áreas por meios apropriados;

b) colocar sinalização nos pontos de acesso; e

c) rever periodicamente as condições para determinar qualquer necessidade de adoção de medidas de proteção e segurança ou de mudanças nas delimitações físicas dessas áreas. Essa revisão deve considerar a necessidade de adoção de programa de monitoração rotineira de área e de indivíduos que nela trabalham.

O estabelecimento de uma área supervisionada no entorno de uma área controlada pode ser dispensado desde que os requisitos de proteção radiológica implementados dentro da área controlada sejam suficientes.

### **3.3.3 Áreas Livres**

Deve ser classificada como área livre qualquer área da instalação que não seja classificada como área controlada ou área supervisionada.

Em condições normais de operação, a dose para indivíduos nas áreas livres não deve ultrapassar o limite previsto para indivíduos do público, isto é, 1 mSv/ano ou fração proporcional ao tempo de permanência na área.

O titular e eventuais empregadores são responsáveis pelo controle dessas áreas, de modo a garantir sua classificação como área livre. Para tal, deve ser estabelecido um programa de monitoração adequado, abrangendo todas as possíveis vias de exposição.

### **3.3.4 Áreas de Trabalho e Limites de Dose**

Os limites de dose tanto para os IOE que trabalham em áreas supervisionadas como para os que trabalham em áreas controladas são os mesmos. As restrições de dose aplicadas no processo de otimização devem ser definidas em relação a práticas específicas e não em relação a qualquer área designada.

## **4.STATUS DA POSIÇÃO REGULATÓRIA**

### **4.1 ESCOPO DE APLICAÇÃO**

Aplicável a todas as instalações que empregam fontes de radiação ionizante.

### **4.2 VALIDADE**

Indeterminada.

## **5.REFERÊNCIAS**

1. International Atomic Energy Agency, SAFETY GUIDE RS-G-1.1, "Occupational Radiation Protection, 1999.

### **POSIÇÃO REGULATÓRIA 3.01 /005**

## **CRITÉRIOS PARA CÁLCULO DE DOSE EFETIVA, A PARTIR DA MONITORAÇÃO INDIVIDUAL**

### **1. REQUISITO DA NORMA SOB INTERPRETAÇÃO**

Esta Posição Regulatória refere-se aos requisitos da Norma CNEN-NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica", expressos na seção 5.9, e a sua aplicação ao cálculo da dose efetiva para indivíduos ocupacionalmente expostos, a partir dos dados de monitoração individual interna e externa.

### **2. AVALIAÇÃO DO REQUISITO**

A seção 5.9 da Norma estabelece a necessidade de avaliação da exposição ocupacional por meio da avaliação da dose proveniente da exposição externa e interna do IOE. A seção 5.4 da Norma estabelece os limites de dose para IOE para exposições normais em práticas autorizadas.

### **3. INTERPRETAÇÃO DO REQUISITO**

Os limites e restrições de dose estabelecidos pela CNEN devem ser aplicados à dose efetiva, que se refere à soma das doses resultantes da exposição externa no período especificado e das doses comprometidas relativas às incorporações no mesmo período, assim como às doses equivalentes nos órgãos ou tecidos.

#### **3.1 DOSIMETRIA INTERNA**

Para o cálculo da atividade do radionuclídeo incorporado, a partir de dados de bioanálise, utilizam-se as frações de retenção (FRI) resultantes da incorporação de 1 Bq do radionuclídeo de interesse, seja por inalação, ingestão, injeção ou absorção pela pele e/ou feridas. Essas frações são derivadas dos modelos biocinéticos adotados pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) em suas publicações ICRP 56 [1], ICRP 67 [2] e ICRP 69 [3].

Para alguns radionuclídeos, as frações de retenção para urina, fezes, corpo inteiro e alguns órgãos selecionados são apresentadas em tabelas nas publicações ICRP 78 [4] e IAEA Safety Report Series [5]. Na publicação ICRP [4] são apresentadas tabelas com valores de FRI para incorporação de radionuclídeos por ingestão, por injeção e por inalação de particulado com diâmetro aerodinâmico mediano do aerossol (DAMA) de 5µm e também para inalação de alguns gases e vapores. Essas tabelas referem-se a situações de monitoração rotineira e especial.

Na publicação IAEA Safety Report Series [5], são apresentadas tabelas considerando-se a incorporação por ingestão e por inalação de particulado com diâmetro aerodinâmico mediano do aerossol de 1µm e 5µm e, também, para inalação de alguns gases e vapores.

Para incorporação de água triciada, os valores de FRI são apresentados como concentrações de atividade na urina em função do tempo.

O cálculo da dose efetiva comprometida deve ser feito utilizando-se os coeficientes de dose apresentados na Posição Regulatória PR-3.01/003, "Coeficientes de Dose para Indivíduos Ocupacionalmente Expostos".

O critério para implementação do programa de monitoração individual de rotina, para avaliação da dose devida à incorporação de radionuclídeos, é baseado na dose efetiva comprometida potencial de 1mSv, conforme recomendado pela Agência Internacional de Energia Atômica [6].

### 3.2 DOSIMETRIA EXTERNA

A grandeza operacional para uso em monitoração individual é o equivalente de dose pessoal  $H_p(d)$ , que é definido como o "equivalente de dose" em tecido mole, numa profundidade  $d$  (em milímetros), a partir de um ponto especificado na superfície do corpo. H Para estimar a dose efetiva devida à exposição externa, deve ser utilizado um monitor individual posicionado no ponto mais exposto do tórax, calibrado em HP(10). Para fótons, provisoriamente, para avaliação da dose efetiva, será utilizada a grandeza "dose individual"  $H_x$ , definida para monitoração individual externa como o produto do valor determinado pelo dosímetro individual, usado na superfície do tórax, calibrado em termos de kerma no ar, pelo fator  $f = 1,14$  Sv/Gy.

A monitoração de rotina deve ser feita através de serviços de monitoração individual autorizados pela CNEN, com frequência mensal. Qualquer aumento no período de monitoração deve ser justificado e autorizado pela autoridade competente.

Para campos não uniformes ou radiação pouco penetrante, deve também ser estimada a dose equivalente em tecidos específicos. No caso de radiações pouco penetrantes, a dose equivalente na pele deve ser estimada por dosímetros individuais calibrados em HP(0,07). No caso de extremidades (pés e mãos), deve-se estimar a dose equivalente na pele, através de monitores individuais calibrados na grandeza operacional HP(0,07). No caso da dose equivalente no cristalino, deve-se usar monitores individuais calibrados na grandeza operacional HP(3).

Os fatores de conversão de kerma no ar para a grandeza operacional de interesse estão apresentados na publicação da ICRP [7].

### 3.3 DOSE EFETIVA

A dose efetiva,  $E$ , é o somatório da dose efetiva devida à exposição externa e da dose efetiva comprometida durante qualquer período de tempo  $t$ , proveniente da incorporação de radionuclídeos. A dose efetiva é estimada pela expressão:

$$E = H_p(10) + \sum_j e(g)_{j,ing} I_{j,ing} + \sum_j e(g)_{j,ina} I_{j,ina}$$

onde HP(10) é o equivalente de dose pessoal a uma profundidade de 10 mm em tecido mole, obtido pelo monitor individual usado no ponto mais exposto do tórax, durante o tempo  $t$  para a radiação  $R$ . Para fótons, provisoriamente, HP(10) pode ser substituído por  $H_x$ . Os termos  $e(g)_{j,ing}$  e  $e(g)_{j,ina}$  são os coeficientes de dose para ingestão e inalação de radionuclídeo  $j$  pelo grupo etário  $g$ . Os termos  $I_{j,ing}$  e  $I_{j,ina}$  são as incorporações por ingestão e inalação, respectivamente, do radionuclídeo  $j$  durante o período de tempo  $t$ . Para exposição ocupacional, os valores dos coeficientes de dose são aqueles estabelecidos na Posição Regulatória PR-3.01/003, "Coeficientes de Dose para Indivíduos Ocupacionalmente Expostos".

## 4. STATUS DA POSIÇÃO REGULATÓRIA

### 4.1 ESCOPO DA APLICAÇÃO

Aplicável à avaliação da exposição ocupacional, para fins de verificação de conformidade com as restrições e limites de dose estabelecidos pela CNEN.

## 4.2 VALIDADE

Indeterminada.

## 5.REFERÊNCIAS

1. International Commission on Radiological Protection, "Age-Dependent Doses to Members of the Public of the Intake of Radionuclides", ICRP Publication 56, Pergamon Press, 1989.
2. International Commission on Radiological Protection. "Age-Dependent Doses to Members of the Public of the Intake of Radionuclides", ICRP Publication 67, Part 2, Pergamon Press, 1993.
3. International Commission on Radiological Protection. "Age-Dependent Doses to Members of the Public of the Intake of Radionuclides", ICRP Publication 69, Part 3, Pergamon Press, 1994.
4. International Commission on Radiological Protection, "Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers - Replacement of ICRP Publication 54", ICRP Publication 78, Pergamon Press, 1997.
5. IAEA Safety Report Series, "Methods for Assessment of Occupational Radiation Doses Due to Intakes of Radionuclides", International Atomic Energy Agency, Safety Report Series No. 37, 2004.
6. IAEA Safety Standards Series, "Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides", International Atomic Energy Agency, IAEA Safety Guide RS-G-1.2, 1999.
7. International Commission on Radiological Protection, International Commission on Radiation Units and Measurements, "Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation", ICRP Publication No. 74, Pergamon Press, Oxford and New York, 1997.

### POSIÇÃO REGULATÓRIA 3.01/006

## MEDIDAS DE PROTEÇÃO E CRITÉRIOS DE INTERVENÇÃO EM SITUAÇÕES DE EMERGÊNCIA

### 1. REQUISITO DA NORMA SOB INTERPRETAÇÃO

Esta Posição Regulatória refere-se aos requisitos da Norma CNEN-NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica", expressos na seção 6.3, e à sua aplicação à intervenção em situações de emergência.

### 2. AVALIAÇÃO DO REQUISITO

A seção 6.1.3 estabelece que nas intervenções para proteger os indivíduos do público, devem ser observados os níveis de intervenção e níveis de ação, estabelecidos pela CNEN, para as diferentes ações protetoras ou remediadoras. A subseção 6.1.3.1 estabelece que em situações de emergência, os níveis de intervenção pré-estabelecidos devem ser reavaliados, no momento de sua implementação, em função das condições existentes, desde que não sejam excedidos os níveis de dose; neste caso, a intervenção deve ocorrer em qualquer circunstância. A seção 6.2 ratifica que os requisitos básicos de proteção radiológica de justificação e otimização também são aplicáveis às situações de intervenção.

### 3. INTERPRETAÇÃO DO REQUISITO

#### 3.1. GERAL

A intervenção em situações de emergência nuclear ou radiológica deve ser baseada em níveis de intervenção e de ação adotados com o objetivo de nortear a implementação das diversas medidas de proteção propostas para evitar ou reduzir a exposição da população à radiação.

Os níveis de intervenção são expressos em termos da dose, que pode ser evitada num período de tempo  $\square T$ , correspondente à duração de uma ação protetora específica associada à intervenção; ou seja, é a dose à qual os indivíduos estariam sujeitos na ausência da medida,

integrada no período  $\int T$ , menos a dose integrada à qual estariam sujeitos com a aplicação da medida de proteção.

Os níveis de ação são expressos em concentrações de atividade de radionuclídeos em água, leite e outros alimentos.

Os níveis de intervenção e de ação estabelecidos são genéricos e visam orientar a tomada de decisão quanto à implementação de ações protetoras, em particular aquelas para atender situações de acidentes em reatores nucleares, devendo ser otimizados para ações protetoras relevantes.

Os valores de níveis de intervenção estabelecidos em planos de emergência devem ser usados como um critério inicial para implementação de ações protetoras, mas podem ser modificados em caso de serem previstas circunstâncias desfavoráveis para sua implementação e em função da sua evolução.

As decisões relativas à adoção de medidas urgentes de proteção à população, quando da ocorrência de um acidente nuclear, são baseadas na dose projetada.

A dose projetada é a dose prevista que um indivíduo receberia, em um período de tempo determinado, se nenhuma ação protetora fosse implementada. A dose projetada é estimada com base nas condições da instalação, nas previsões de evolução do acidente, na probabilidade de liberações de materiais radioativos para o meio ambiente e nas condições de dispersão existentes.

Os valores adotados para níveis de intervenção e de ação devem ser igualmente aplicados à maior parte dos indivíduos do público. Entretanto, para alguns grupos da população que estão sujeitos a riscos marcadamente diferentes em relação à adoção da medida, por exemplo, a remoção de pessoas enfermas em hospitais que não possam se locomover prontamente, é apropriado adotar valores diferenciados para esses níveis, de tal forma que a adoção da medida de proteção para esses pequenos grupos seja justificada, isto é, se a relação entre os riscos envolvidos, considerando a dose evitada e os riscos associados à medida de proteção, resultar em benefício líquido.

### **3.2. AÇÕES PROTETORAS IMEDIATAS E NÍVEIS GENÉRICOS DE INTERVENÇÃO**

As ações protetoras tomadas com base nas doses projetadas são justificadas nos casos em que os resultados indiquem haver probabilidade de ocorrerem sérios danos à saúde. Nessas circunstâncias, qualquer decisão de não implementar a ação protetora deverá ser justificada.

Entre as medidas protetoras imediatas de relevância, estão a abrigagem, a evacuação e a administração de iodo estável, podendo ser complementadas por ações adicionais, tais como controle de acesso, proteção respiratória e descontaminação.

#### **3.2.1. Abrigagem**

Abrigagem significa permanecer no interior de prédios para reduzir a exposição externa à contaminação presente no ar e ao material radioativo depositado em superfícies. Para que seja efetiva, deve incluir a vedação de portas e janelas e o desligamento de sistemas de ventilação, de maneira a evitar ou minimizar a inalação de material radioativo contido no ar do ambiente externo.

Esta medida de proteção deve ser adotada como uma medida intermediária de proteção, quando uma evacuação rápida não for possível, devido, principalmente, a condições ambientais adversas (como chuva intensa ou inundações), restrições de saúde, dificuldades para locomoção de pessoal (algumas indústrias, hospitais e prisões) ou restrições físicas (estradas em condições inadequadas). Além disso, a abrigagem pode fornecer proteção adequada e ser mais eficiente do que a evacuação, quando esta não puder ser concluída antes da chegada da nuvem radioativa.

A eficácia desta medida é muito pequena para estruturas leves ou para aquelas com altas taxas de troca de ar e diminui com o tempo de permanência na edificação.

### 3.2.2. Evacuação

Evacuação significa o movimento dos indivíduos para fora do campo de radiação ou do caminho da nuvem radioativa, isto é, envolve a retirada urgente de pessoas de seus locais normais de residência, trabalho ou lazer, em período curto de tempo.

A decisão entre abrigagem e evacuação deve levar em conta que a dose máxima a ser evitada com a evacuação tem que ser, pelo menos, igual à dose não evitada com a abrigagem. Quando a abrigagem puder fornecer proteção adequada, esta sempre deverá ser a medida de proteção preferencial.

### 3.2.3. Administração de Iodo Estável

Essa medida de proteção só deve ser considerada nos casos em que a situação de emergência possa ocasionar a incorporação de iodo radiativo. Os níveis de intervenção recomendados para essas medidas de proteção estão apresentados na Tabela 1.

**TABELA 1: NÍVEIS GENÉRICOS DE INTERVENÇÃO PARA AÇÕES DE PROTEÇÃO URGENTES**

Ação de Proteção	Nível Genérico de Intervenção (dose evitada pela ação de proteção)
Abrigagem	10 mSv [1]
Evacuação	50 mSv [2]
Profilaxia por Iodo Estável	100 mGy[3]

[1] A abrigagem não é recomendada por um período superior a 2 (dois) dias.

[2] A evacuação não é recomendada por um período superior a 1 (uma) semana.

[3] Dose absorvida comprometida evitada na tireóide.

Para evacuação de pequenas áreas, envolvendo um número pequeno de pessoas, o nível de intervenção para evacuação pode ser inferior àquele indicado na Tabela 1, podendo ser considerada a aplicação da medida até um nível de 5 mSv de dose evitada.

Para situações em que a evacuação é complexa ou envolve grandes riscos, o valor do nível de intervenção pode ser mais elevado do que aquele apresentado na Tabela 1. Esse valor deve levar em conta que efeitos determinísticos severos devem ser evitados. Assim, os valores de dose projetada devem ser mantidos abaixo dos limiares de efeitos determinísticos, apresentados na Tabela 2.

**TABELA 2: LIMIARES DE EFEITOS DETERMINÍSTICOS PARA DOSES ELEVADAS**

Órgão ou Tecido	Dose menos de	em de 2	Efeito Determinístico Tipo de Efeito	Tempo de Ocorrência
Corpo inteiro[1] (medula óssea)	1		Morte	1-2 meses
Pulmão	6		Morte	2-12 meses
Pele	3		Eritema	1-3 semanas
Tireóide	5		Hipotireoidismo	Primeiro ano
Cristalino	2		Catarata	6 meses
Gônadas	3		Esterilidade Permanente	Semanas
Feto	0,1		Teratogenese	-



[1] Pode ocorrer vômito em pessoas rádio-sensíveis no primeiro dia após uma exposição de corpo inteiro de 0,5 Gy.

Se monitorações ambientais confirmarem que a exposição da população irá se estender além de alguns dias, justificando outras ações de proteção além da abrigagem e da evacuação, o reassentamento temporário ou definitivo deve ser considerado.

### 3.3. REASSENTAMENTO TEMPORÁRIO OU DEFINITIVO

O termo reassentamento se aplica à remoção de indivíduos de áreas contaminadas por radionuclídeo(s) para outros locais, com a consequente interdição dessas áreas, de modo a evitar exposições crônicas à radiação. O reassentamento temporário visa a uma remoção organizada e deliberada de pessoas, de uma área afetada por um acidente, por um período longo (alguns meses), porém limitado.

Quando o período de reassentamento previsto for superior a 2 anos, deve ser considerado o reassentamento definitivo da população. Entende-se por reassentamento definitivo a remoção deliberada de pessoas de uma área, sem expectativa de retorno. Os níveis de intervenção para a implementação das medidas de reassentamento de grupos populacionais estão apresentados na Tabela 3.

**TABELA 3: NÍVEIS DE INTERVENÇÃO RECOMENDADOS PARA RELOCAÇÃO E REASSENTAMENTO**

Ação de Proteção		Dose Evitada
Reassentamento (Relocação)	Temporário	30 mSv no primeiro mês 10 mSv em um mês subsequente
Reassentamento Definitivo		1 Sv em toda a vida (70 anos)

### 3.4. NÍVEIS DE AÇÃO PARA CONTROLE DE ALIMENTOS

O controle de alimentos, embora não seja considerada uma medida urgente, deve ser implementado em tempo hábil. Os níveis de concentração em atividade são recomendados apenas para a restrição à comercialização de produtos alimentares. Para a população local, esses níveis devem ser aplicados apenas em condições nas quais suprimentos alternativos de alimentos estejam disponíveis.

**TABELA 4: NÍVEIS DE AÇÃO RECOMENDADOS PARA ALIMENTOS.**

Categori a	Radionuclídeo	Valor Recomendado (kBq / kg)	
		Alimentos para Consumo Geral	Leite, Alimentos Infantis e Água Potável
1	$^{134}\text{Cs}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{103}\text{Ru}$ , $^{106}\text{Ru}$ , $^{89}\text{Sr}$	1	1
2	$^{131}\text{I}$	1	0,1
3	$^{90}\text{Sr}$	0,1	0,1
4	$^{241}\text{Am}$ , $^{238}\text{Pu}$ , $^{239}\text{Pu}$ , $^{240}\text{Pu}$ , $^{242}\text{Pu}$	0,01	0,001

Observação: Os limites devem ser aplicados de forma independente para as 4 categorias de radionuclídeos envolvidos.

### 3.5. NÍVEIS OPERACIONAIS ESPECÍFICOS PARA ACIDENTES DE REATORES

Para o caso específico de acidentes envolvendo liberações atmosféricas provenientes de reatores PWR, níveis de ação recomendados para a implementação de medidas protetoras urgentes são apresentados na Tabela 5.

**TABELA 5: NÍVEIS OPERACIONAIS DE INTERVENÇÃO (NOI) RECOMENDADOS PELA AIEA TECDOC-955 PARA ACIDENTES EM REATORES NUCLEARES A ÁGUA PRESSURIZADA.**

Base	NOI	Critério		Medida de Proteção Recomendada
Taxa de Dose Ambiente (pluma)	1	1 mSv/h		Evacuação ou Abrigagem
	2	0,1 mSv/h		Se disponível, administrar bloqueador de tiróide, abrigagem preventiva, aguardando instruções por rádio ou TV.
Taxa de Dose Ambiente (deposição)	3	1 mSv/h		Evacuação ou Abrigagem
	4	0,2 mSv/h		Considerar a relocação de pessoas
	5	1 □Sv/h		Restrição imediata de alimentos até avaliação
Deposição no solo		Alimentos em Geral	Leite	Medida de Proteção Recomendada
I-131	6	10 kBq/m <sup>2</sup>	2 kBq/m <sup>2</sup>	Restrição imediata ao consumo de alimentos produzidos na área até avaliação detalhada
Cs-137	7	2 kBq/m <sup>2</sup>	10 kBq/m <sup>2</sup>	
Contaminação em Água, Leite e Alimentos em Geral		Alimento	Leite e Água	Medida de Proteção Recomendada
I-131	8	1 kBq/kg	0,1 kBq/kg	Restrição ao consumo
Cs-137	9	0,2 kBq/kg	0,3 kBq/kg	Restrição ao consumo

### 4. STATUS DA POSIÇÃO REGULATÓRIA

#### 4.1. ESCOPO DE APLICAÇÃO

Esta Posição Regulatória deve ser aplicada ao planejamento das ações de todas as organizações, nas esferas municipais, estaduais e federais, que tenham atribuições na resposta a acidentes nucleares e radiológicos.

#### 4.2. VALIDADE

Indeterminada.

## REFERÊNCIAS

1. EPA-400-R-92-001, "Manual of Protective Action Guides and Protective Actions for Nuclear Incidents", US Environmental Protection Agency, Washington, DC, USA, 1993.
2. CNEN - Critérios Básicos para o Estabelecimento de Diretrizes de Planejamento das Ações de Proteção da População em Situações de Emergência nas CNAAs-I e II, 2000.
3. WHO/SDE/PHE/99.6, "Guidelines for Iodine Prophylaxis following Nuclear Accidents", WHO, Geneva, Switzerland, 1999.
4. IAEA SS-115, IAEA Safety Series No. 115, "International Basic Safety Standards for Protection against Ionising Radiation and for the Safety of Radiation Sources", IAEA, Vienna, Austria, 1996.
5. IAEA SS-109, IAEA Safety Series 109, "Intervention Criteria in a Nuclear or Radiation Emergency", IAEA, Vienna, Austria, 1994.
6. IAEA SS-55, IAEA Safety Series 55, "Planning for Off-Site Response to Radiation Accidents in Nuclear Facilities", IAEA, Vienna, Austria, 1981.
7. IAEA TECDOC-953, "Method for the Development of Emergency Response Preparedness for Nuclear or Radiological Accidents", IAEA, Vienna, Austria, 1997.
- 8. IAEA TECDOC-955, "Generic Assessment Procedures for Determining Protective Actions during a Reactor Accident", IAEA, Vienna, Austria, 1997.**
9. WASH-1499 (NUREG-75/014), USNRC, "Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Power Plants", 1975.
10. NUREG-0369 (EPA-520/1-78-016), "Planning Basis for the Development of State and Local Government Radiological Emergency Response Plans in Support of Light Water Nuclear Power Plants", Washington, DC, USA, 1978.
11. NUREG-1210, vol. 4, USNRC, "Pilot Program: NRC Severe Reactor Incident Response Training Manual", Washington, DC, USA, 1987.
12. NUREG-0654 (FEMA-REP-1), USNRC, "Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Plants", Ver.1, Washington, DC, USA, 1980.
13. NUREG-0696, USNRC "Functional Criteria for Emergency Response Facilities", Washington, DC, USA, 1977.

### POSIÇÃO REGULATÓRIA 3.01/008

## PROGRAMA DE MONITORAÇÃO RADIOLÓGICA AMBIENTAL

### 1. REQUISITO DA NORMA SOB INTERPRETAÇÃO

Esta Posição Regulatória refere-se ao requisito da Norma CNEN-NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica" expresso na seção 5.14, no que diz respeito ao Programa de Monitoração Radiológica Ambiental (PMRA).

### 2. AVALIAÇÃO DO REQUISITO

A subseção 5.14.1c da Norma CNEN-NN-3.01 dispõe que, "em relação às fontes sob sua responsabilidade, os titulares devem estabelecer, implementar e manter medidas para estimar a exposição do público, incluindo, quando aplicável, programa de monitoração radiológica ambiental".

O item 5.6.2 confere ao titular a responsabilidade "pela monitoração radiológica e medição dos parâmetros necessários para verificar o cumprimento dos requisitos prescritos por esta Norma".

Os itens 5.6.3 e 5.6.4 estabelecem, respectivamente, que “para fins de monitoração e verificação do cumprimento dos requisitos de proteção radiológica, o titular deve dispor de procedimentos e instrumentação suficientes e adequados. A instrumentação deve ser corretamente mantida e, quando aplicável, testada e calibrada em intervalos apropriados, usando-se como referência padrões rastreáveis aos padrões nacionais ou internacionais”; e “o titular deve manter registros dos resultados das monitorações e da verificação do cumprimento dos requisitos pertinentes, incluindo os registros de testes e calibrações”.

As responsabilidades e ações, expressas nos requisitos transcritos acima, se aplicam a todas as monitorações radiológicas conduzidas com o objetivo de verificar o cumprimento da Norma CNEN-NN-3.01, incluindo a monitoração ambiental.

Entende-se por monitoração ambiental o processo planejado e sistemático de realizar medições de campos de radiação, de radioatividade e de outros parâmetros no meio ambiente, incluindo a interpretação dos resultados dessas medições, com o objetivo de caracterizar, avaliar ou controlar a exposição do indivíduo do público, em especial do grupo crítico, resultante de uma prática. A monitoração ambiental é realizada por meio da condução de um Programa de Monitoração Radiológica Ambiental.

### **3.INTERPRETAÇÃO DO REQUISITO**

O PMRA é concebido para complementar os programas de controle da fonte e da descarga de efluentes radioativos. O programa pode ser dirigido a mais de uma única prática, para avaliar o impacto resultante da implantação de várias práticas em um mesmo sítio.

Um PMRA deve ser concebido de modo a assegurar os objetivos estabelecidos, por meio das medições e metodologias para a avaliação dos resultados obtidos.

#### **3.1 FASES DO PROGRAMA DE MONITORAÇÃO RADIOLÓGICA AMBIENTAL**

O PMRA deve ser conduzido durante os diversos estágios do processo de obtenção de licença, autorização ou outro ato administrativo pertinente, emitido pela CNEN. As fases do PMRA são definidas em função de cada estágio, conforme aplicável, em pré-operacional, operacional, de descomissionamento e de pós-descomissionamento, e devem atender aos objetivos específicos abaixo.

##### **3.1.1 Fase pré-operacional**

- a) caracterizar os níveis de radioatividade e os campos de radiação existentes e suas flutuações sazonais e periódicas, abrangendo as áreas de impacto e as que servirão de controle na fase operacional;
- b) identificar e determinar valores de parâmetros específicos que possam ser relevantes para a estimativa da dose e para a avaliação do impacto ambiental;
- c) implantar e avaliar a adequação dos procedimentos, equipamentos e técnicas de: medição; coleta, identificação, preservação e transporte de amostras; e métodos analíticos e radiométricos usados nos laboratórios;
- d) determinar a necessidade de recursos humanos, financeiros e de infraestrutura necessários à condução do programa na fase operacional; e
- e) capacitar o pessoal técnico para a condução adequada do programa na fase operacional.

##### **3.1.2 Fase Operacional**

- a) comprovar as condições previstas de isolamento da fonte e de controle da liberação de efluentes;
- b) prover meios para demonstração ao público de que a fonte e a liberação de efluentes se encontram sob controle;
- c) avaliar os incrementos detectados nos níveis de radioatividade ou concentrações de atividades de radionuclídeos, em relação à fase pré-operacional, às áreas de controle e aos níveis medidos nos anos anteriores;

- d) estimar o impacto devido aos incrementos detectados, e se necessário, propor e implementar programa de monitoração complementar e outras ações corretivas que levem ao retorno das condições operacionais impostas;
- e) avaliar as tendências em relação às medidas de níveis de radioatividade ou das concentrações de radionuclídeos em áreas sujeitas ao impacto radiológico da prática e fora destas (áreas de controle), que permitam distinguir a contribuição da prática avaliada daquela de outras fontes;
- f) demonstrar a conformidade com os níveis operacionais estabelecidos;
- g) realizar a supervisão da região de modo a identificar modificações em parâmetros que indiquem a necessidade de revisão do programa; e
- h) Manter registros continuados das medidas efetuadas que permitam os processos de acompanhamento e auditoria da prática.

### **3.1.3 Fase de Descomissionamento**

Os objetivos desta fase são similares aos da fase anterior. O PMRA pode ser uma intensificação daquele adotado no estágio operacional, ou ainda, um programa diferente, dependendo das características da instalação e dos procedimentos de descomissionamento que vierem a ser adotados.

### **3.1.4 Fase de Pós-descomissionamento**

- a) avaliar o nível de radiação e contaminação remanescentes no meio ambiente;
- b) identificar possíveis áreas onde ações corretivas sejam justificadas; e
- c) manter o controle de áreas que permaneçam de uso restrito;

## **3.2 ELABORAÇÃO DO PMRA**

O PMRA constitui-se de uma rede de medições de campo de radiação, de radioatividade e de outros parâmetros ambientais importantes, estabelecidos com base nas características próprias da prática e da região, onde devem estar especificados:

- a) o tipo e a frequência das medidas;
- b) os métodos de medidas ou amostragem e subseqüentes análises laboratoriais;
- c) as metodologias para avaliação e registro dos dados; e
- d) a documentação dos resultados.

O estabelecimento de um PMRA tem que levar em conta o seguinte:

- a) objetivos das medições;
- b) características das descargas: identificação do termo fonte para cada via de liberação e das condições de dispersão do efluente no meio ambiente;
- c) características do local: localização e descrição dos grupos de população, localização cartográfica dos recursos hídricos, naturais, histórico-culturais e produtivos;
- d) estimativa de dose: definição das vias críticas de exposição, dos radionuclídeos críticos, dos grupos críticos, do modelo de avaliação, e valores de parâmetros genéricos e específicos relativos ao local e às fontes;
- e) níveis operacionais: valores a serem utilizados no estabelecimento dos níveis mínimos que devem ser detectados, para cada radionuclídeo e meio monitorados; e
- f) resultados obtidos nos programas precedentes, quando aplicável.

Um PMRA deve conter, pelo menos, as seguintes informações:

- a) identificação cartográfica dos pontos que formam a rede de monitoração;

- b) especificação, em função das diferentes vias de exposição, dos meios e bio-indicadores a serem monitorados;
- c) tipos e frequências das medições, amostragens e subsequentes análises laboratoriais;
- d) limites mínimos de detecção, com base nos níveis operacionais, para cada radionuclídeo em função do meio monitorado;
- e) métodos de medidas, amostragem e análise;
- f) especificação dos equipamentos e sistemas de medição e de detecção necessários, em função dos tipos de medidas e dos limites mínimos de detecção requeridos;
- g) metodologia para análise crítica e tratamento dos dados;
- h) critérios e metodologia para avaliação dos resultados;
- i) definição da equipe técnica necessária à implantação e à manutenção do PMRA e de um programa de qualificação e de treinamento adequados;
- j) ações a serem implementadas quando os níveis de referência forem atingidos;
- k) programa de supervisão da região, de modo a identificar modificações significativas nas condições de dispersão dos efluentes, de ocupação do local, do uso das terras e dos recursos hídricos que indiquem a necessidade de reavaliação do PMRA; e
- l) periodicidade para reavaliação da adequação do PMRA.

### **3.3 GARANTIA DA QUALIDADE**

Todas as fases do PMRA devem estar submetidas a um Programa de Garantia da Qualidade consistente com a Norma CNEN - NN - 1.16. Em particular, para as atividades constantes do PMRA devem ser estabelecidos e documentados procedimentos operacionais e de gestão, e que descrevam, no mínimo:

- a) estruturas envolvidas e atribuições de responsabilidades;
- b) qualificação, treinamento e reciclagem;
- c) técnicas de amostragem, identificação, conservação e armazenagem de amostras;
- d) metodologias para determinações analíticas, análises radiométricas e medidas de radiação;
- e) metodologias para controle da qualidade analítica;
- f) metodologia para cálculo, análise crítica dos dados e expressão de resultados;
- g) metodologia para o tratamento estatístico dos dados e avaliação dos resultados; e
- h) procedimentos de registro e arquivo de resultados.

## **4 STATUS DA POSIÇÃO REGULATÓRIA**

### **4.1 ESCOPO DE APLICAÇÃO**

O PMRA tem caráter obrigatório para instalações nucleares, conforme requisitos da Norma CNEN-NE-1.04 "Licenciamento de Instalações Nucleares", e pode ser requerido para outras práticas, a critério da CNEN.

Não constam do escopo desta Posição Regulatória os aspectos aplicáveis às situações de intervenção.

### **4.2 VALIDADE**

Indeterminada.

## **5.REFERÊNCIAS**

1. International Commission on Radiological Protection " Principles of Monitoring for the Radiation Protection of the Population", ICRP Publication 43, Pergamon Press, 1984.

2. International Atomic Energy Agency, "International Basic Safety Standards for Protection against Ionising Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, Vienna, Austria, 1996.
3. International Atomic Energy Agency, "Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment", Safety Reports Series No. 19, IAEA, Vienna, Austria, 2001.
4. International Atomic Energy Agency, "Information to be Submitted in Support of Licensing Applications for NPP", Safety Guide No. 50-SG-G2, Vienna, Austria, 1979.
5. International Atomic Energy Agency, "Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment", Safety Guide No. WS-G-2.3, Vienna, Austria, 2000.
6. International Atomic Energy Agency, "Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Operation of Nuclear Power Plant", Safety Guide No. NS-G-2.7, Vienna, Austria, 2002.
7. International Atomic Energy Agency, "Dispersion of Radioactive Material in Air and Water and Consideration of Population Distribution in Site Evaluation for Nuclear Power Plant", Safety Guide No NS-G-3.2, Vienna, Austria, 2002.
8. National Regulatory Commission, " Measuring and Report of Radioactivity in the Environs of NPP", USNRC Regulatory Guide 4.1, Washington, DC, USA, 1973.
9. National Regulatory Commission, "Environmental Technical Specification for NPP", USNRC Regulatory Guide 4.8, Washington, DC, USA, 1975.
10. National Regulatory Commission, USNRC, "Quality Assurance for Radiological Monitoring Programs (Normal Operations) - Effluent Streams and the Environment", USNRC Regulatory Guides 4.15, rev. 1, Washington, DC, USA, 1979.
11. National Regulatory Commission, "Radiological Environmental Monitoring by NRC Licensees for Routine Operations of Nuclear Facilities", USNRC NUREG-0475, Task Group Report, Washington, DC, USA, 1978.
12. National Regulatory Commission, "Offsite Dose Calculation Manual Guidance: Standard Radiological Effluent Control for PWR", NUREG-1301, USNRC, Generic Letter 89-01, Supplement No 1, Washington, DC, USA, 1991.
13. Comissão Nacional de Energia Nuclear "Licenciamento de Instalações Nucleares", CNEN-NE 1.04 Rio de Janeiro, Brasil, 1984.
14. Comissão Nacional de Energia Nuclear, "Garantia da Qualidade para Segurança de Usinas Nucleoelétricas e outras Instalações", CNEN-NN-1.16, Rio de Janeiro, Brasil, 1996.

### **POSIÇÃO REGULATÓRIA 3.01 / 009**

## **MODELO PARA A ELABORAÇÃO DE RELATÓRIOS DE PROGRAMA DE MONITORAÇÃO RADIOLÓGICA AMBIENTAL**

### **1. REQUISITO DA NORMA SOB INTERPRETAÇÃO**

Esta Posição Regulatória refere-se ao requisito da Norma CNEN-NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica", expresso nas seções 5.14.1(c) e 5.14.4(e) e à sua aplicação em relação à emissão de relatórios de Programas de Monitoração Radiológica Ambiental (PMRA) para submeter à avaliação da CNEN.

### **2 AVALIAÇÃO DO REQUISITO**

O Capítulo 5 da Norma CNEN-NN-3.01 estabelece os "Requisitos para Práticas". Na subseção 5.14.1(c) é requerido que: "Em relação às fontes sob sua responsabilidade, os titulares devem estabelecer, implementar e manter medidas para estimar a exposição do público, incluindo, quando aplicável, programa de monitoração radiológica ambiental. O item 5.14.4(e) estabelece que "os titulares, em relação às fontes sob sua responsabilidade, devem registrar e manter os

resultados dessas monitorações, incluindo as estimativas de dose e emitir os relatórios de monitoração conforme estabelecido pela CNEN”.

### **3.INTERPRETAÇÃO DO REQUISITO**

As interpretações aqui apresentadas aplicam-se às práticas que, conforme entendimento da CNEN, necessitem de condução de programa de monitoração radiológica ambiental para estimar e controlar a exposição do público à radiação. Os titulares responsáveis por esses tipos de práticas devem manter um Programa de Monitoração Radiológica Ambiental e os registros dos resultados, bem como devem emitir, periodicamente, os respectivos relatórios para a CNEN.

#### **3.1 RELATÓRIO DE ROTINA**

Os relatórios periódicos do Programa de Monitoração Radiológica Ambiental devem apresentar: um resumo de todos os dados ambientais coletados no período a que se referem; a interpretação extensiva do significado desses dados; e a avaliação estatística dos resultados. Deve incluir uma comparação com os resultados da etapa pré-operacional, com os controles operacionais estabelecidos e com os resultados apresentados nos relatórios anteriores. Os relatórios de rotina devem ser submetidos à CNEN de acordo com os prazos por ela estabelecidos.

#### **3.2 MODELO DE RELATÓRIO**

Os relatórios devem ser apresentados em conformidade com o modelo abaixo e devem conter, no mínimo, as informações especificadas em cada tópico.

##### **3.2.1 Introdução**

Este tópico deve conter as seguintes informações sobre a instalação e sobre o programa de monitoração:

- a) breve descrição do local onde está inserida a instalação e do histórico das práticas realizadas;
- b) breve descrição das situações operacionais relevantes para a avaliação de impacto ambiental, dando ênfase às alterações ou interrupções de práticas ou processos ocorridos ao longo do período abrangido pelo relatório;
- c) identificação da revisão do PMRA a que se refere o relatório;
- d) breve indicação dos procedimentos utilizados para execução do PMRA;
- e) responsabilidades pela condução do PMRA e pela avaliação dos resultados;
- f) relatos de alterações relevantes nas condições de ocupação e uso dos recursos naturais e agro-industriais da região onde se encontra a instalação; e
- g) relatos de medidas anômalas de níveis de radiação ou concentração de atividade e referências sobre as ações investigativas ou corretivas implementadas.

##### **3.2.2 Sumário do PMRA**

Apresentar, em forma de tabelas, um resumo da última revisão aprovada do PMRA contendo:

- a) matrizes e meios monitorados;
- b) pontos de amostragem, com sua localização e coordenadas geográficas;
- c) identificação dos métodos de determinação utilizados, contendo os limites de detecção;
- d) método de coleta e frequência de amostragem;
- e) frequência de análise; e
- f) mapas com as localizações das instalações e dos pontos de amostragem.



### 3.2.3 Apresentação de Resultados

A apresentação dos resultados das medições deverá atender às seguintes condições:

a) apresentar, em forma de tabelas, para cada matriz ou meio monitorado e por ponto de amostragem, os valores mínimo e máximo das concentrações de atividade medidas (com os erros associados), o valor da média aritmética, a mediana e os desvios associados, bem como a razão entre o número de medidas com valores acima da atividade mínima detectável e o número total de amostras analisadas;

b) quando forem apresentados resultados de medidas individuais, esses devem ser relatados com as incertezas associadas e relacionados à data ou ao período da coleta, à identificação e localização do ponto de coleta e ao meio ou matriz correspondente;

c) identificar e justificar qualquer desvio dos programas de amostragem e análise estabelecidos;

d) apresentar tabelas com os valores de atividades mínimas detectáveis para os diversos radionuclídeos constantes do programa, para cada matriz e método de determinação;

e) os valores das medidas devem ser expressos nas unidades do Sistema Internacional (SI) e outras que, por sua importância prática, se consideram adequadas. Abaixo estão indicadas as unidades que podem ser adotadas para cada meio monitorado:

- I. ar: Bq/m<sup>3</sup> ou Bq/g;
- II. água de chuva: Bq/L;
- III. água de superfície, subterrânea ou potável: Bq/L;
- IV. sólidos em suspensão: Bq/L ou Bq/g;
- V. leite: Bq/L;
- VI. produtos agropecuários: Bq/kg úmido (consumo humano) e Bq/kg seco (consumo animal);
- VII. solos e areias: Bq/kg seco;
- VIII. sedimentos: Bq/kg seco;
- IX. organismos indicadores: Bq/kg úmido; e
- X. campo de radiação gama no ar: Kerma no ar, expresso em Gy.

f) nas instalações para as quais são exigidas participação em programas de comparação, devem ser apresentados os resultados do desempenho obtido, para todos os laboratórios que efetuem análise para o PMRA. Devem ser apresentadas, ainda, eventuais investigações, decorrentes de resultados com desvios superiores aos valores aceitáveis para os testes; e

g) fornecer os resultados individuais, em formato eletrônico, de todas as medidas realizadas contendo os erros associados, identificados pelo ponto de amostragem, matriz e data da amostragem. Quando forem usados fatores para conversão de massa ou volume para reportar o resultado da medida, apresentar os valores de massa úmida ou volume, massa seca e massa de cinza usados em cada etapa da conversão. Quando forem usados fatores de conversão de unidades de concentração, apresentar esses valores. Quando o valor da medida de concentração de atividade ou atividade total de um radionuclídeo especificado no PMRA for inferior ao valor mínimo detectável, esse valor deve ser reportado precedido do sinal "<" (menor que).

### 3.2.4 Análise e Discussão

Este tópico deve conter a análise e a interpretação dos resultados obtidos. Deverá ser realizada uma avaliação estatística dos resultados para o período correspondente, incluindo um estudo de tendências temporais, utilizando para comparação os resultados dos anos anteriores e da fase pré-operacional, quando possível. Os resultados devem ser comparados com os controles operacionais estabelecidos, quando aplicável.

Uma avaliação dos possíveis impactos radiológicos observados deve ser feita e devem ser apresentadas as evidências nas quais as conclusões possam estar baseadas. Quando aplicável, as ações corretivas adotadas para corrigir desvios identificados na condução do PMRA devem ser descritas. Devem ser usadas, se possível, figuras e tabelas para consolidar e ilustrar a discussão. Informações sobre os testes estatísticos utilizados devem ser incluídas.

### **3.2.5 Conclusão**

Este tópico deve conter as principais conclusões sobre o desempenho do PMRA e sobre a avaliação de impacto radiológico ambiental que possa ser relacionado à prática. As conclusões devem ser embasadas nos resultados apresentados. Não deve ser introduzida nova informação na conclusão. Deve, ainda, conter um relato de medidas corretivas implementadas, caso tenham sido necessárias.

### **3.2.6 Referências Bibliográficas**

As publicações citadas no texto ou que subsidiam as informações repassadas devem ser listadas neste tópico.

### **3.2.7 Anexos**

Os documentos e informações adicionais que ilustram ou documentam em maior detalhe os argumentos empregados na análise e conclusões devem constar nos anexos.

## **3.3 RELATÓRIOS ESPECIAIS**

Resultados de medições superiores aos níveis operacionais ou aos níveis de investigação estabelecidos no PMRA deverão gerar um relatório especial, a ser submetido à CNEN no prazo máximo de 30 dias. Esse relatório deve incluir a análise da situação operacional que possa ter provocado o problema, a avaliação do impacto ambiental pretérito e futuro, as ações corretivas propostas para mitigar os impactos, caso aplicável, e para prevenir a reincidência do problema.

Medidas anômalas de níveis de radiação ou concentração de atividade, em qualquer meio ou matriz, devem ser analisadas criticamente e, se confirmadas, notificadas imediatamente à CNEN, sendo que, no prazo máximo de 30 dias, deve ser submetido um relatório especial. Esse relatório deve incluir uma análise das condições de liberação, de fatores ambientais ou outros aspectos levados em consideração para explicar o resultado anômalo.

No caso de radionuclídeos naturais, valores anômalos devem ser definidos caso a caso, a partir dos valores de radiação natural de fundo específicos do local em questão e sua variabilidade natural. Respeitar o limite de dose para membros do público e a possibilidade de serem atingidos os critérios de intervenção descritos nas posições regulatórias 3.01/006 - Medidas de proteção e critérios de intervenção em situações de emergência e 3.01/007 - Níveis de intervenção e de ação para exposição crônica.

No caso de radionuclídeos não-naturais, são considerados valores anômalos aqueles que forem superiores, por uma ordem de grandeza, em relação aos medidos na fase pré-operacional ou operacional.

Nas situações em que a análise de um resultado anômalo indicar a possibilidade de existir uma situação em que o limite de dose para o público ou um critério de intervenção seja atingido ou ultrapassado, deve ser enviado aviso imediato à CNEN, para acompanhamento das ações de verificação/investigação efetuadas pelos operadores.

## **4.STATUS DA POSIÇÃO REGULATÓRIA**

### **4.1 ESCOPO DA APLICAÇÃO**

Esta Posição Regulatória aplica-se a todas as instalações que, por exigência da CNEN, mantenham um Programa de Monitoração Radiológica Ambiental.

## 4.2 VALIDADE

Indeterminada.

## 5 REFERÊNCIAS

1. International Commission on Radiological Protection ICRP 43, ICRP Publication 43, "Principles of Monitoring for the Radiation Protection of the Population", Pergamon Press, 1984.
2. International Atomic Energy Agency, SS-115, IAEA Safety Series nº. 115, "International Basic Safety Standards for Protection against Ionising Radiation and for the Safety of Radiation Sources", Vienna, Austria, 1996.
3. International Atomic Energy Agency, SAFETY REPORTS SERIES nº 19, IAEA Safety Reports Series, "Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment", Vienna, Austria, 2001.
4. International Atomic Energy Agency, SAFETY GUIDE nº 50-SG-G2, IAEA Safety Series, "Information to Be Submitted in Support of Licensing Applications for NPP", Vienna, Austria, 1979.
5. International Atomic Energy Agency, SAFETY GUIDE nº WS-G-2.3, IAEA Safety Standards Series, "Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment", Vienna, Austria, 2000.
6. International Atomic Energy Agency, SAFETY GUIDE nº NS-G-2.7, IAEA Safety Standards Series, "Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Operation of Nuclear Power Plant", Vienna, Austria, 2002.
7. International Atomic Energy Agency, SAFETY GUIDE nº NS-G-3.2, IAEA Safety Standards Series, "Dispersion of Radioactive Material in Air and Water and Consideration of Population Distribution in Site Evaluation for Nuclear Power Plant", Vienna, Austria, 2002.
8. US National Regulatory Commission, REGULATORY GUIDE 4.1, "Measuring and Report of Radioactivity in the Environs of NPP", Washington, DC, USA, 1973.
9. US National Regulatory Commission, Regulatory Guide 4.8, "Environmental Technical Specification for NPP", Washington, DC, USA, 1975.
10. US National Regulatory Commission, REGULATORY GUIDE 4.15, "Quality Assurance for Radiological Monitoring Programs (Normal Operations) - Effluent Streams and the Environment", rev. 1, Washington, DC, USA, 1979.
11. US National Regulatory Commission, NUREG-0475, "Radiological Environmental Monitoring by NRC Licensees for Routine Operations of Nuclear Facilities", Task Group Report, Washington, DC, USA, 1978.
12. US National Regulatory Commission, NUREG-1301, "Offsite Dose Calculation Manual Guidance: Standard Radiological Effluent Control for PWR", Generic Letter 89-01, Supplement nº 1, Washington, DC, USA, 1991.
13. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Norma CNEN-NE 1.04 "Licenciamento de Instalações Nucleares", Rio de Janeiro, Brasil, 1984.
14. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Norma CNEN-NN-1.16, "Garantia da Qualidade para Segurança de Usinas Nucleoelétricas e outras Instalações", Rio de Janeiro, Brasil, 1999.

### POSIÇÃO REGULATÓRIA 3.01/010

## NÍVEIS DE DOSE PARA NOTIFICAÇÃO À CNEN

### 1. REQUISITO DA NORMA SOB INTERPRETAÇÃO

Esta Posição Regulatória refere-se ao requisito da Norma CNEN-NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica" expresso no Capítulo 5 - Requisitos para Práticas, subseções 5.7.8 e 5.14.4f.

## **2.AVALIAÇÃO DOS REQUISITOS**

A subseção 5.7.8 da Norma CNEN-NN-3.01 determina que os titulares devem relatar imediatamente à CNEN as situações em que os níveis de dose especificados para fins de notificação forem atingidos.

A subseção 5.14.4, alínea f, estabelece que o titular deve comunicar imediatamente à CNEN qualquer liberação que exceda os níveis operacionais de liberação especificados para fins de notificação.

## **3.INTERPRETAÇÃO DO REQUISITO**

### **3.1 DOSES NO IOE**

A CNEN deve ser imediatamente notificada sempre que a dose recebida por algum IOE, decorrente de exposição à fonte, em um período de doze meses consecutivos ultrapassar o nível de restrição efetiva estabelecido como resultado do processo de otimização da proteção radiológica.

- a) Tal notificação deverá incluir, no mínimo, as seguintes informações:
- b) descrição do evento que deu origem à sobreexposição;
- c) taxa de dose a que o IOE foi submetido;
- d) medidas iniciais adotadas;
- e) ações de investigação levadas a efeito e suas conclusões; e
- f) medidas adotadas para evitar a repetição do evento.

### **3.2 LIBERAÇÕES PARA O MEIO AMBIENTE**

A CNEN deve ser imediatamente notificada sempre que houver qualquer ocorrência ou resultado de monitoração que indique haver a possibilidade de restrição de dose no grupo crítico ou quando a exposição de qualquer outro grupo de indivíduos do público ultrapassar o respectivo limite anual.

## **4.STATUS DA POSIÇÃO REGULATÓRIA**

### **4.1 ESCOPO DE APLICAÇÃO**

Esta Posição Regulatória aplica-se a todas as instalações que não atendam aos critérios de isenção ou de dispensa de requisitos de proteção radiológica estabelecidos pela CNEN.

### **4.2 VALIDADE**

Indeterminada.

## **POSIÇÃO REGULATÓRIA 3.01/011**

# **COEFICIENTES DE DOSE PARA EXPOSIÇÃO DO PÚBLICO**

## **1. REQUISITO DA NORMA SOB INTERPRETAÇÃO**

Esta Posição Regulatória refere-se aos requisitos da Norma CNEN-NN-3.01 "Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica", visando sua aplicação ao cálculo de doses para fins de verificação de conformidade com os limites e restrições de dose e níveis de referência para indivíduos do público, conforme expressos em sua seção 5.

## **2. AVALIAÇÃO DO REQUISITO**

As estimativas de doses para fins de verificação de conformidade com limites e restrições de dose, níveis de referência e níveis operacionais relevantes necessitam da utilização de coeficientes de dose. Esta Posição Regulatória estabelece os coeficientes de dose a serem

adotados, tendo como base as recomendações da ICRP na sua Publicação No. 60 [1] e as recomendações da IAEA constantes do Safety Series No. 115 [2]. Os coeficientes de dose externa para membros do público foram baseados nas referências [3] e [4].

### 3. INTERPRETAÇÃO DO REQUISITO

A absorção do radionuclídeo no sistema gastrintestinal e no sistema respiratório é dependente da forma química do composto incorporado. No caso do composto químico ser conhecido, deve ser utilizado o fator de dose de ingestão ou inalação adequado, de acordo com as Tabelas 1 e 2 da Posição Regulatória 3.01/003. Quando a informação sobre o composto químico não estiver disponível, deve ser usado o valor mais restritivo, para fins de comparação com limites ou restrições de dose.

Com a finalidade de demonstrar a conformidade com limites de dose efetiva, deve ser empregada a soma da dose efetiva devida à exposição externa no período especificado com a dose efetiva comprometida devida a incorporações de substâncias radioativas no mesmo período.

#### 3.1 COEFICIENTES DE DOSE PARA MEMBROS DO PÚBLICO

A Tabela 1 apresenta os coeficientes de dose para incorporação por inalação, para indivíduos do público, para diferentes categorias de absorção pulmonar, em função da faixa etária. A tabela 1 é tradução da tabela II-VII - "Inhalation: committed effective dose per unit intake e(g) via inhalation (Sv.Bq-1) for members of the public" do Safety Series No. 115 [2].

Os coeficientes de dose para incorporação por ingestão, para indivíduos do público, também em função da faixa etária, são apresentados na Tabela 2, que é a tradução da tabela II-VI - "Ingestion: committed effective dose per unit intake e(g) via ingestion (Sv.Bq-1) for members of the public" do Safety Series No. 115 [2].

Os coeficientes de dose para exposição externa de adultos, para diversas geometrias de exposição ambiental, são apresentados na Tabela 3. Os fatores de correção em função da faixa etária são dados na Tabela 4. Para exposição a radônio e filhos, devem ser usados os coeficientes de dose e de unidades apresentados na Tabela 5, relativo à exposição de adultos em residências.

#### TABELA 1- DOSE EFETIVA COMPROMETIDA POR UNIDADE DE INCORPORAÇÃO VIA INALAÇÃO PARA MEMBROS DO PÚBLICO, e(g), EM (Sv/Bq), EM FUNÇÃO DA FAIXA ETÁRIA

Obs.: A íntegra da Tabela 1 pode ser encontrada em: <http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp?grupo=3>

#### TABELA 2 - DOSE EFETIVA COMPROMETIDA POR UNIDADE DE INCORPORAÇÃO POR INGESTÃO PARA MEMBROS DO PÚBLICO, e(g), EM (Sv/Bq), EM FUNÇÃO DA FAIXA ETÁRIA

Obs.: A íntegra da Tabela 2 pode ser encontrada em: <http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp?grupo=3>

#### TABELA 3 - COEFICIENTES DE DOSE PARA ADULTOS MEMBROS DO PÚBLICO PARA VÁRIAS GEOMETRIAS DE CONTAMINAÇÃO AMBIENTAL

Obs.: A íntegra da Tabela 3 pode ser encontrada em: <http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp?grupo=3>

#### TABELA 4 - FATORES DE CORREÇÃO PARA A IDADE, PARA MEMBROS DO PÚBLICO, RELATIVOS À EXPOSIÇÃO EXTERNA

Idade (anos)	Geometria de exposição	
	imersão (ar água)	ou Solo contaminado

≤ 1 ano	1,5	1,5
1 a 2	1,4	1,3
2 a 7	1,4	1,3
7 a 12	1,2	1,1
12 a 17	1,2	1
> 17	1	1

**TABELA 5 - COEFICIENTES DE DOSE E DE UNIDADE PARA RADÔNIO E FILHOS**

Grandeza	Unidade	Valor
	(mJ.h.m-3) / (Bq.m-3)	1,56E-02
Exposição anual a radônio e filhos por unidade de concentração de radônio em residências b	WLMa / (Bq.m-3)	4,40E-03
	mSv / (mJ.h.m-3)	1,1
Coefficiente de conversão de dose efetiva por unidade de exposição em residências, para público b	mSv / WLM	4

aWLM = working level month

bconsiderando ocupação de 7000 horas por ano e fator de equilíbrio de 0,4

#### 4. STATUS DA POSIÇÃO REGULATÓRIA

##### 4.1 - ESCOPO DE APLICAÇÃO:

Aplicável à avaliação de doses efetivas para indivíduos do público, para fins de verificação de conformidade com limites, restrições de dose e níveis de referência estabelecidos pela CNEN.

##### 4.2 VALIDADE:

Indeterminada.

#### 5. REFERÊNCIAS:

- [1] International Commission on Radiological Protection. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60, Pergamon Press. 1991.
- [2] International Atomic Energy Agency. Safety Series No. 115, "International Basic Safety Standards for Protection against Ionising Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Disponível em <[http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub996\\_EN.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub996_EN.pdf)>. IAEA, Vienna, Austria. 1996.
- [3] Eckerman, K. F.; Ryman, J. C. External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil, Federal Guidance Report nº 12, U.S. EPA, United States. 1993.
- [4] Conti, C. C. Medidas de Taxa de Kerma no Ar e Determinação de Coeficientes de Conversão Para Dose em Exposição Ambiental, DSc. Thesis, Universidade Federal do Rio de Janeiro. 1999.

#### RESOLUÇÃO Nº 103, DE 05 DE MAIO DE 2011

**A COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN)**, criada pela Lei nº 4.118, de 27 de agosto de 1962, usando das atribuições que lhe confere a Lei nº 6.189, de 16 de dezembro de 1974, com as alterações introduzidas pela Lei nº 7.781, de 17 de junho de 1989 e pelo Decreto nº 5.667, publicado no Diário Oficial da União de 11 de janeiro de 2006, por decisão