

iii) Doses equivalentes nas diferentes partes do corpo em mSv, em caso de exposição não uniforme;

iv) Doses efetivas comprometidas em mSv, em caso de incorporação de radionuclídeos.

2 — Dados sobre trabalhadores externos a fornecer através do sistema de dados de monitorização radiológica individual:

a) Antes do início de qualquer atividade, a entidade empregadora do trabalhador externo deve fornecer os seguintes dados ao Registo Central de Doses:

i) Dados sobre o emprego do trabalhador externo nos termos das subalíneas vi), vii), viii) e ix) da alínea b) do n.º 1;

ii) Dados relativos ao controlo médico do trabalhador, os quais devem incluir:

I) A classificação médica do trabalhador nos termos do artigo 86.º do Decreto-Lei n.º 108/2018, de 3 de dezembro;

II) Informações sobre eventuais restrições ao trabalho com radiações;

III) A data do último exame médico periódico; e

IV) O período de validade dos resultados;

iii) Os resultados da monitorização individual da exposição do trabalhador externo, em conformidade com a alínea c) do n.º 1, referentes pelo menos aos últimos cinco anos civis incluindo o ano corrente;

b) Após o final de cada atividade devem ser fornecidos os seguintes dados ao Registo Central de Doses:

i) Período abrangido pela atividade;

ii) Estimativa de qualquer dose efetiva recebida pelo trabalhador externo (para o período abrangido pela atividade), nos termos da alínea c) do n.º 1.

112280737

### **Portaria n.º 137/2019**

**de 10 de maio**

O Decreto-Lei n.º 108/2018, de 3 de dezembro, com a redação conferida pela Declaração de Retificação n.º 4/2019, de 31 de janeiro, estabelece o regime jurídico da proteção radiológica, bem como as atribuições da autoridade competente e da autoridade inspetiva para a proteção radiológica, transpondo para a ordem jurídica interna a Diretiva n.º 2013/59/Euratom, do Conselho, de 5 de dezembro de 2013, que fixa as normas de segurança de base relativas à proteção contra os perigos resultantes da exposição a radiações ionizantes e revoga o Decreto-Lei n.º 222/2008, de 17 de novembro, designadamente os seus Anexos I e II.

O referido diploma prevê a fixação, por portaria do membro do Governo responsável pela área governativa da autoridade competente, dos valores dos fatores de ponderação tecidual e dos fatores de ponderação da radiação utilizados no cálculo das grandezas da proteção radiológica dose efetiva e dose equivalente.

Este diploma estabelece também que a estimativa das doses resultantes de exposição externa e de exposição interna são realizadas com base nos valores e relações normalizados recomendados na Publicação 116 da Comissão Internacional de Proteção Radiológica (CIPR) e na Publicação 119 da CIPR, respetivamente.

Assim, a presente portaria vem publicar os valores dos fatores de ponderação tecidual, os valores dos fatores de ponderação da radiação e os valores e relações normalizados, em conformidade com o conteúdo das Publicações 116 e 119 da Comissão Internacional de Proteção Radiológica.

Assim:

Manda o Governo, pelo Ministro do Ambiente e da Transição Energética, ao abrigo das alíneas v), x) e cv) do artigo 4.º do Decreto-Lei n.º 108/2018, de 3 de dezembro, com a redação conferida pela Declaração de Retificação n.º 4/2019, de 31 de janeiro, o seguinte:

#### **Artigo 1.º**

##### **Objeto**

A presente portaria fixa os valores dos fatores de ponderação tecidual, os valores dos fatores de ponderação da radiação e os valores e relações normalizados, previstos respetivamente nas alíneas v), x) e cv) do artigo 4.º do Decreto-Lei n.º 108/2018, de 3 de dezembro, com a redação conferida pela Declaração de Retificação n.º 4/2019, de 31 de janeiro.

#### **Artigo 2.º**

##### **Fatores de ponderação da radiação**

Os fatores de ponderação da radiação são especificados na tabela A do anexo I da presente portaria, da qual faz parte integrante.

#### **Artigo 3.º**

##### **Fatores de ponderação tecidual**

Os fatores de ponderação tecidual são especificados na tabela B do anexo I da presente portaria.

#### **Artigo 4.º**

##### **Valores e relações normalizados para a estimativa da exposição externa**

Os valores e relações normalizados para a estimativa das doses resultantes de exposição externa, tendo por base a Publicação 116 da Comissão Internacional de Proteção Radiológica, encontram-se descritos no anexo I da presente portaria.

#### **Artigo 5.º**

##### **Valores e relações normalizados para a estimativa da exposição interna**

Os valores e relações normalizados para a estimativa das doses resultantes de exposição interna, tendo por base a Publicação 119 da Comissão Internacional de Proteção Radiológica, encontram-se descritos no anexo II da presente portaria, da qual faz parte integrante.

#### **Artigo 6.º**

##### **Entrada em vigor**

A presente portaria entra em vigor no dia seguinte ao da sua publicação.

O Ministro do Ambiente e da Transição Energética, *João Pedro Soeiro de Matos Fernandes*, em 8 de maio de 2019.

Anexo I

Grandezas usadas em proteção radiológica para exposição externa

Definições

- a) «Efeitos determinísticos» reações tecidulares que resultam da exposição à radiação ionizante acima de determinados limiares, provocando danos celulares ou a morte celular que prejudicam a função do tecido ou órgão irradiado, sendo que a sua severidade depende da dose absorvida pelo tecido ou órgão;
- b) «Efeitos estocásticos» efeitos que envolvem a modificação não-letal do material genético de células somáticas ou germinativas do indivíduo exposto e caracterizam-se por uma relação probabilística, ou seja, a probabilidade para que ocorra o efeito depende da dose absorvida, no entanto, a sua gravidade é independente da dose absorvida.

1. Fluência e Kerma

1.1. Fluência,  $\Phi$

A fluência é o quociente de  $dN$  por  $da$ , em que  $dN$  é o número de partículas incidentes numa esfera por unidade de área perpendicular ao feixe  $da$ :

$$\Phi = \frac{dN}{da}$$

A unidade de fluência é  $m^{-2}$ . A fluência é independente da distribuição de direção das partículas que entram na esfera.

Em cálculos de transporte de radiação, a fluência é frequentemente expressa em termos de comprimento da trajetória das partículas, ou seja:

$$\Phi = \frac{dl}{dV}$$

Em que  $dl$  é a soma das trajetórias das partículas no volume  $dV$ .

1.2. Kerma,  $K$

O kerma, para partículas ionizantes sem carga (como os fótons ou neutrões), é o quociente de  $dE_{tr}$  por  $dm$ , em que  $dE_{tr}$  é a soma média das energias cinéticas iniciais de todas as partículas carregadas libertadas numa massa  $dm$  de material pelas partículas sem carga incidentes em  $dm$ , ou seja:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm}$$

A unidade de kerma é o gray (Gy).

2. Grandezas de dose utilizadas para proteção radiológica

2.1. Dose Absorvida,  $D$

A dose absorvida é definida pelo quociente entre  $d\bar{E}$  e  $dm$ , em que  $d\bar{E}$  é a energia média depositada pela radiação ionizante na matéria de massa  $dm$ , ou seja:

$$D = \frac{d\bar{E}}{dm}$$

A unidade de dose absorvida é o gray (Gy).

2.2. Dose absorvida média (num órgão ou tecido),  $D_T$

A dose absorvida média numa região de um órgão ou tecido  $T$  é definida por:

$$D_T = \frac{1}{m_T} \int_{m_T} D \, dm$$

Em que  $m_T$  é a massa do órgão ou tecido e  $D$  é a dose absorvida no elemento de massa  $dm$ . A dose absorvida média é também o quociente entre a energia média depositada pela radiação ionizante no órgão ou tecido,  $\bar{E}_T$ , e massa do órgão ou tecido,  $m_T$ , ou seja:

$$D_T = \frac{\bar{E}_T}{m_T}$$

A unidade de dose absorvida média é o gray (Gy). Esta grandeza é também por vezes denominada dose no órgão.

2.3. Dose equivalente (num órgão ou tecido),  $H_T$ , e fatores de ponderação da radiação,  $w_R$

A dose equivalente é a dose absorvida média no órgão ou tecido  $T$ , ponderada em função do tipo e qualidade da radiação  $R$  incidente no corpo ou emitida por radionuclídeos existentes no corpo. É definida pela expressão:

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R}$$

em que  $D_{T,R}$  é a dose absorvida média no órgão ou tecido  $T$ , em resultado da radiação  $R$  e  $w_R$  é o fator de ponderação da radiação  $R$ . A unidade de dose equivalente é o sievert (Sv).

Os valores dos fatores de ponderação da radiação encontram-se na Tabela A.

Tabela A – Fatores de ponderação da radiação,  $w_R$ .

Tipo de radiação*	$w_R$
Fótons	1
Elétrões e múões	1
Protões e píões carregados	2
Partículas alfa, fragmentos de fissão, iões pesados	20
Neutrões, $E_n < 1$ MeV	$2.5 + 18.2e^{-[\ln(E_n)]^2/6}$
Neutrões, $1 \text{ MeV} \leq E_n \leq 50 \text{ MeV}$	$5.0 + 17.0e^{-[\ln(2E_n)]^2/6}$
Neutrões, $E_n > 50 \text{ MeV}$	$2.5 + 3.25e^{-[\ln(0.04E_n)]^2/6}$

\* todos os valores dizem respeito à radiação incidente no corpo ou, no caso de fontes internas de radiação, emitida pelo(s) radionuclídeo(s) incorporado(s).

A aplicação destes valores somente é adequada para a aplicação prevista da dose equivalente e da dose efetiva, ou seja, para a limitação de doses e avaliação de risco e controlo de doses na gama das baixas doses. Nos casos em que é necessário efetuar uma avaliação de risco retrospectiva, deve ser utilizada informação mais detalhada sobre campo de radiação e devem usar-se valores de eficácia biológica relativa apropriados, se estes dados estiverem disponíveis. A heterogeneidade das doses de radiação no interior das células, que pode ocorrer com trítio e emissores de Auger incorporados no ADN, também requer análise específica. A dose equivalente e a dose efetiva não são grandezas apropriadas para estas avaliações.

2.4. Dose efetiva,  $E$ , e fatores de ponderação tecidual,  $w_T$

A dose efetiva é a soma das doses equivalentes ponderadas em todos os tecidos e órgãos do corpo e resultantes de exposição interna e externa. É definida pela expressão:

$$E = \sum_T w_T H_T = \sum_T w_T \sum_R w_R D_{T,R}$$

em que  $D_{T,R}$  é a dose absorvida média no órgão ou tecido  $T$ , em resultado da radiação  $R$ ,  $w_R$  é o fator de ponderação da radiação  $R$  e  $w_T$  é fator de ponderação tecidual para o tecido ou órgão  $T$ . A unidade de dose efetiva é o sievert (Sv).

O somatório de todos os  $w_T$  é 1, sendo tidos em conta todos os tecidos ou órgãos considerados sensíveis à indução de efeitos estocásticos. Os valores de  $w_T$  são escolhidos para representar as contribuições individuais dos tecidos ou órgãos para o prejuízo global para a saúde resultante dos efeitos estocásticos.

Os valores de  $w_T$  representam valores médios para humanos de ambos sexos e de todas as idades, não sendo relacionados com as características de qualquer indivíduo em particular. Os valores dos fatores de ponderação tecidual encontram-se na Tabela B.

Tabela B – Fatores de ponderação tecidual,  $w_T$ .

Tecido ou órgão	$w_T$	$\Sigma w_T$
Medula óssea vermelha, cólon, pulmão, estômago, mama, tecidos diversos*	0.12	0.72
Gónadas	0.08	0.08
Bexiga, esófago, fígado, tireoide	0.04	0.16
Superfície óssea, cérebro, glândulas salivares, pele	0.01	0.04
Total		1

\*O valor do  $w_T$  para os "tecidos diversos" (0,12) aplica-se à média aritmética das doses dos 13 órgãos e tecidos seguidamente enumerados, por sexo. Tecidos diversos: tecido suprarrenal, região extratorácica (ET), vesícula biliar, coração, rins, gânglios linfáticos, músculo, mucosa bucal, pâncreas, próstata (sexo masculino), intestino delgado, baço, timo, útero/colo do útero (sexo feminino).

A dose equivalente e a dose efetiva não são mensuráveis. Para exposição a radiação com origem em fontes externas, os seus valores são determinados através de medidas de radiação utilizando as grandezas operacionais, ou por aplicação de coeficientes de conversão que relacionam as grandezas associadas aos campos de radiação com a dose equivalente num órgão ou a dose efetiva.

A dose efetiva para fins de proteção radiológica tem por base as doses absorvidas médias em órgãos e tecidos do corpo humano. É definida e estimada na Pessoa de Referência. Esta grandeza providencia um valor que tem em conta as condições específicas de exposição de um indivíduo mas não as suas características individuais. Em particular, os valores dos fatores de ponderação tecidual são valores médios que representam uma média de muitos indivíduos de ambos sexos.

3. Grandezas operacionais

As grandezas da proteção radiológica dose equivalente em tecidos ou órgãos e dose efetiva não são mensuráveis e, portanto, não podem ser usadas diretamente para fins de monitorização radiológica. Para a estimativa das grandezas da proteção radiológica são utilizadas grandezas operacionais que permitem demonstrar a conformidade das medidas com os regulamentos da exposição ocupacional e a aplicação do princípio de manter as exposições tão baixas quanto possível, tomando em conta os fatores económicos e sociais.

As grandezas operacionais de dose, baseadas no equivalente de dose e definidas pela Comissão Internacional de Unidades e Medidas de Radiação (ICRU) para medidas de campos de radiação externa, são o equivalente de dose ambiente e o equivalente de dose direcional para a monitorização de área, e o equivalente de dose individual para a monitorização individual.

O objetivo das grandezas operacionais é fornecer uma estimativa razoável, geralmente conservadora, do valor das grandezas da proteção radiológica relacionadas com uma exposição ou potencial exposição de pessoas na maior parte das condições de irradiação. São usadas com frequência em regulamentos e guias práticos.

3.1. Equivalente de Dose,  $H$

O equivalente de dose é o produto da dose absorvida  $D$  num ponto do tecido pelo fator de qualidade  $Q$  nesse ponto:

$$H = QD$$

A unidade de equivalente de dose é o sievert (Sv).

A eficácia biológica da radiação ionizante é considerada fortemente correlacionada com as suas propriedades de deposição de energia ao longo do percurso das partículas carregadas no tecido, em especial com a densidade de ionização. Para aplicações em proteção radiológica, a estrutura complexa dos percursos é somente caracterizada pelo parâmetro transferência linear de energia não restrita,  $L_{\infty}$ . Assim, o fator de qualidade é definido como uma função de transferência linear de energia não restrita de partículas carregadas na água,  $Q(L)$ :

$$Q(L) = \begin{cases} 1 & L < 10 \text{ keV}/\mu\text{m} \\ 0.32L - 2.2 & 10 \leq L \leq 100 \text{ keV}/\mu\text{m} \\ 300/\sqrt{L} & L > 100 \text{ keV}/\mu\text{m} \end{cases}$$

O fator de qualidade,  $Q$ , num ponto no tecido é dado por:

$$Q = \frac{1}{D} \int_{L=0}^{\infty} Q(L) D_L dL$$

Onde  $D$  é a dose absorvida nesse ponto,  $D_L$  é a distribuição de  $D$  em transferência linear de energia,  $L$ , e  $Q(L)$  é o fator de qualidade correspondente no ponto de interesse. A integração deve ser realizada sobre o  $L$  devido a todas as partículas carregadas, excluindo os eletrões secundários por si produzidos. Esta função é particularmente importante para neutrões devido aos vários tipos de partículas secundárias carregadas produzidas na interação dos neutrões com os tecidos.

Para a monitorização da exposição externa, quer seja de área quer seja individual, a aplicação das diferentes grandezas operacionais de dose encontra-se descrita na tabela C.

Tabela C – Grandezas operacionais para a monitorização da exposição externa.

Objetivo	Grandezas operacionais de dose	
	Monitorização de área	Monitorização individual
Controlo da dose efetiva	Equivalente de dose ambiente $H^*(10)$	Equivalente de dose individual $H_p(10, \Omega)$
Controlo das doses na pele, mãos, pulsos e pés	Equivalente de dose direcional $H_p(0,07, \Omega)$	Equivalente de dose individual $H_p(0,07, \Omega)$
Controlo da dose no cristalino*	Equivalente de dose direcional $H^*(3, \Omega)$	Equivalente de dose individual $H_p(3, \Omega)$

\*Se os dispositivos de monitorização não forem concebidos para a medição de  $H^*(3, \Omega)$  ou  $H_p(3, \Omega)$ , podem aplicar-se  $H^*(0,07, \Omega)$  e  $H_p(0,07)$

Fonte: ICRP, 2010. Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures. ICRP Publication 116, Ann. ICRP 40(2–5).

Existem situações em que a estimativa das doses individuais não é realizada por dosimetria individual mas sim usando a monitorização de área. Entre estas situações inclui-se a avaliação de doses de tripulações de aviões, avaliação de doses prospetivas, e a avaliação de doses em locais de trabalho e no ambiente natural.

### 3.2. Grandezas operacionais para a monitorização de área

Para todos os tipos de radiação externa, as grandezas operacionais para a monitorização de área são definidas com base na quantidade de equivalente de dose que existiria na “esfera ICRU” como uma construção teórica de material equivalente a tecido. A “esfera ICRU” foi criada pela Comissão Internacional das Unidades e Medidas de Radiação (ICRU) e consiste numa esfera de um material equivalente a tecido, com 30 cm de diâmetro, uma densidade de 1 g.cm<sup>-3</sup> e uma massa composta por 76,2% de oxigénio, 11,1% de carbono, 10,1% de hidrogénio e 2,6% de azoto. Na maioria dos casos, este fantoma representa adequadamente o corpo humano no respeito à dispersão e atenuação dos campos de radiação em consideração.

As grandezas operacionais para a monitorização de área definidas na “esfera ICRU” mantêm a característica de grandeza pontual e a propriedade aditiva. Tal é garantido pela utilização de uma profundidade fixa na definição de cada grandeza.

Um campo de radiação expandido é definido como um campo hipotético em que a fluência e respetivas distribuições direcional e energética têm o mesmo valor ao longo do volume de interesse que no campo real no ponto de referência. A expansão do campo de radiação garante que toda a “esfera ICRU” é exposta a um campo de radiação homogéneo com a mesma fluência, distribuição energética, e distribuição direcional como no ponto de interesse num campo de radiação real.

Um campo de radiação expandido e alinhado é definido como um campo de radiação cuja fluência e respetivas distribuições direcional e energéticas são iguais às do campo expandido, mas de fluência unidirecional. Neste campo de radiação hipotético, a “esfera ICRU” é homogeneamente irradiada a partir de uma direção e a fluência do campo é o integral da distribuição direcional da fluência no ponto de interesse no campo de radiação real. No campo de radiação expandido e alinhado, o valor de equivalente de dose em qualquer ponto da “esfera ICRU” é independente da distribuição direcional da radiação que possa existir no campo de radiação real.

#### 3.2.1. Equivalente de dose ambiente, $H^*(10)$

Para a monitorização de área, a grandeza operacional para estimar a dose efetiva é o equivalente de dose ambiente,  $H^*(10)$ .

O equivalente de dose ambiente, num ponto do campo de radiação, é o equivalente de dose que seria produzido pelo campo expandido e alinhado correspondente na “esfera ICRU” a uma profundidade de 10 mm num raio oposto à direção do campo alinhado. A unidade de equivalente de dose ambiente é o Sievert (Sv).

#### 3.2.2. Equivalente de dose direcional, $H^*(d, \Omega)$

Para a monitorização de área, a grandeza operacional para estimar a dose na pele e extremidades (mãos, pulsos e pés), bem como a dose no cristalino, é o equivalente de dose direcional  $H^*(d, \Omega)$ .

O equivalente de dose direcional, num ponto do campo de radiação, é o equivalente de dose que seria produzido pelo campo expandido correspondente na esfera ICRU a uma profundidade,  $d$ , num raio numa direção específica  $\Omega$ . A unidade de equivalente de dose direcional é o Sievert (Sv).

Para estimar a dose na pele e extremidades utiliza-se  $d = 0,07$  mm e a grandeza escreve-se como  $H^*(0,07, \Omega)$ .

No caso da monitorização do cristalino, é recomendada a utilização de  $d = 3$  mm e a grandeza escreve-se como  $H^*(3, \Omega)$ . Caso o dispositivo de monitorização não seja concebido para a medição de  $H^*(3, \Omega)$  pode usar-se em substituição o  $H^*(0,07, \Omega)$ .

### 3.3. Grandezas operacionais para a monitorização individual

A monitorização individual da exposição externa é habitualmente realizada com recurso a dosímetros individuais utilizados no corpo e a grandeza operacional definida para esta aplicação tem em conta este facto. Para a monitorização individual, a grandeza operacional é o equivalente de dose individual,  $H_p(d)$ .

O equivalente de dose individual,  $H_p(d)$ , é o equivalente de dose no tecido mole ICRU, a uma profundidade apropriada,  $d$ , abaixo de um ponto específico do corpo humano. Para este fim o tecido mole é definido como o tecido de 4 elementos da ICRU, ou seja, com uma densidade de 1 g.cm<sup>-3</sup> e uma massa composta por 76,2% de oxigénio, 11,1% de carbono, 10,1% de hidrogénio e 2,6% de azoto, tal como a “esfera ICRU”.

Para estimar a dose efetiva utiliza-se uma profundidade  $d = 10$  mm, e para estimar a dose equivalente na pele, mãos, pulsos e pés utiliza-se uma profundidade  $d = 0,07$  mm. Para monitorizar a dose no cristalino, a profundidade mais apropriada é  $d = 3$  mm.

## Anexo II

### Cálculo da dose efetiva e coeficientes de dose para a incorporação de radionuclídeos

Na monitorização da exposição ocupacional a radiação externa usam-se as grandezas operacionais  $H_p(10)$  ou, nas situações em que não existe controlo por dosimetria individual, o  $H^*(10)$  para estimar a dose efetiva, assumindo uma exposição uniforme do corpo inteiro. Para a exposição interna, as doses efetivas comprometidas são determinadas a partir de avaliação das incorporações de radionuclídeos, quer por ensaios biológicos quer por outros métodos (por exemplo, atividade retida no corpo ou no excreta diário). A dose de radiação é calculada usando coeficientes de dose, que relacionam a atividade incorporada com a dose.

As doses obtidas pela avaliação das exposições ocupacionais com origem na radiação externa e na incorporação de radionuclídeos são combinadas para a obtenção do valor da dose efetiva total,  $E$ , com o objetivo de demonstração do cumprimento dos limites de dose e restrições de dose, ou seja:

$$E \cong E_{\text{externa}} + E(50)$$

em que  $E_{\text{externa}}$  pode ser estimada pelo equivalente de dose individual,  $H_p(10)$ , ou nas situações em que não existe controlo por dosimetria individual pelo equivalente de dose ambiente,  $H^*(10)$ , e  $E(50)$  é a dose efetiva comprometida num período de 50 anos após a incorporação, que pode ser determinada pela expressão:

$$E(50) = \sum_i e_{j,\text{inh}}(50) \cdot I_{j,\text{inh}} + \sum_i e_{j,\text{ing}}(50) \cdot I_{j,\text{ing}}$$

em que  $e_{j,\text{inh}}(50)$  é o coeficiente de dose efetiva comprometida pela incorporação por inalação de determinada atividade do radionuclídeo  $j$ ,  $I_{j,\text{inh}}$  é a atividade incorporada por inalação do radionuclídeo  $j$ ,  $e_{j,\text{ing}}(50)$  é o coeficiente de dose efetiva comprometida pela incorporação por ingestão de determinada atividade do radionuclídeo  $j$ ,  $I_{j,\text{ing}}$  é a atividade incorporada por ingestão do radionuclídeo  $j$ . O período de comprometimento de 50 anos representa o período de possível acumulação de doses durante o tempo de trabalho (este tempo somente é relevante para radionuclídeos de semivida física longa e de longos períodos de retenção nos tecidos do corpo). No cálculo da dose efetiva para alguns radionuclídeos específicos pode ser necessário ter em conta as características do material incorporado [ICRP, 2007. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103, Ann. ICRP 37(2–4)].

Os coeficientes de dose efetiva comprometida a utilizar para o cálculo da dose efetiva comprometida são os recomendados pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica na sua Publicação 119 [ICRP, 2012. Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. ICRP Publication 119, Ann. ICRP 41(Suppl.)].

Os Anexos A, B e C da Publicação 119 contêm os valores dos coeficientes de dose efetiva comprometida para a incorporação por inalação e ingestão de radionuclídeos por trabalhadores expostos.

Os anexos D e E da Publicação 119 apresentam os fatores de absorção gastrointestinal,  $f_i$ , e os tipos de liberação pulmonar para a determinação dos coeficientes de dose apresentados no Anexo A.

Nos anexos F, G e H da Publicação 119 constam os valores dos coeficientes de dose para incorporação por membros do público de diferentes escalões etários.

112280891

## Portaria n.º 138/2019

de 10 de maio

O Decreto-Lei n.º 108/2018, de 3 de dezembro, com a redação conferida pela Declaração de Retificação n.º 4/2019, de 31 de janeiro, estabelece o regime jurídico da proteção radiológica, bem como as atribuições da autoridade competente e da autoridade inspetiva para a proteção radiológica, transpondo para a ordem jurídica interna a Diretiva 2013/59/Euratom, do Conselho, de 5 de dezembro, que fixa as normas de segurança de base relativas à proteção contra os perigos resultantes da exposição a radiações ionizantes e revoga o Decreto-Lei n.º 140/2005, de 17 de agosto.

O referido diploma prevê a fixação, por portaria do membro do Governo responsável pela área governativa da autoridade competente, dos critérios de isenção e liberação, que incluem os critérios gerais e os níveis.