



Auteurs: Sébastien Baechler, Jérôme Damet, François Bochud
Version: 15 août 2013

Table des matières

1	Préambule	1
2	But de l'étude	1
3	Mise à jour des données pour la radioprotection opérationnelle	2
3.1	Propriétés physiques des radionucléides	2
3.2	Grandeurs d'appréciation pour l'exposition interne	5
3.3	Grandeurs d'appréciation pour l'exposition externe	7
3.4	Limites d'exemption	14
3.5	Limite d'autorisation (LA)	18
3.6	Valeurs directrice (CA et CS)	19
3.7	Prise en compte de la filiation	21
4	Références	23
A.	Annexe – Détermination du coefficient de dose e_{inh} pour Co-60	24
A.1	Rappel du formalisme pour le calcul de $E(50)$	24
A.2	Implémentation du modèles biocinétique du cobalt	25
A.3	Calcul des facteurs SEE pour Co-60	26
A.4	Calcul des $H_T(50)$ et $E(50)$ pour le ^{60}Co	28
A.5	Références	29
B.	Annexe – Détermination de $H^*(10)/\Phi$	30
B.1	Contexte	30
B.2	Calcul de $H^*(10)/\Phi$	30
B.3	Discussion	32
B.4	Conclusion	33
B.5	Références	33

1 Préambule

Dans le cadre du projet de révision totale de la législation suisse en radioprotection, il est nécessaire d'adapter et d'actualiser les données des quelques 800 radionucléides de l'annexe 3 de l'ordonnance sur la radioprotection (ORaP) du 22 juin 1994 (état 01.01.2012) concernant les données pour la radioprotection opérationnelle.

2 But de l'étude

Le but de cette étude était de proposer une refonte de l'annexe 3 de l'ORaP pour les quelques 800 radionucléides en fonction des dernières publications de la Commission internationale de protection radiologique (ICRP), de la récente directive Basic Safety Standard de l'Union européenne (BSS Européen) [1], du projet de directive Basic Safety Standard de l'Agence

internationale de l'énergie atomique (BSS IAEA) [2] et de toutes autres publications scientifiques d'intérêt.

Une analyse et une actualisation ont été réalisées successivement pour chacune des 13 colonnes de l'annexe 3 de l'ORaP dont les données sont indiquées pour quelques 800 radionucléides. Les intitulés de ces 13 colonnes ont été regroupés de la manière suivante:

- Propriétés physiques des radionucléides
 1. Nucléide
 2. Période radioactive
 3. Type de désintégration / de rayonnement
- Grandeurs d'appréciation pour l'irradiation interne
 4. Coefficients de dose effective pour l'inhalation, e_{inh}
 5. Coefficients de dose effective pour l'ingestion, e_{ing}
- Grandeurs d'appréciation pour l'irradiation externe
 6. Coefficients de débit dose à 10 mm de profondeur, h_{10}
 7. Coefficients de débit de dose à 0.07 mm de profondeur, $h_{0,07}$
 8. Coefficients de débit de dose pour la contamination de la peau, $h_{c0,07}$
- Grandeurs limitées secondaires
 9. Limite d'exemption, LE (ou limite de libération LL)
 10. Limite d'autorisation, LA
- Valeurs directrices
 11. Valeur directrice pour l'activité dans l'air (travailleur), CA
 12. Valeur directrice pour la contamination surfacique (public), CS
- Prise en compte de la filiation
 13. Nucléide de filiation instable

Au final, nous proposons une version de l'annexe 3 de l'ORaP révisée sous la forme d'un fichier Excel ainsi qu'un rapport de notre analyse comparative des valeurs révisées avec celles en vigueur dans l'ORaP.

3 Mise à jour des données pour la radioprotection opérationnelle

3.1 Propriétés physiques des radionucléides

3.1.1 Nucléides

Les données physiques des 792 radionucléides (97 éléments) de l'ORaP actuelle ont été comparées et mises à jour selon la publication ICRP 107 « *Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations* » de 2008 [3]. La publication ICRP 107 contient les données de désintégration de 1252 radionucléides (97 éléments) et remplace la publication ICRP 38 [4]. Le dénombrement de 792 radionucléides dans l'ORaP actuelle comprend les différentes formes chimiques des 4 éléments suivants : H-3, C-11, C-14 et S-35. Cela correspondant à 11 entrées dans le tableau de l'annexe 3 et le nombre effectif de radionucléides distincts dans l'ORaP actuelle est donc de 785.

Dans le cadre de cette première version de l'annexe 3 révisée, il est décidé de conserver les 785 radionucléides de l'ORaP actuelle.

Les nucléides de filiation de période inférieure à 10 minutes ne sont pas mentionnés séparément et leurs propriétés sont intégrées dans la ligne du nucléide mère, comme actuellement. Ils sont indiqués après une barre oblique. Cela concerne 24 radionucléides.

Voici les modifications apportées à la liste des radionucléides de l'ORaP actuelle :

- Nb-89-1 et Nb-89-2 référencés dans l'ORaP sont renommés conformément à l'ICRP 107 :
 - Nb-89-1 devient Nb-89m
 - Nb-89-2 devient Nb-89.
- Nb-98 référencé dans l'ORaP devient Nb-98m.
- Rh-102 et Rh-102m sont inversés dans l'ORaP par rapport à l'ICRP 107, donc :
 - Rh-102 devient Rh-102m
 - Rh-102m devient Rh-102.
- In-110L et In-110S sont renommés conformément à l'ICRP 107 :
 - In-110L devient In-110
 - In-110S devient In-110m.
- Sb-120-1 et Sb-120-2 référencés dans l'ORaP sont renommés conformément à l'ICRP 107 :
 - Sb-120-1 devient Sb-120
 - Sb-120-2 devient Sb-120m.
- Sb-124m-2 a été renommé Sb-124n.
- Sb-128L et Sb-128S sont renommés conformément à l'ICRP 107 :
 - Sb-128L devient Sb-128
 - Sb-128S devient Sb-128m.
- Eu-150-1 et Eu-150-2 sont renommés conformément à l'ICRP 107 :
 - Eu-150-2 devient Eu-150
 - Eu-150-1 devient Eu-150m.
- Tb-156m-1 et Tb-156m-2 sont renommés conformément à l'ICRP 107 :
 - Tb-156m-2 devient Tb-156m
 - Tb-156m-1 devient Tb-156n.
- Ta-178-1 et Ta-178-2 sont renommés conformément à l'ICRP 107 :
 - Ta-178-1 devient Ta-178
 - Ta-178-2 devient Ta-178m.
- Ta-180m référencé dans l'ORaP correspond à Ta-180 de l'ICRP 107, donc :
 - Ta-180m devient Ta-180
 - Ta-180 devient Ta-180m.
- Ta-180m, avec $T_{1/2} = 10^{13}$ ans, n'est pas mentionné dans l'ICRP 107.
- W-176 n'est pas mentionné dans l'ICRP 107.
- Re-177 n'est pas mentionné dans l'ICRP 107.
- Re-182-1 et Re-182-2 sont renommés conformément à l'ICRP 107 :
 - Re-182-2 devient Re-182
 - Re-182-1 devient Re-182m
- Ir-186-1 et Ir-186-2 sont renommés conformément à l'ICRP 107 :
 - Ir-186-2 devient Ir-186
 - Ir-186-1 devient Ir-186m
- Ir-190m-1 et Ir-190m-2 sont renommés conformément à l'ICRP 107 :
 - Ir-190m-2 devient Ir-190m
 - Ir-190m-1 devient Ir-190n

- Ir-192m référencé dans l'ORaP devient Ir-192n de l'ICRP 107.
- Np-236L et Np-236s sont renommés conformément à l'ICRP 107 :
 - Np-236L devient Np-236
 - Np-236S devient Np-236m
- Md-257 et Md-258 ne sont pas mentionnés dans l'ICRP 107.

3.1.2 Périodes radioactives

Pour chaque radionucléide, la période radioactive est mise à jour avec les valeurs de la publication ICRP 107 [3]. Si le radionucléide n'est pas donné dans l'ICRP 107, la période radioactive indiquée dans la version révisée de l'annexe 3 de l'ORaP correspond à celle du BSS IAEA (Table III-2A) [2].

Les périodes radioactives sont indiquées avec les unités suivantes :

- s = seconde,
- m = minute,
- h = heure,
- j = jour (n'est pas utilisé dans l'ORaP actuelle),
- a = année.

Sur les 785 radionucléides de l'ORaP, la différence entre la période radioactive de l'ORaP actuelle et celle de l'ICRP 107 est inférieure à 1% pour 620 radionucléides. Pour 105 radionucléides, l'écart est compris dans un intervalle $\pm 5\%$. Pour 34 radionucléides, l'écart est supérieur à $\pm 10\%$, avec 10 radionucléides présentant des écarts supérieurs à $\pm 50\%$ (voir Tableau 1).

Tableau 1. Radionucléides pour lesquels la différence entre la période radioactive de l'ORaP actuelle et celle de la publication ICRP 107 est supérieure à 50%.

Nucléide	T _{1/2} (ORaP)	T _{1/2} (ICRP 107)	Ecart [%]
Sn-126	1.0 E5 a	2.30 E5 a	-57%
Ag-108m / Ag-108	127 a	418 a	-70%
Es-250	2.1 h	8.6 h	-76%
Se-79	6.5 E4 a	2.95 E5 a	-78%
Te-119m	16 h	4.70 j	-86%
Fe-60	1 E5 a	1.5 E6 a	-93%
Te-123	1 E13 a	6.00 E14 ya	-98%
Tb-157	150 a	71 a	111%
Si-32	450 a	132 a	241%
Pb-202	3 E5 a	5.25 E4 a	471%

3.1.3 Type de désintégration et de rayonnement

Les types de désintégration sont indiqués de la manière suivante :

- α = désintégration alpha
- β^- = désintégration bêta minus
- β^+ = désintégration bêta plus
- EC = désintégration par capture électronique (et non plus ϵ)
- IT = désintégration par transition isomérique
- SF = désintégration par fission spontanée (et non plus ϕ)

Il a été proposé de renommer la colonne 3 comme suit : « Mode de désintégration / rayonnement ». Pour chaque radionucléide, le « /rayonnement » se traduit par « /ph » si la désintégration est accompagnée par l'émission d'un rayonnement photonique (γ ou X) d'une énergie supérieure à 10^{-4} MeV par désintégration, selon la Table A.1 de l'annexe A de l'ICRP 107 [3]. Le fait d'indiquer par un « /ph » si des photons sont émis lors de la désintégration d'un radionucléide donnée est très utile pour la radioprotection (par exemple pour les modalités de blindage à envisager). Dans l'ORaP actuelle, l'émission de rayons X n'est pas indiquée, de même que l'émission des gammas pour les radionucléides émetteurs β^+ .

3.2 Grandeurs d'appréciation pour l'exposition interne

Dans l'ORaP actuelle, il est indiqué que les grandeurs d'appréciation pour l'inhalation (e_{inh}) et l'ingestion (e_{ing}) chez les travailleurs sont extraites du Tableau C1 de la Directive 96/29/Euratom du 13 mai 1996, colonne "h(g)5 μ m" pour inhalation et colonne "h(g)" pour ingestion. Pour quelques radionucléides non mentionnés dans cette directive, il est indiqué que les valeurs de e_{inh} et e_{ing} sont extraits de la « *Commission internationale de protection radiologique, Oak Ridge, data base for ICRP 61, K. F. Eckermann, février 1993* », ou du « *National Radiological Protection Board, UK; NRPB-R245, 1991* ». La référence du document ICRP indiquée dans l'ORaP est probablement ce qui est devenu par la suite la publication ICRP 68 [6].

Notons que selon la publication ICRP 103, les coefficients e_{inh} et e_{ing} se nomment « committed effective dose coefficient », $e(50)$. Dans la traduction française réalisée par l'IRSN, le terme de « coefficient de dose efficace engagée » est utilisé. Les appellations de « facteurs de dose pour l'inhalation et l'ingestion » et de « grandeurs d'appréciation pour l'inhalation et l'ingestion » qui sont utilisés dans l'ORaP actuelle doivent être revues dans ce sens.

L'ICRP devrait publier en 2013 une compilation de tous les coefficients de dose qui précèdent la publication ICRP 103. Ce document regroupera les coefficients de doses pour l'incorporation de radionucléides par les travailleurs et les membres du public ainsi des coefficients de conversion pour la radioprotection des travailleurs contre l'exposition externe (compilation des publications ICRP 68, 72, 74). Il devrait s'agir de la publication ICRP 119 intitulée « *Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60* ». Ce document servira de référence de base pour tous les coefficients de dose basés sur les anciennes recommandations ICRP 60. La mise sur pied de ce compendium résulte d'une demande de l'IAEA qui utilise et cite les coefficients de dose de l'ICRP dans ses documents de mise en place d'un système de radioprotection. Les coefficients de dose du compendium seront remplacés en temps voulu par les nouvelles valeurs basées sur les recommandations de la publication ICRP 103.

Dans ce contexte de mise à jour des coefficients de dose, l'ICRP a récemment mis en consultation un projet de rapport intitulé « *Occupational Intakes of Radionuclides Part 1* ». Il s'agit d'un premier document d'une série de publications qui remplacera les publications ICRP 30 et 68 afin d'actualiser les coefficients de dose e_{inh} et e_{ing} pour les travailleurs. Ces coefficients de dose révisés intégreront le nouveau modèle du tractus gastro-intestinal de l'ICRP 100, une version révisée du modèle du tractus respiratoire de l'ICRP 66 et plusieurs révisions majeures au niveau des modèles biocinétiques. Les calculs de ces coefficients prendront en compte les données de désintégration des radionucléides de la publication ICRP 107 [3] ainsi les nouveaux coefficients de pondération des tissus de l'ICRP 103 [5] pour le calcul de la dose effective. Ces calculs seront réalisés à l'aide des nouveaux fantômes voxelisés de la publication ICRP 110 [7]. Ces coefficients de dose ne sont malheureusement pas encore disponibles. Selon de récentes informations de l'ICRP, les coefficients e_{inh} et e_{ing} pour les travailleurs seront publiés dans les parties 2, 3 et 4 de la série d'ici fin 2013, selon l'ordre suivant :

- *Part 2* : H, C, P, S, Ca, Fe, Co, Zn, Sr, Y, Zr, Nb, Ru, Sb, Te, I, Cs, Ba, Ir, Pb, Bi, Po, Rn, Ra, Th et U.

- *Part 3* : la série des lanthanides, Ac, Pa and les éléments trans-uraniques.
- *Part 4* : F, Na, Mg, K, Mn, Ni, Se, Mo, Tc et Ag.

Par ailleurs, les 4 rapports de cette série fourniront toutes les données nécessaires pour l'interprétation des mesures d'incorporation, en remplacement des publications ICRP 54 et 78.

La « Part I » de la publication précise les définitions de toutes les grandeurs d'intérêt, donne un aperçu de tous les modèles utilisés pour les calculs des e_{ing} et e_{inh} , et fournit une description générale des méthodes pour la surveillance individuelle de l'incorporation.

Notons que la « Part 2 » devrait être disponible en consultation d'ici l'automne 2012.

Outre les changements liés à la mise à jour des modèles biocinétiques, les principales variations sont attendues au niveau des doses délivrées aux organes en raison des nouveaux fantômes de référence définis dans la publication ICRP 110. L'importance de ces changements au niveau des coefficients de dose effective engagée est encore incertaine, mais devrait sans doute rester modeste.

Afin de se familiariser avec la méthodologie de calcul des coefficients de dose effective engagée et afin d'avoir une première impression sur l'effet de leur mise à jour, nous avons déterminé la nouvelle valeur de e_{inh} pour le Co-60 en prenant en compte les données de désintégration des radionucléides de la publication ICRP 107 [3], les fantômes de la publication ICRP 110 [7] et les coefficients de pondération des tissus de l'ICRP 103 [5]. Le modèle biocinétique reste cependant inchangé par rapport à celui de l'ICRP 68 [6]. Notons que l'ICRP annonce déjà un modèle biocinétique modifié pour le cobalt (pas encore disponible). Le calcul du e_{inh} pour le Co-60 résulte d'une demande informelle commune de l'OFSP et de l'IFSN. La méthodologie et les résultats sont décrits en détail à l'annexe 1. En résumé, nous obtenons une valeur de coefficient de dose pour $e_{inh}(50)$ du Co-60 de 28 nSv/Bq. Cette valeur est compatible avec la valeur actuelle de l'ORaP qui est de 17 nSv/Bq. On peut donc annoncer que pour le Co-60, la mise à jour du e_{inh} ne devrait pas conduire à des modifications majeures au niveau des grandeurs secondaires limitées qui en découlent, comme par exemple la limite d'autorisation, LA.

Pour la version révisée de l'annexe 3 de l'ORaP, nous avons utilisé les valeurs e_{inh} et e_{ing} du BSS IAEA [2]. Si le radionucléide n'est pas donné dans la liste du BSS IAEA, la valeur utilisée est celle du CD1 de l'ICRP, *ICRP Database of Dose Coefficients : Workers and Members of the Public; Ver. 3.0*, accessible sur l'onglet « *Free Educational CE Downloads* » du site <http://www.icrp.org/>. Une comparaison systématique entre ces coefficients de dose et ceux de l'ORaP actuelle a été réalisée. Par ailleurs, nous avons procédé à des comparaisons par pointage entre les valeurs du BSS IAEA et celles du CD1 de l'ICRP. Cette tâche n'a pas pu être automatisée car nous n'avons pas à disposition la liste informatisée des radionucléides avec e_{ing} et e_{inh} de l'ICRP.

3.2.1 Grandeurs d'appréciation (coefficients de dose) pour inhalation

Les coefficients de dose e_{inh} du BSS IAEA [2], ou du CD1 de l'ICRP si le radionucléide n'est pas dans la liste du BSS IAEA, sont tous identiques aux valeurs actuelles de l'ORaP. A chaque fois, la valeur indiquée dans l'ORaP correspond à la valeur maximale obtenue pour les différents types (ou vitesses) d'absorption des poumons dans le sang (F, M ou S), avec un AMAD 5 μm . Il y a cependant 10 radionucléides de l'ORaP actuelle qui ne sont pas donnés dans le BSS IAEA, ni dans le CD1 ICRP, à savoir Nb-91, Nb-91m, Nb-92m, Te-119m, Nd-140, Re-183, Bi-208, Po-206, Po-208 et Po-209. Dans l'ORaP actuelle, les valeurs de e_{inh} de ces radionucléides sont extraits du rapport NRPB-R245 de 1991. Les valeurs de e_{inh} associées à ces 10 radionucléides doivent encore être analysées en vue d'une éventuelle mise à jour.

En conclusion, les valeurs actuelles de l'ORaP pour les coefficients de dose e_{inh} peuvent être reprises telles quelles dans l'annexe 3 de l'ORaP révisée.

3.2.2 Grandeurs d'appréciation (coefficients de dose) pour ingestion

Les coefficients de dose e_{ing} du BSS IAEA [2], ou du CD1 de l'ICRP si le radionucléide n'est pas dans la liste du BSS IAEA, sont tous identiques aux valeurs actuelles de l'ORaP. Il y a cependant 12 radionucléides de l'ORaP actuelle qui ne sont pas données dans le BSS IAEA, ni dans le CD1 ICRP, à savoir Nb-91, Nb-91m, Nb-92m, Te-119m, Nd-140, Re-183, Pt-190, Au-196, Bi-208, Po-206, Po-208 et Po-209. Dans l'ORaP actuelle, les valeurs de e_{ing} de ces radionucléides sont extraits du rapport NRPB-R245 de 1991. La pertinence de conserver ces 12 radionucléides dans la version révisée de l'ORaP doit être discutée et les valeurs de e_{ing} associées doivent encore être analysées en vue d'une éventuelle mise à jour. L'ORaP donne des valeurs e_{ing} pour le monoxyde et le dioxyde de C-11 et de C-14. Cela paraît curieux pour des gaz, d'autant plus que ces valeurs e_{ing} sont identiques à celle de e_{inh} . Il est par conséquent proposé de renoncer à donner des valeurs e_{ing} pour le monoxyde et le dioxyde de C-11 et C-14.

En conclusion, les valeurs actuelles de l'ORaP pour les coefficients de dose e_{ing} peuvent être reprises telles quelles dans l'annexe 3 de l'ORaP révisée (à l'exception de C-11 et C-14).

Il est par contre proposé de renoncer à donner une valeur e_{inh} et e_{ing} pour 12 radionucléides suivants : Nb-91, Nb-91m, Nb-92m, Te-119m, Nd-140, Re-183, Pt-190, Au-196, Bi-208, Po-206, Po-208 et Po-209.

3.3 Grandeurs d'appréciation pour l'exposition externe

Rappel des définitions des grandeurs opérationnelles (selon ICRU)

- L'équivalent de dose directionnel, $H'(d,\alpha)$, en un point de champ de rayonnement est l'équivalent de dose qui serait produit par le champs *étendu* correspondant dans la sphère ICRU, à une profondeur de d mm, sur un rayon dont la direction α est spécifiée.
- L'équivalent de dose ambiant $H^*(d)$ en un point de champ de rayonnement est l'équivalent de dose qui serait produit par le champ *aligné et étendu*, à une profondeur d mm, sur le rayon opposé à la direction du champ.

Concernant l'exposition externe, la publication ICRP 116 [8], « *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures* » qui est parue récemment vient en remplacement de la publication ICRP 74 [9]. Les coefficients de conversion permettent de calculer les grandeurs de protection (dose effective, dose équivalente aux organes) à partir des données décrivant le champ de radiations (fluence de particules). Les nouveaux coefficients tiennent compte des fantômes basés sur l'homme et la femme de référence définis dans la publication ICRP 110 [7]. Les nouveaux facteurs de pondération des organes de la publication ICRP 103 [5] sont utilisés pour le calcul de la dose effective. Les géométries d'exposition appliquées sont les incidences parallèles AP, PA, latérale gauche et latérale droite, l'incidence isotrope dans le plan horizontal et l'incidence isotrope dans les trois dimensions. Le calcul, réalisé avec les divers codes classiques de Monte Carlo (EGS, GEANT, MCNP, FLUKA, PHITS), concerne entre autre les photons (10 keV à 10 GeV), les électrons et positrons (50 keV à 10 GeV), et les neutrons (0.001 eV à 10 GeV).

Le calcul des grandeurs opérationnelles, dont l'équivalent de dose ambiant, $H^*(10)/\Phi$, et l'équivalent de dose directionnel, $H'(0.07)/\Phi$, n'a pas été réalisé étant donné que la révision de ces grandeurs est actuellement en discussion au sein de l'ICRU. Ainsi, pour vérifier la validité de leur représentativité par rapport aux grandeurs de protection, on est actuellement obligé de faire appel à des sets différents de conditions. En particulier, les calculs de la publication ICRP 74 [9] se basent sur « l'approximation du kerma »¹. Concrètement, cela implique qu'à l'instar d'un calcul par Monte Carlo basé sur la définition exacte de $H^*(10)$, un calcul de $H^*(10)$ basé

¹ i.e. le remplacement de la dose absorbée au point d'intérêt dans la sphère ICRU par le kerma dans le matériau de la sphère revient à considérer que toutes les particules secondaires déposent leur énergie au point d'intérêt.

sur l'approximation du kerma n'est pas correct pour des énergies de photons supérieures à 3 MeV mais permet d'assurer que $H^*(10)$, en tant que grandeur opérationnelle, surestime toujours la grandeur de protection qui est la dose effective. Cette problématique est discutée plus en détail à l'annexe 2.

L'ORaP actuelle indique trois grandeurs d'appréciation pour l'irradiation externe permettant de déterminer un équivalent de dose à proximité d'une source radioactive. Ces trois grandeurs d'appréciation sont extraites d'un rapport du GSF de 1993 publié par Petoussi et al. [10].

3.3.1 Débit d'équivalent de dose ambiant

En faisant l'hypothèse que la source radioactive est ponctuelle et qu'il n'y a pas d'atténuation entre la source et le point d'intérêt, le débit d'équivalent de dose ambiant peut être estimé comme suit :

$$\dot{H}^*(10) = \dot{h}(10) \frac{A}{r^2} \quad (1)$$

où A est l'activité de la source, r est la distance entre la source et le point d'intérêt (en mètres), et $\dot{h}(10)$ est le débit de dose à une profondeur de 10 mm de tissu (débit d'équivalent de dose ambiant) à 1 m de distance d'une source radioactive ayant une activité de 1 GBq.

Les valeurs de $\dot{h}(10)$ pour les différents radionucléides se calculent à l'aide des valeurs de $H'(10)/\Phi$ pour les photons et les électrons mono-énergétiques, comme décrit dans le rapport du GSF de Petoussi *et al.* [10]. Lorsque le nucléide de filiation a une période inférieure à 10 minutes, la somme des grandeurs d'appréciation du nucléide mère et du nucléide de filiation est prise en compte.

La grandeur $H'(10)/\Phi$ décrite dans le rapport GSF, pour une source située à 1 m de la sphère ICRU, est l'équivalent de dose en un point situé sur le rayon de la sphère passant par la source et à 10 mm de profondeur dans la sphère, divisé par la fluence de particules en ce point en admettant que le rayonnement partant de la source ne subit aucune interaction. Les $H'(10)/\Phi$ ont été calculés pour une source ponctuelle mono-énergétique, pour les photons et les électrons, à l'aide du code Monte Carlo EGS4, ainsi que SPHERE pour les situations impliquant uniquement des photons. Pour ces calculs, le champ de rayonnement n'était donc ni étendu, ni aligné.

Or, l'ICRP et l'ICRU recommandent d'utiliser l'équivalent de dose ambiant pour les rayonnements fortement pénétrant, $H^*(10)$. Dans l'ORaP actuelle, ces recommandations sont du reste reprises à l'annexe 5. Comme l'ORaP recommande d'utiliser la grandeur opérationnelle $H^*(10)$ dans un champ aligné et étendu, il paraît important de comparer les $H'(10)/\Phi$ du GSF avec les valeurs de référence des coefficients de conversion pour la grandeur opérationnel $H^*(10)/\Phi$, pour les photons et les électrons, données dans la publication ICRP 74 [9].

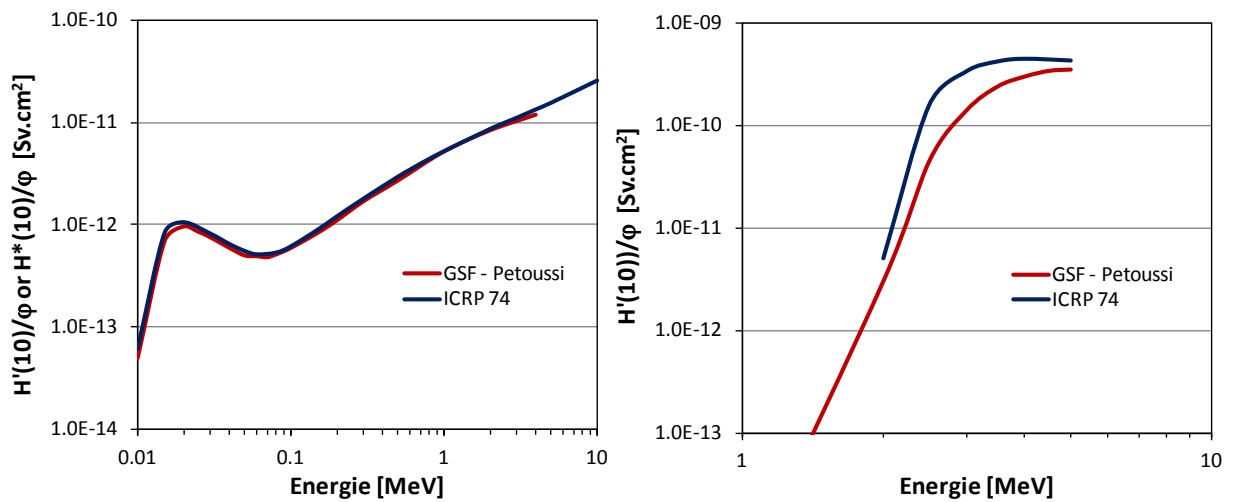


Figure 1. Comparaison entre les valeurs $H'(10)/\Phi$ du GSF et $H^*(10)/\Phi$ de l'ICRP 74 pour les photons (à gauche) et pour les électrons (à droite).

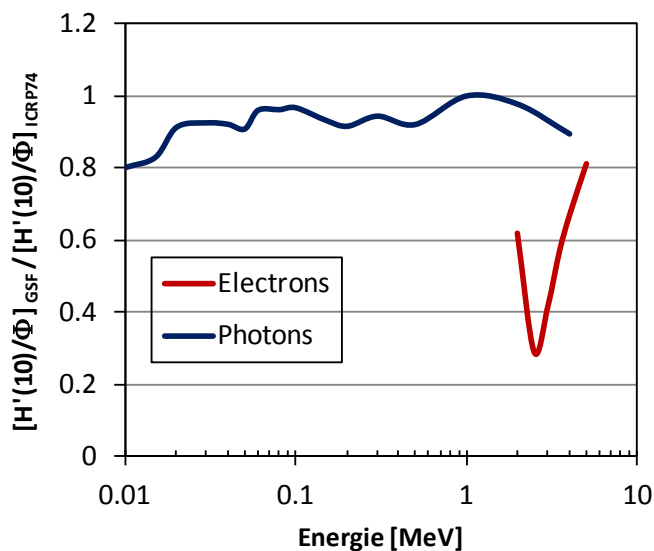


Figure 2. Rapport entre les valeurs $H'(10)/\Phi$ du GSF et $H^*(10)/\Phi$ de l'ICRP 74.

La Figure 1 et la Figure 2 montrent le bon accord qu'il y a pour les photons avec des valeurs de $H'(10)/\Phi$ du GSF légèrement inférieures à celles de $H^*(10)/\Phi$ de l'ICRP 74. Pour les électrons, la situation est plus critique avec des rapports entre $H'(10)/\Phi$ du GSF et $H^*(10)/\Phi$ de l'ICRP 74 bien inférieurs à 1, allant de 0.81 à 0.29. Cependant, on voit sur la Figure 3 que $H^*(10)/\Phi$ surestime confortablement la dose effective et que le $H'(10)/\Phi$ du GSF devrait également fournir une estimation conservatrice de la dose effective.

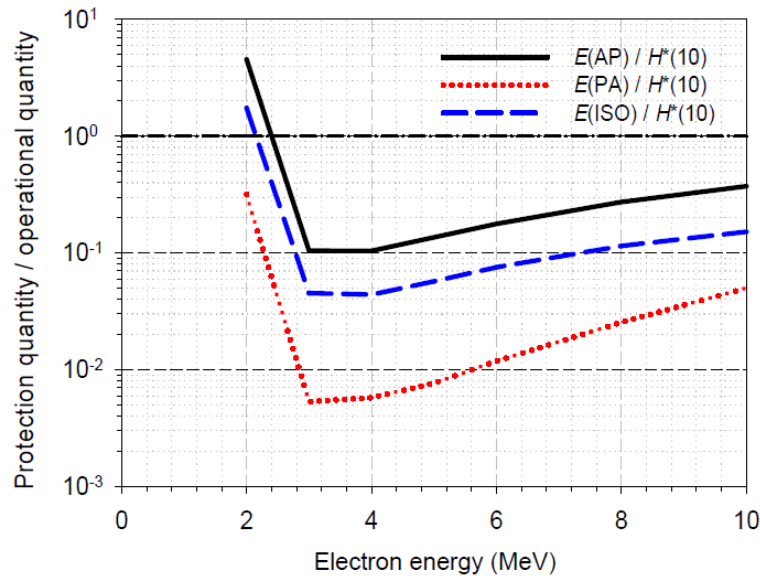


Figure 3. Rapport entre la dose effective pour les électrons selon ICRP 116 et l'équivalent de dose ambiant pour les électrons $H^*(10)/\Phi$ [$=H'(10)/\Phi$] (Source : Publication ICRP 116)

En conclusion, il nous semble toujours acceptable d'utiliser les valeurs de $\dot{h}(10)$ de l'ORaP actuelle, basées sur les valeurs $H'(10)/\Phi$ du GSF pour les photons et les électrons, pour estimer un équivalent de dose ambiant (grandeur opérationnelle) dans la mesure où ils surestiment la dose effective (grandeur de protection).

3.3.2 Débit d'équivalent de dose directionnel à distance

De manière semblable, le débit d'équivalent de dose directionnel est estimé comme suit:

$$\dot{H}'(0.07) = \dot{h}(0.07) \frac{A}{(10 r)^2} \quad (2)$$

où $\dot{h}(0.07)$ est le débit de dose à 0.07 mm de profondeur de tissu (débit d'équivalent de dose directionnel) à 0.1 m de distance de la source radioactive ayant une activité de 1 GBq. Le coefficient $\dot{h}(0.07)$ est donné à 0.1 m de distance car cette grandeur s'emploie essentiellement pour des rayonnements peu pénétrants pour lesquels l'absorption dans l'air n'est pas négligeable. La valeur est donc donnée à 10 cm de manière à être conservative et surestimer les doses aux distances supérieures à 10 cm.

De manière analogue à $\dot{h}(10)$, les valeurs de $\dot{h}(0.07)$ se calculent à l'aide de $H'(0.07)/\Phi$ pour les photons et les électrons mono-énergétiques, comme décrit dans le rapport du GSF de Petoussi *et al.* [10]. Comme l'ORaP recommande d'utiliser la grandeur opérationnelle $H'(0.07)$ dans un champ étendu, il paraît important de comparer les $H'(0.07)/\Phi$ du GSF (source ponctuelle et donc champ *non* étendu) avec les valeurs de référence des coefficients de conversion pour la grandeur opérationnel $H'(0.07)/\Phi$, pour les photons et les électrons, données dans la publication ICRP 74 [9].

La Figure 4 et la Figure 5 montrent un bon accord entre les $H'(0.07)/\Phi$ du GSF et ceux de l'ICRP 74, aussi bien pour les photons que pour les électrons.

En conclusion, il nous semble toujours acceptable d'utiliser les valeurs de $\dot{h}(0.07)$ de l'ORaP actuelle, basées sur les valeurs $H'(0.07)/\Phi$ du GSF pour les photons et les électrons, pour estimer un équivalent de dose directionnel à partir d'une activité d'un radionucléide donné.

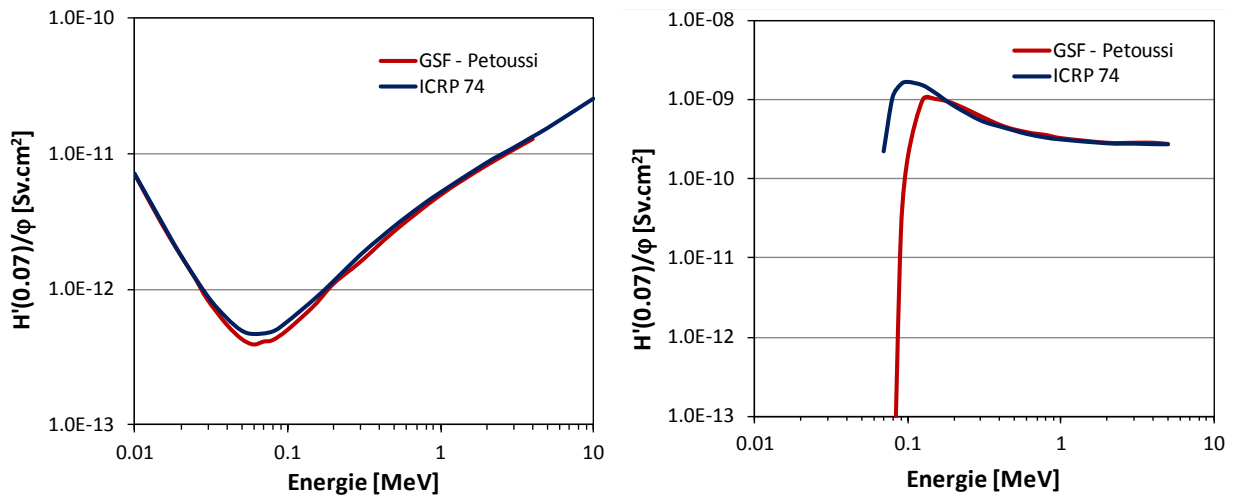


Figure 4. Comparaison entre les valeurs $H'(0.07)/\Phi$ du GSF et de l'ICRP 74 pour les photons (à gauche) et pour les électrons (à droite).

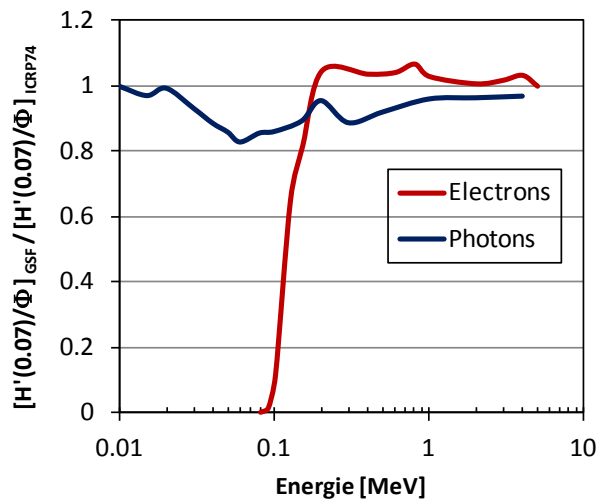


Figure 5. Rapport entre les valeurs $H'(0.07)/\Phi$ du GSF celles de l'ICRP 74.

3.3.3 Débit d'équivalent de dose directionnel au contact

Lorsqu'un individu est en contact direct avec une source radioactive, le débit d'équivalent de dose directionnel s'exprime comme suit :

$$\dot{H}'(0.07) = \dot{h}_c(0.07) A_s \quad (3)$$

où A_s est l'activité par unité de surface et $\dot{h}_c(0.07)$ est le débit d'équivalent de dose directionnel au contact.

Les valeurs de $\dot{h}_c(0.07)$ des différents radionucléides se calculent à partir des contributions des électrons et des photons, comme décrit dans le rapport du GSF de Petoussi *et al.* [10]. Pour les électrons, le débit de dose à 0.07 mm de profondeur dans l'eau est calculé par Monte Carlo sur

l'axe d'une source isotrope d'électrons mono-énergétiques distribués uniformément sur un disque de 1 cm² sur une interface air-eau. La contribution pour les photons est déterminée à l'aide des fractions d'énergie absorbée spécifiques dans la peau, SAF(peau←peau), pour des sources de photons mono-énergétiques (voir référence [10] pour plus de détail).

Des valeurs sont données pour une grandeur identique à $\dot{h}_c(0.07)$ pour 137 radionucléides dans la publication « *Radionuclide and radiation protection data handbook 2nd Edition* » de Delacroix *et al.* [11]. Le Tableau 2 compare les valeurs de l'ORaP à celles de Delacroix et al. On observe des écarts très importants, supérieurs à $\pm 50\%$, pour 10 radionucléides. Cependant, pour 6 d'entre deux, l'écart s'explique par une prise en compte différente de la fille. Il reste donc 4 radionucléides pour lesquels l'écart n'est pas expliqué et nécessiterait des investigations supplémentaires, à savoir Be-7, Br-77, Sn-125 et Pa-234. Notons que pour Be-7 et Br-77, les valeurs de $\dot{h}_c(0.07)$ sont très basses.

Il existe également un software appelé Varskin, que nous ne possédons pas, qui permet de calculer la dose à la peau pour une contamination radioactive de la peau ou des vêtements de protection.

En conclusion, il nous semble toujours acceptable d'utiliser les $\dot{h}_c(0.07)$ du GSF car d'une part il n'existe pas de bases de données pour les 800 radionucléides de l'ORaP et d'autre part les écarts observés pour les 137 radionucléides de Delacroix *et al.* semblent raisonnables pour une estimation d'un équivalent de dose directionnel à la peau.

Tableau 2. Comparaison entre les valeurs de $h_{c0.07}$ de l'ORaP actuelle et celles reportées par Delacroix et al. [11] pour 137 radionucléides. Les valeurs surlignées en orange indiquent des écarts supérieurs à $\pm 50\%$.

Nucléides	$h_{c0.07}$ - ORaP (mSv/h)/(kBq/cm ²)	$h_{c0.07}$ - Delacroix et al. (mSv/h)/(kBq/cm ²)	Rapport Delacroix/ORaP	Filiation chez Delacroix et al.
H-3	< 0.1	0.000		
Be-7	0.1	0.003	0.03	
C-11	1.7	1.950	1.15	
C-14	0.3	0.324	1.08	
N-13	1.7	1.900	1.12	
O-15	1.7	2.000	1.18	
F-18	1.7	1.950	1.15	
Na-22	1.6	1.680	1.05	
Na-24	1.9	2.220	1.17	
Al-26	1.5	1.810	1.21	
Si-31	1.6	1.800	1.13	
P-32	1.6	1.890	1.18	
P-33	0.8	0.865	1.08	
S-35	0.3	0.354	1.18	
Cl-36	1.5	1.780	1.19	
K-40	1.5	1.650	1.10	
K-42	1.7	2.240	1.32	
K-43	1.6	1.860	1.16	
Ca-45	0.8	0.838	1.05	
Ca-47	1.6	3.510	2.19	fille -> Sc-47
Sc-46	1.2	1.350	1.13	
Sc-47	1.3	1.540	1.18	
V-48	1	1.000	1.00	
Cr-51	<0.1	0.015		
Mn-52	0.7	0.757	1.08	
Mn-52m	1.7	2.140	1.26	
Mn-54	0.1	0.062	0.62	
Mn-56	1.7	2.350	1.38	
Fe-52	1	1.070	1.07	

Fe-55	<0.1	0.016		
Fe-59	1.1	0.973	0.88	
Co-56	0.6	0.549	0.92	
Co-57	0.1	0.119	1.19	
Co-58	0.3	0.297	0.99	
Co-60	1.1	0.784	0.71	
Ni-63	<0.1	0.000		
Ni-65	1.6	2.190	1.37	
Cu-64	0.8	1.000	1.25	
Cu-67	1.4	1.320	0.94	
Zn-65	0.1	0.076	0.76	
Ga-66	1.1	1.620	1.47	
Ga-67	0.3	0.351	1.17	
Ga-68	1.5	1.810	1.21	
As-73	<0.1	0.005		
As-74	1.1	1.400	1.27	
As-76	1.6	2.140	1.34	
As-77	1.5	1.800	1.20	
Se-75	0.1	0.143	1.43	
Br-77	0.1	0.010	0.10	
Br-82	1.4	1.510	1.08	
Rb-86	1.6	1.890	1.18	
Sr-85	0.1	0.060	0.60	
Sr-89	1.6	1.780	1.11	
Sr-90	1.4	3.510	2.51	filles -> Y-90
Y-90	1.6	2.030	1.27	
Y-91	1.6	1.800	1.13	
Zr-95	1.1	1.570	1.43	filles -> Nb-95
Mo-99	1.6	1.890	1.18	filles -> Tc-99m
Tc-99m	0.2	0.246	1.23	
Tc-99	1.1	1.160	1.05	
Ru-103	0.6	0.784	1.31	filles -> Rh-103m
Ru-106/Rh-106	1.6	2.240	1.40	
Pd-103	<0.1	0.000		filles -> Rh-103m
Ag-110m/Ag-110	0.6	0.676	1.13	sans la fille
Ag-111	1.6	1.760	1.10	
Cd-109	0.4	0.541	1.35	
In-111	0.3	0.378	1.26	
In-113m	0.6	0.730	1.22	
In-115m	1	1.330	1.33	
Sn-125	1.5	2.320	1.55	
Sb-122	1.6	2.160	1.35	
Sb-124	1.5	2.160	1.44	
Sb-125	0.7	2.000	2.86	filles -> Te-125
Sb-126	1.5	1.840	1.23	
Te-123m	0.8	1.050	1.31	
Te-125m	1.1	1.100	1.00	
Te-132	0.7	2.900	4.14	filles -> I-132
I-123	0.3	0.378	1.26	
I-124	0.5	0.520	1.04	
I-125	<0.1	0.021		
I-129	0.3	0.340	1.13	
I-131	1.4	1.620	1.16	
I-132	1.7	2.100	1.24	
I-133	1.6	2.200	1.38	
Cs-131	<0.1	0.010		
Cs-134	1.1	1.350	1.23	
Cs-137/Ba-137m	1.5	1.570	1.05	
Ba-133	0.1	0.130	1.30	
Ba-140	1.5	3.780	2.52	filles -> La-140
La-140	1.8	2.140	1.19	

Ce-139	0.5	0.486	0.97	
Ce-141	1.6	1.840	1.15	
Ce-143	1.6	1.970	1.23	
Pr-143	1.5	1.730	1.15	
Pr-144	1.6	2.140	1.34	
Pm-147	0.6	0.595	0.99	
Sm-153	1.6	1.620	1.01	
Eu-152	0.8	0.919	1.15	
Eu-154	1.8	2.050	1.14	
Eu-155	0.3	0.330	1.10	
Eu-156	1.5	1.220	0.81	
Er-169	1	1.110	1.11	
Tm-170	1.6	2.000	1.25	
Tm-171	<0.1	0.000		
Yb-169	1	1.000	1.00	
Re-186	1.6	1.810	1.13	
Re-188	1.8	2.320	1.29	
Ir-192	1.6	1.860	1.16	
Au-198	1.6	1.680	1.05	
Hg-197	0.1	0.092	0.92	
Hg-203	0.9	0.892	0.99	
Tl-201	0.2	0.270	1.35	
Tl-204	1.4	1.620	1.16	
Pb-210	<0.1	0.008		
Pb-214	1.9	2.500	1.32	
Bi-207	0.3	0.210	0.70	
Bi-210	1.6	1.700	1.06	
Bi-214	1.7	2.300	1.35	
Po-210	<0.1	0.000		
Ra-226	<0.1	0.048		
Th-231	0.8	0.940	1.18	
Th-234/Pa-234m	1.9	0.350	0.18	sans la fille
Pa-234	2.9	5.400	1.86	
Pa-234m		2.400		
U-233	<0.1	0.000		
U-234	<0.1	0.000		
U-235	0.2	0.178	0.89	
U-238	<0.1	0.002		
Np-239	2.3	2.600	1.13	
Pu-238	<0.1	0.004		
Pu-239	<0.1	0.001		
Pu-240	<0.1	0.000		
Pu-241	<0.1	0.000		
Am-241	<0.1	0.020		
Am-243	<0.1	0.005		
Cm-244	<0.1	0.002		
Cf-252	<0.1	0.003		

3.4 Limites d'exemption

Dans l'ORaP actuelle, la limite d'exemption (LE) pour l'activité spécifique conduit, en cas d'ingestion de 1 kg de la substance, à une dose effective engagée de 10 µSv. La valeur de LE se déduit de e_{ing} comme suit :

$$LE(\text{Bq/kg}) = \frac{10^{-5} (\text{Sv} \cdot \text{kg}^{-1})}{e_{\text{ing}} (\text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1})} \quad (4)$$

Dans le cadre de la révision de l'ORaP, il a été décidé de renoncer au modèle simple décrit ci-dessus et de prendre comme limite d'exemption spécifique, les valeurs d'exemption et de libération applicables à de grandes quantités de matériaux recommandées dans le Safety Guide RS-G-1.7 de l'IAEA [12]. Pour l'ORaP révisée, on aura ainsi une seule même valeur pour la limite d'exemption spécifique (LE) et la limite de libération (LL). Cette décision va dans le sens d'une harmonisation avec la nouvelle directive BSS Européenne de 2011 [1]. En effet, le nouveau BSS Européen (Table A) recommande d'utiliser par défaut, pour toute quantité et tout type de matériel, les valeurs du Safety Guide RS-G-1.7, applicables au même niveau pour l'exemption et la libération. Notons que les valeurs d'exemption de la directive BSS européenne de 1996 [13], spécifique (Bq/g) et absolue (Bq), sont reprises dans le nouveau BSS Européen de 2011, mais applicables uniquement à des quantités modérées de matériaux.

Pour le projet de BSS IAEA révisé [2] (Table I-1), les limites d'exemption en concentration d'activité et en activité absolue, applicables à des quantités modérées de matériaux, sont identiques à celles du nouveau BSS Européen. Les valeurs du Safety Guide RS-G-1.7 ont également été reprises dans le BSS IAEA révisé (Table I-2) comme limite d'exemption applicable à de grandes quantités de matériaux solides ou comme limite de libération pour les matériaux solides.

Comme le Safety Guide RS-G-1.7 de l'IAEA [12] ne donne des valeurs que pour 257 radionucléides, l'OFSP a mandaté la firme Brenk Systemplanung afin de calculer les limites d'exemption pour les quelques 800 radionucléides de l'ORaP actuelle, sur la base des modèles et scénarios décrits dans le Safety Reports Series No. 44 de l'IAEA [14].

Le rapport de Brenk Systemplanung donne des valeurs de limite d'exemption pour 802 radionucléides [15]. Cependant, il ne s'agit pas de valeurs arrondies comme celles fournies dans les BSS Européen et BSS IAEA. Par conséquent, nous avons appliqué pour chacune de ces valeurs la méthode de calcul de l'arrondi décrite à la page 12 du Safety Reports Series No. 44 de l'IAEA [14] comme suit:

$$\text{si la valeur se situe entre } 3 \times 10^x \text{ et } 3 \times 10^{x+1}, \text{ la valeur arrondie est de } 10^{x+1} \quad (5)$$

Son implémentation dans le document Excel a été faite de la manière suivante :

$$v_{\text{arrondie}} = 10^{\text{ENT}(\log(v/3)+1)} \quad (6)$$

où la fonction ENT(x) arrondit le nombre x à l'entier immédiatement inférieur. Cette méthode d'arrondi « quasi-logarithmique » a été choisie de telle sorte que l'erreur d'arrondi soit symétrique plutôt que d'un facteur 2 vers le haut et 5 vers le bas, comme dans les méthodes d'arrondi usuelles. L'arrondi à la décade s'explique par le fait que les incertitudes liées aux modèles radiologiques ne justifient pas de donner des valeurs avec une plus grande précision.

Tableau 3. Scénarios utilisés pour dériver les valeurs pour l'exemption et la libération limites d'exemption et de libération selon le Safety Reports Series No. 44 de l'IAEA [14]. Pour chaque scénario, toutes les voies d'exposition (externe, inhalation, ingestion) sont étudiées.

Scénario	Description	Individu
WL	Exposition des employés de la décharge (ou autres installations)	Travailleur
WF	Exposition des employés de la fonderie	Travailleur
WO	Exposition d'autres travailleurs (e.g. transporteurs)	Travailleur
RL-C	Exposition des personnes résidant au voisinage de la décharge (ou autres installations)	Enfant
RL-A		Adulte
RF	Exposition des personnes résidant au voisinage de la fonderie	Enfant
RH	Exposition des personnes résidant dans une maison construite avec des matériaux contaminés	Adulte
RP	Exposition des personnes séjournant au voisinage d'un lieu public construit avec des matériaux contaminés	Enfant

RW-C	Exposition des personnes utilisant de l'eau provenant d'un puits privé ou consommant des poissons d'une rivière contaminée	Enfant
RW-A		Adulte

Pour la plupart des radionucléides de courte période radioactive, les valeurs calculées par Brenk sont plus élevées que les limites d'exemptions en activité spécifique applicables à des quantités modérées de matière. En effet, les scénarios considérés pour calculer les limites d'exemption et de libération selon le Safety Reports Series No. 44 concernent la manipulation de substances à l'extérieur des installations dans lesquelles elles ont été produites (voir Tableau 3). Par conséquent, les scénarios utilisés considèrent toujours un temps de décroissance avant le début de l'exposition (au minimum un jour). Afin de prendre en compte la manipulation immédiate d'une substance contenant des radionucléides de courte durée, il a été décidé de définir les limites d'exemption et de libération (LE/LL) de l'ORaP révisée comme le minimum entre les valeurs calculées par Brenk et les valeurs d'exemption pour des quantités modérées de matière donnés dans les BSS IAEA et Européen, comme recommandé dans le Safety Reports Series No. 44 de l'IAEA [14] (pages 16-17) :

$$LE_{ORaP_révisée} [Bq / g] = \min \{ LE_{Brenk}, LE_{BSS_moderate} \} \quad (6)$$

Pour HTO, $LE_{ORaP_révisée}$ a été pris identique à H-3, et pour S-35 organique identique à S-35.

De plus, comme le rapport de Brenk ne donne aucune valeur pour Ar-37, Ar-39 et Ar-41, la valeur du BSS IAEA applicable aux quantités modérées de matière a été utilisée, comme recommandé pour les gaz dans le Safety Reports Series No. 44.

Pour Ir-192n, le rapport de Brenk ne donne aucune valeur et il est décidé de prendre la valeur du BSS IAEA applicable aux quantités modérées de matière.

Le Nb-98m est appelé Nb-98 dans l'ORaP actuelle. Le rapport de Brenk donne ainsi la valeur pour Nb-98 ($T_{1/2} = 2.86$ s) et aucune valeur pour Nb-98. Les BSS IAEA et Européens donne une valeur pour Nb-98, cependant il semble que Nb-98 du BSS est en fait Nb-98m avec $T_{1/2}=0.858$ h. Par conséquent, la valeur d'exemption du Nb-98 du BSS IAEA pour des grandes quantités de matière a été attribuée au Nb-98m de l'ORaP révisée.

Les valeurs d'exemption calculées selon la méthode décrite ci-dessus ont été comparées à celles reportés dans le BSS Européen (Table A) (= Table I-2 du BSS IAEA). Les valeurs de LE diffèrent pour 7 des 257 radionucléides indiqués dans le BSS Européen, pour des raisons encore non comprises actuellement (voir Tableau 4). Pour l'ORaP révisé, il est décidé de prendre les 7 valeurs du BSS Européen pour des raisons d'harmonisation.

Tableau 4. Radionucléides pour lesquels la limite d'exemption (LE) calculée selon l'équation (6) diffère de la valeur de LE du BSS Européen (Table A).

Nucléide	LE calculé [Bq/g]	BSS Européen (2011) LE/LL [Bq/g]
Zn-69	1E+04	1E+03
Ru-103	1E+01	1E+00
Pd-109	1E+03	1E+02
Pt-193m	1E+02	1E+03
U-236	1E+00	1E+01
U-240	1E+01	1E+02
Fm-255	1E+03	1E+02

Pour 5 radionucléides de très courte période, à savoir P-30, K-38, Kr-89, Xe-137 et Tl-209, les valeurs de concentration d'activité calculées par Brenk divergent ($> 1E+10$ Bq/g) et aucune valeur d'exemption pour des quantités modérées de matière n'est donnée dans les BSS. Il est proposé de renoncer à donner une valeur de LE dans l'ORaP révisée d'autant plus que l'ORaP actuelle ne fournit aucune valeur de LE pour ces 5 radionucléides.

Concernant les valeurs de Kr et Xe, il n'y a pas de valeurs de LE dans le rapport de Brenk. Par contre, des valeurs de LE sont disponibles dans la version Excel de la Table de Brenk. Par ailleurs, il existe bien des valeurs de Kr et Xe pour les quantités modérées de matière dans le BSS IAEA 115. Une valeur de LE est donc fournie pour les gaz rares, mais on peut très bien décider d'y renoncer comme dans l'ORaP actuelle.

Les limites d'exemption et de libération données dans l'annexe 3 de l'ORaP révisé s'appliquent uniquement aux radionucléides d'origine artificielle. Aucune valeur n'est pour l'heure proposée pour les limites d'exemption et de libération applicables aux radionucléides d'origine naturelle car il n'y pas encore de consensus quant au modèle à utiliser. Ainsi, nous ne proposons pas de valeur de LE pour Ra-226 + filles, Th-nat + filles, U-nat + filles.

Afin de comparer les valeurs de LE calculées pour l'ORaP révisée et celles de l'ORaP actuelle, nous avons analysé la distribution du rapport $LE_{révisé}/LE_{actuel}$ (voir Figure 6). Le Tableau 5 donne quelques grandeurs statistiques utiles afin de caractériser cette distribution. Par ailleurs, on observe que ce rapport est inférieur à 1 pour 405 radionucléides, égal à 1 pour 55 radionucléides et supérieur à 1 pour 286 radionucléides. Les valeurs révisées ont donc généralement tendance à être inférieure aux valeurs actuelles.

Pour 46 radionucléides, le rapport n'a pu être calculé car la valeur de LE actuelle ou/et LE révisée n'est pas donnée. Parmi les radionucléides pour lesquels aucune valeur de LE n'est proposée dans l'ORaP révisé alors qu'il en existe une dans la version actuelle, il y a : Ta-178m, Ra-226 + filles, Th-nat + filles, U-nat + filles.

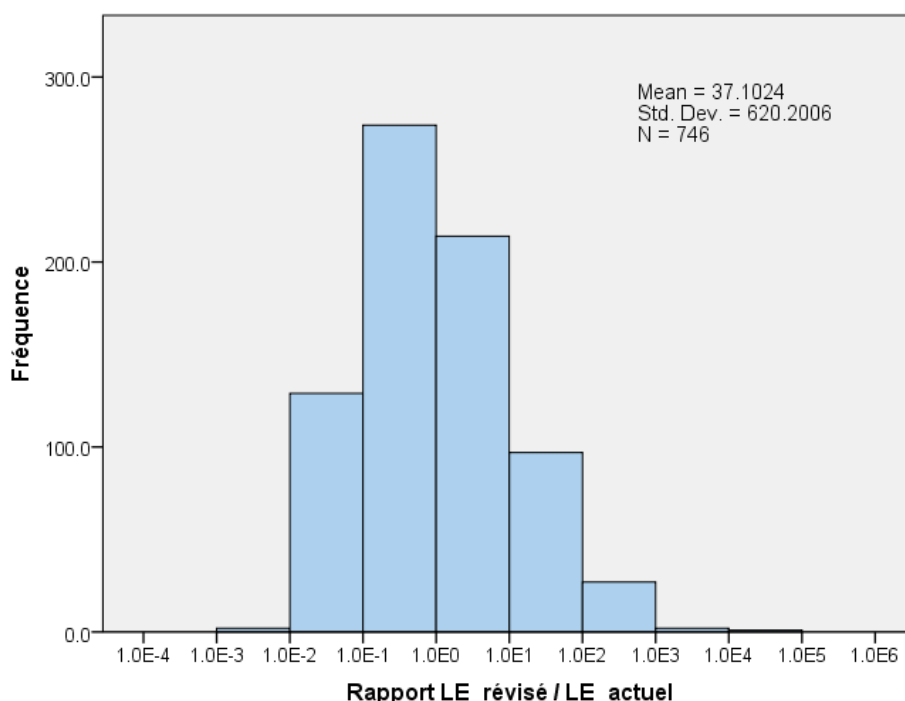


Figure 6. Distribution du rapport entre LE de l'ORaP révisée et LE de l'ORaP actuelle.

Tableau 5. Description statistique de la distribution du rapport entre LE de l'ORaP révisée et LE de l'ORaP actuelle.

	LE_ORaP_révisée / LE_ORaP_actuelle
Moyenne	37
Ecart-type	620
Min	1.4E-03
Max	1.7E +04
1 ^{er} quartile	0.1
médiane	0.5
3 ^{ème} quartile	3.3

3.5 Limite d'autorisation (LA)

La limite d'autorisation est l'activité d'une substance à partir de laquelle une autorisation est nécessaire pour sa manipulation sous forme de source non scellée. Le risque majeur est dans ce cas l'inhalation et l'on a admis que l'inhalation de la quantité totale manipulée en une fois ne doit pas dépasser 5 mSv. Ainsi la limite d'autorisation, LA, conduit, en cas d'inhalation de l'ensemble de la substance, à une dose effective engagée de 5 mSv. LA se déduit de e_{inh} comme suit :

$$LA(Bq) = \frac{5 \cdot 10^{-3} (Sv)}{e_{inh} (Sv \cdot Bq^{-1})} \quad (7)$$

Il a été décidé de conserver cette grandeur et sa définition dans le cadre de la révision de l'ORaP. Le choix de prendre la limite d'autorisation LA également comme limite d'exemption en activité absolue, LE_{abs} , en Bq, est actuellement en discussion. Par souci de comptabilité avec la limite annuelle d'exposition pour les travailleurs en catégorie B, les limites d'autorisation (LA) ont également été recalculées pour une dose effective engagée de 6 mSv au lieu de 5 mSv.

Dans l'ORaP actuelle, il existe des situations où la valeur de LA calculée avec le modèle ci-dessus est inférieure la limite d'exemption en activité absolue, LE_{abs} . Dans ce cas, la valeur de LE_{abs} a été prise pour LA. Pour l'ORaP révisée, on renonce à ce changement pour le moment car LE_{abs} n'est pas définie. Cela concerne 6 radionucléides : Gd-148, Gd-152, Ac-227, Th-227, Pa-230, Cf-253. La valeur de LA pour ces 6 radionucléides est donc également déterminée par l'expression (7).

Pour les gaz nobles référencés dans l'ORaP, à savoir Ar, Kr, Xe et Rn, la limite d'autorisation correspond à l'activité d'un local de 1000 m³ de volume et à une concentration CA selon la colonne 11 de l'annexe 3. Ce modèle pour les gaz nobles doit encore être analysé plus en détail (origine du modèle, problème lié au calcul des LA). Par ailleurs, pour Kr-85, la valeur de LA a été choisie de telle sorte que le débit de dose à une distance de 10 cm soit de 1 µSv/h (voir note [8]):

$$LA(Bq) = \frac{1 \cdot 10^{-3} (mSv/h) \cdot (0.1)^2}{h_{10} (mSv/h/GBq)} = \frac{1 \cdot 10^{-3} (mSv/h) \cdot (0.1)^2}{0.001} = 10^7 Bq$$

On obtient donc 10^7 au lieu des $5 \cdot 10^7$ de l'ORaP actuelle. En réalité, le calcul de LA a été fait pour un débit de dose de $5 \mu\text{Sv/h}$ et non de $1 \mu\text{Sv/h}$ comme indiquée.

Les radionucléides C-11, N-13 et O-15 sont traités comme les gaz nobles, c'est-à-dire que la valeur de LA correspond à l'activité d'un local de 1000 m^3 de volume avec une concentration égale à la valeur de CA. Il n'y a pas d'indication sur cette particularité dans l'ORaP actuelle. Pour la version révisée de l'ORaP, il est proposé de faire de même pour F-18 et Cl-38 pour lesquels la dérivation de la valeur de CA se base également sur le scénario d'immersion (plus cohérent). La note [5] de l'ORaP actuelle ne s'applique plus à l'ORaP révisée.

En conclusion, pour tous les radionucléides dont la limite d'autorisation (LA) est calculée à l'aide de l'expression (7), il y a un accord parfait entre les valeurs calculées et celles de l'ORaP actuelle, à l'exception de :

- Co-60 ; la valeur de LA actuelle se base sur l'ancienne valeur de e_{inh} du Co-60 qui a été mise à jour dans l'ORaP en 2000, passage de $5.6\text{E-}08 \text{ Sv/Bq}$ à $1.7\text{E-}08 \text{ Sv/Bq}$. Ainsi la valeur de LA de l'ORaP actuelle, soit $9.0\text{E+}04 \text{ Bq}$, doit être modifiée par $3.0\text{E+}05 \text{ Bq}$ dans l'ORaP révisé.
- Ac-227, Th-227, Pa-230, Cf-253 ; comme indiqué ci-dessus, la valeur de LA est celle de LE_{abs} dans l'ORaP actuelle et sera modifiée dans l'ORaP révisée.

3.6 Valeurs directrice (CA et CS)

3.6.1 Valeur directrice de la contamination radioactive dans l'air (CA)

La valeur directrice de la contamination radioactive dans l'air (CA) est calculée de manière à ce qu'une personne travaillant toute l'année (40 heures par semaine et 50 semaines par année; respiration de $1,2 \text{ m}^3/\text{h}$) dans un air contaminé à la valeur directrice CA, reçoive une dose effective engagée égale à la limite annuelle de dose pour les professionnels, c'est-à-dire 20 mSv . La grandeur CA se déduit directement de la valeur e_{inh} comme suit :

$$CA \left(\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3} \right) = \frac{8.33 \cdot 10^{-6} \left(\text{Sv} \cdot \text{m}^{-3} \right)}{e_{\text{inh}} \left(\text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \right)} \quad (8)$$

Les valeurs de CA calculées à l'aide de l'expression (8) et celles de l'ORaP actuelle sont identiques à l'exception de 28 radionucléides. Nous avons constaté que pour 26 de ces 28 radionucléides, les valeurs de CA de l'ORaP actuelle ont été calculées avec les valeurs originales de e_{inh} de l'ORaP de 1994 et non pas été actualisées par la suite lors de la mise à jour des e_{inh} . Pour les deux derniers radionucléides, Ti-44 et At-211, la situation n'a pas pu être éclaircie.

Pour plusieurs radionucléides, une situation d'immersion dans un nuage de forme semi-sphérique sur 2000 h/an provoque une irradiation plus importante que celle par inhalation. Ainsi, le CA est déduit de la dose effective en cas d'immersion pour C-11, N-13, O-15, F-18 et Cl-38, selon l'expression suivante :

$$CA \left(\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3} \right) = \frac{20 (\text{mSv} / \text{an})}{e_{\text{imm}} \left(\frac{\text{Sv} / \text{an}}{\text{Bq} / \text{m}^3} \right) \cdot \frac{2000 \text{h}}{365 \text{j} / \text{an} \cdot 24 \text{h} / \text{j}}} \quad (9)$$

En considérant les coefficients de dose par immersion, e_{imm} , de la directive HSK-R-41 de 1997, qui se base sur la référence NUREG/CR-1918 (D. C. Kocher, Oak Ridge National Laboratory, TN Jnl. 1981), les valeurs calculées selon l'expression (9) sont identiques aux valeurs de l'ORaP actuelle pour C-11, N-13, O-15, F-18 et Cl-38.

Pour les gaz nobles référencés dans l'ORaP, à savoir Ar, Kr, Xe et Rn, le CA se calcule également en limitant la dose effective à 20 mSv pour une situation d'immersion dans un nuage de forme semi-sphérique sur 2000 h/an, à l'exception du Ar-39 et Kr-85 (qui sont principalement des émetteurs beta) où le CA se déduit de la dose délivrée à la peau en cas d'immersion. Pour Kr-88, la valeur du nucléide de filiation, le Rb-88, en cas d'immersion a été prise en compte. En reprenant les valeurs d'immersion du NUREG/CR-1918 et de la directive HSK-R-41, on ne retrouve pas systématiquement les valeurs de l'ORaP actuelle pour tous les radionucléides.

Pour le CA du Rn-222, il faudrait plutôt faire référence à l'article de l'ORaP révisée indiquant la valeur de référence pour la concentration de radon à la place de travail.

En conclusion, on propose de prendre pour l'ORaP révisée les valeurs de CA recalculés à l'aide des coefficients d'inhalation actuelle. Pour les gaz nobles (Ar, Kr et Xe), le calcul de CA se base sur le scénario d'immersion de l'ORaP actuelle. Les valeurs des coefficients e_{imm} sont désormais celles de la publication ICRP 119 [16], ou alors celles reportées dans la directive ENSI-G14. Pour les gaz nobles qui sont principalement des émetteurs beta, à savoir l'Ar-39 et Kr-85, on considère la dose à la peau en cas d'immersion et non la dose effective en cas d'immersion. Dans ce cas, le coefficient e_{imm} pour la peau provient de la référence [17].

3.6.2 Valeur directrice pour la contamination surfacique (CS)

La valeur directrice pour la contamination surfacique (CS) est la valeur directrice de contamination surfacique acceptée hors des zones contrôlées, moyenne sur 100 cm². A notre connaissance, il n'existe pas de valeur limite de la contamination surfacique recommandée au niveau européen. Dans le modèle suisse, la valeur de CS est calculée sur la base des scénarios suivants :

- une irradiation de la peau contaminée en continu toute l'année (8760 h) ne dépasse pas 50 mSv par an;
- une ingestion quotidienne de la contamination d'une surface de 10 cm² ne conduise pas à une dose effective supérieure à 0,5 mSv/an;
- une inhalation unique de 10 % de l'activité correspond à 100 cm² ne conduise pas une dose supérieure à 0,5 mSv/an;
- une valeur maximale de 1000 Bq.cm⁻².

La valeur CS s'établit comme suit :

$$CS \left[\text{Bq} \cdot \text{cm}^{-2} \right] = \min \left\{ \begin{array}{l} \frac{5.71}{\dot{h}_{c0.07} \left(\text{mSv} \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{kBq}^{-1} \cdot \text{cm}^2 \right)} \\ \frac{2.5 \cdot 10^{-7}}{e_{\text{ing}} \left(\text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \right)} \\ \frac{5 \cdot 10^{-5}}{e_{\text{inh}} \left(\text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \right)} \text{ ou } \frac{LA \left(\text{Bq} \right)}{100 \left(\text{cm}^2 \right)} \text{ si } e_{\text{inh}} \text{ pas défini} \\ 1000 \text{ Bq} \cdot \text{cm}^{-2} \end{array} \right. \quad (10)$$

Les valeurs de CS de l'ORaP actuelle sont arrondies à la demi-décade, c'est-à-dire qu'elles peuvent prendre les valeurs suivantes : 0.03, 0.1, 0.3, 1, 3, 10, 30, 100, 300 ou 1000 Bq/cm². Nous avons implémenté un algorithme d'arrondi à la demi-décade dans Excel sans connaître en détail celui utilisé pour la dérivation des valeurs de CS de l'ORaP actuelle.

Les valeurs de CS recalculées et arrondies sont identiques à celles de l'ORaP actuelle pour 628 radionucléides.

Dans les autres situations, la valeur du CS recalculé est généralement plus élevée que celle de l'ORaP actuelle et on observe les changements suivants :

- 1 demi-décade vers le haut pour 96 radionucléides;
- une décade vers le haut pour 22 radionucléides;
- 3 demi-décades vers le haut pour 5 radionucléides;
- deux décades vers le haut pour 3 radionucléides (Ge-68, Pr-142m et Au-196);
- un passage de 3 à 1000 Bq/cm³ pour le Br-80m.

Pour seulement 3 radionucléides, le CS calculé est inférieur au CS de l'ORaP actuelle (Be-7, Mo-93 et Te-123).

Pour l'heure, ces désaccords restent inexpliqués.

Pour le calcul de CS, le passage du scénario d'inhalation avec 6 mSv au lieu de 5 mSv n'affecte que 3 radionucléides :

- Gd-148 ; passe de 1 à 3 Bq/cm²
- Th-228 ; passe de 1 à 3 Bq/cm²
- Cm-242 ; passe de 10 à 30 Bq/cm²

En conclusion, nous proposons d'inclure dans l'ORaP révisé les nouvelles valeurs de CS calculées et arrondies à la demi-décade.

3.7 Prise en compte de la filiation

La dernière colonne de l'annexe 3 de l'ORaP indique le(s) nucléides de filiation instable(s).

Une information est donnée si la valeur h(10) du nucléide de filiation dépasse 0.1 (mSv/h)/GBq à une distance de 1 m.

Comme déjà mentionnée, les nucléides de filiation de période inférieure à 10 minutes ne sont pas mentionnés séparément et leurs propriétés sont intégrées dans la ligne du nucléide mère. Ils sont indiqués dans la colonne 1, après une barre oblique.

Pour le calcul de LE, les critères pour la prise en compte du nucléide de filiation sont différents. Nous proposons d'indiquer par une note [10] dans la dernière colonne si le(s) nucléides de filiation sont pris en compte pour la dérivation du LE, selon le rapport de Brenk [15].

Pour le calcul des coefficients de dose e_{inh} et e_{ing} , la contribution des filles est prise en compte dans le calcul de la dose effective engagé sur 50 ans. En général, on admet que les radionucléides filles produit par la mère dans le corps suivent le modèle biocinétique de la mère [6].

4 Références

- [1] European Commission, *Basic Safety Standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation*, Brussels, 29.9.2011.
- [2] IAEA, *Safety Requirements: Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards*, Revision of IAEA Safety Series N°115, GOV2011/42, 15 August 2011.
- [3] ICRP Publication 107, *Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations*. Ann. ICRP 38 (3), 2008.
- [4] ICRP Publication 38, *Radionuclide Transformations - Energy and Intensity of Emissions*. Ann. ICRP 11-13, 1983.
- [5] ICRP Publication 103, *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, Ann. ICRP 37 (2-4), 2007.
- [6] ICRP Publication 68, *Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers*. Ann. ICRP 24 (4), 1994.
- [7] ICRP Publication 110, *Adult Reference Computational Phantoms*, Ann. ICRP 39 (2), 2009.
- [8] ICRP Publication 116, *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures*, Ann. ICRP 40(2-5), 2010.
- [9] ICRP Publication 74, *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*. Ann. ICRP 26 (3-4), 1996.
- [10] Petoussi N. Zankl M., Fehrenbacher G., Drexler G., GSF-Bericht 7/93, Dose distributions in the ICRU sphere for monoenergetic photons and electrons and for ca. 800 radionuclides, Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit GmbH, Neuherberg.
- [11] Delacroix D, Guerre J.P., Leblanc P. and Hickman C., *RADIONUCLIDE AND RADIATION PROTECTION DATA HANDBOOK 2nd Edition*, Radiation Protection Dosimetry Vol. 98, No. 1, pp. 9-18 (2002).
- [12] IAEA, *Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance*, Safety Guide No. RS-G-1.7, 2004.
- [13] Commission Européenne, Directive 96/29/EURATOM du Conseil du 13 mai 1996 fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants, 1996.
- [14] IAEA, *Derivation of activity concentration values for exclusion, exemption, and clearance*, Safety Series Report No. 44, 2005.
- [15] Brenk Systemplanung, *Berechnung von Freigrenzen und Freigabewerten für Nuklide, für die keine Werte in den IAEA-BSS vorliegen Endbericht*, Aachen, 2012.
- [16] ICRP Publication 119, *Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60*, Ann. ICRP 41(s), 2012.
- [17] FEDERAL GUIDANCE REPORT NO. 12, *External Exposure to Radionuclides in air, water and soil*. Keith F. Eckerman and Jeffrey C. Ryman September 1993, EPA, USA.

A. Annexe – Détermination du coefficient de dose e_{inh} pour Co-60

Le but de ce travail, résultant d'une demande informelle commune de l'OFSP et de l'IFSN, était d'évaluer le coefficient de dose e_{inh} du Co-60, c'est-à-dire la dose effective engagée $E(50)$ produite par l'inhalation de 1 Bq de Co-60. Pour ce faire, le modèle biocinétique du cobalt a été implémenté dans divers outils informatiques afin de résoudre les équations différentielles permettant de déterminer la rétention de l'activité dans chaque organe en fonction du temps. De plus, les facteurs d'énergie effective spécifique, $SEE(T \leftarrow S)$, ont été calculés à l'aide du code Monte Carlo MCNPX 2.5 appliqué aux nouveaux fantômes voxélisés de référence définis dans la publication ICRP 110 [7]. Finalement, la dose effective engagée $E(50)$ a été déterminée à l'aide des nouveaux facteurs de pondération des tissus recommandés dans la publication ICRP 103 [5].

A.1 Rappel du formalisme pour le calcul de $E(50)$

Selon le formalisme utilisé dans les recommandations 2007 de l'ICRP 103, la dose effective engagée, $E(50)$, moyennée sur les deux sexes, se calcule comme suit :

$$E(50) = \sum_T w_T \cdot \left[\frac{H_{T,M}(50) + H_{T,F}(50)}{2} \right] \quad (A-1)$$

où w_T est le facteur de pondération pour le tissu T , et $h_{T,M}$ et $h_{T,F}$ sont les coefficients de dose équivalente engagée pendant 50 ans pour le tissu T de l'homme et de la femme, respectivement. La moyenne des deux sexes pour le calcul de la dose effective est illustrée dans la Figure A-1 ci-dessous.

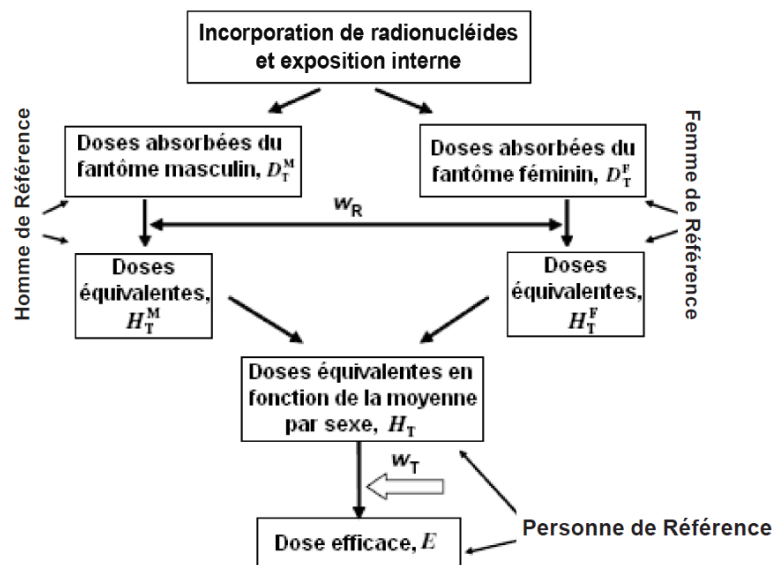


Figure A-1. Méthode de calcul de la dose effective, moyennée sur les deux sexes (source : Publication ICRP 103 [5])

La dose équivalente engagée à l'organe se définit comme suit :

$$H_T(50) = \sum_S U_S(50) \cdot SEE(T \leftarrow S) \quad (A-2)$$

où U_S est le nombre de désintégrations qui ont lieu dans l'organe-source S durant une période de 50 ans et $SEE(T \leftarrow S)$ est l'énergie effective spécifique, c'est-à-dire la dose équivalente dans

l'organe-cible T produite par le rayonnement émis lors d'une désintégration dans l'organe-source S. L'énergie effective spécifique se détermine comme suit:

$$SEE(T \leftarrow S) = \sum_i w_R Y_i E_i SAF(T \leftarrow S)_i \quad (A-3)$$

où w_R est le facteur de pondération du rayonnement i , Y_i est l'intensité du rayonnement i , E est l'énergie du rayonnement i et SAF est la fraction d'énergie absorbée spécifique, c'est-à-dire la fraction d'énergie absorbée dans l'organe cible par unité de masse. L'unité du SAF est le kg^{-1} .

A.2 Implémentation du modèles biocinétique du cobalt

Le modèle compartimental utilisé pour le cobalt (type S) est représenté à la Figure A-2. Ce modèle est basé sur la publication ICRP 66 pour le tractus respiratoire ($AMAD = 5 \mu m$) et la publication ICRP 30 pour le tractus gastro-intestinal. Dans le modèle biocinétique proposé dans la publication ICRP 67, les compartiments systémiques sont mis en parallèle avec le foie dans un rapport de 90%/10%.

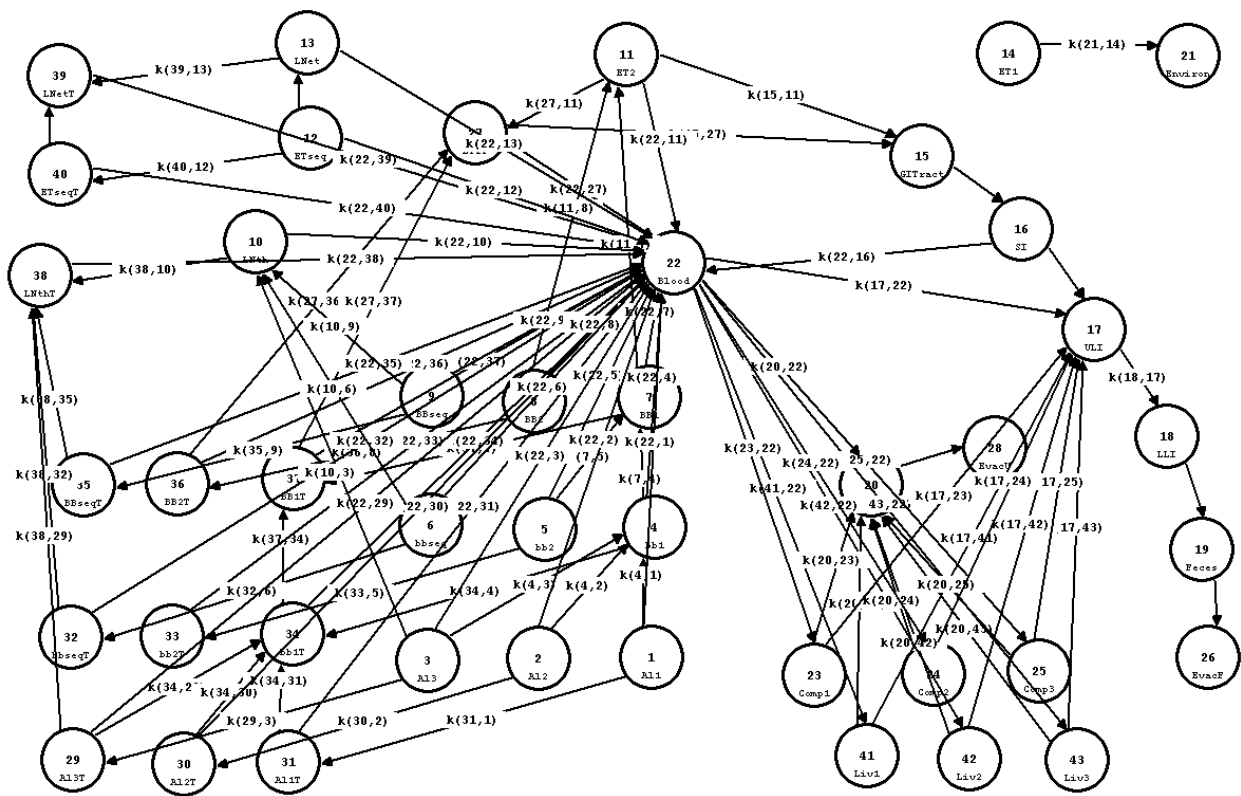


Figure A-2. Modèles compartimentaux implémentés dans le logiciel SAAM II pour déterminer la fraction de rétention dans chaque organe.

Une fois le modèle et les paramètres implémentés dans le logiciel SAAM, la résolution des équations différentielles a été réalisée à l'aide de l'algorithme Rosenbrock. On constate que les résultats sont en très bon accord avec les valeurs extraites de la publication de Potter [A-1]. Dans ce cas, la vessie et les fèces ont été bloqués afin d'accumuler l'activité sur une période de 30'000 jours. La Figure A-3 montre l'évolution de ces compartiments pour le Cobalt (type S). Par la suite, ces compartiments seront vidés de manière continue.

La résolution des équations différentielles relatives aux modèles compartimentaux peut également se faire par l'intermédiaire de l'exponentielle de matrice. Nous avons utilisé les

algorithmes Blas-Lapack et le logiciel Octave, qui est un open-source similaire à MatLab. Les résultats sont identiques pour les deux codes. Il faut néanmoins préciser que la version d'Octave à utiliser doit être au moins 3.4.2, les antérieures ayant une exponentielle de matrice erronée. Les tests comparatifs entre les méthodes d'exponentielle de matrice et l'algorithme Rosenbrock de SAAM ont montré des résultats analogues. En effet, comme on peut le voir sur la Figure A-4, les résultats sont en excellent accord pour les activités cumulées dans la vessie et dans les fèces. Lors de l'utilisation de SAAM, la décroissance radioactive du Co-60 n'a pas été introduite dès le départ, mais a été ajoutée par simple multiplication de la fraction de rétention par $e^{-\lambda t}$, où $\lambda = \ln(2)/T_{1/2}$.

A.3 Calcul des facteurs SEE pour Co-60

Pour une source donnée (ici Co-60), les facteurs SEE sont définis pour chaque paire d'organes comme dose déposée dans la cible par unité d'activité dans la source. Nous avons décomposé chaque SEE avec une contribution due aux électrons du Co-60 et une autre due aux photons du Co-60, comme suit :

$$SEE(T \leftarrow S) = SEE(T \leftarrow S)_{\text{photons}} + SEE(T \leftarrow S)_{\text{électrons}} \quad (\text{A-4})$$

Pour les photons, les SAF(T←S) ont été déterminés pour les énergies des photons émis par le Co-60 et les $SEE(T \leftarrow S)_{\text{photons}}$ sont alors calculés de la manière suivante :

$$SEE(T \leftarrow S)_{\text{photons}} = \sum_{\text{photons}, i} Y_i E_i \text{SAF}(T \leftarrow S)_i \quad (\text{A-5})$$

Les SAFs photons ont été déterminés pour les nouveaux fantômes voxélisés de référence de l'ICRP 110, AF (Adult Female) et AM (Adult Male), à l'aide du code Monte Carlo MCNPX 2.5.0. La digitalisation du fantôme AF est constituée de 299 x 137 x 148 voxels de 1.775 x 1.775 x 4.84 mm³. Pour le fantôme AM, nous avons 254 x 127 x 222 voxels de 2.137 x 2.137 x 8 mm³. La segmentation des ces fantômes contient 141 organes. Ceci donne une matrice de SAFs contenant 141²=19'881 valeurs pour chaque source mono-énergétique de photons. Des vues en coupe des deux fantômes de référence sont présentées à la Figure A-5. Le code MCNPX a été choisi pour sa possibilité d'implémentation des géométries voxélisées. Les sources peuvent être définies par des ensembles de voxels, permettant la simulation de l'activité présente dans les organes. Les dépôts d'énergie et autres grandeurs d'intérêt sont mémorisés dans des accumulateurs (tallies), qui peuvent aussi être associés à des ensembles de voxels. Les accumulateurs utilisés ici sont de type F8 (déposition d'énergie), qui sont ensuite divisés par la masse de chaque organe afin d'obtenir des doses moyennes dans les organes.

Les $SEE(T \leftarrow S)_{\text{électrons}}$ sont obtenus à l'aide des SAF(T←S) pour les électrons récemment publiés par Zankl *et al.* [A-2] et se calculent de la manière suivante :

$$SEE(T \leftarrow S)_{\text{électrons}} = \sum_{\beta_{1,j}, \beta_{2,j}} Y_j E_j \text{SAF}(T \leftarrow S)_j \quad (\text{A-6})$$

Pour chacune des deux désintégrations β^- du Co-60, les $SEE(T \leftarrow S)_{\text{électrons}}$ sont obtenues par convolution du spectre énergétique des électrons extraits de l'ICRP 107 avec les SAF(T←S) électrons donnés en fonction de l'énergie dans la publication de Zankl *et al.* [A-2].

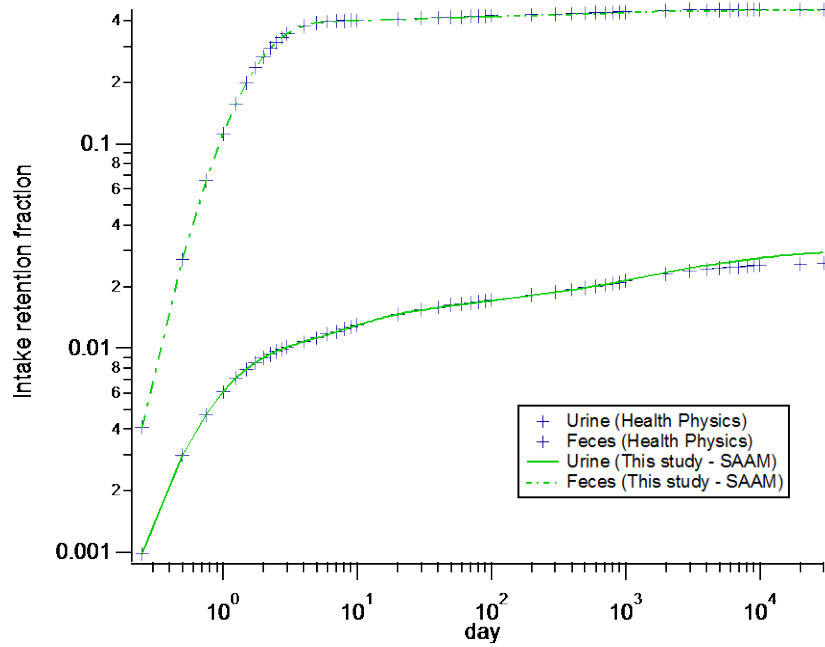


Figure A-3. Accumulation de l'activité dans l'urine et dans les fèces pour le cobalt (type S) suite à une inhalation.

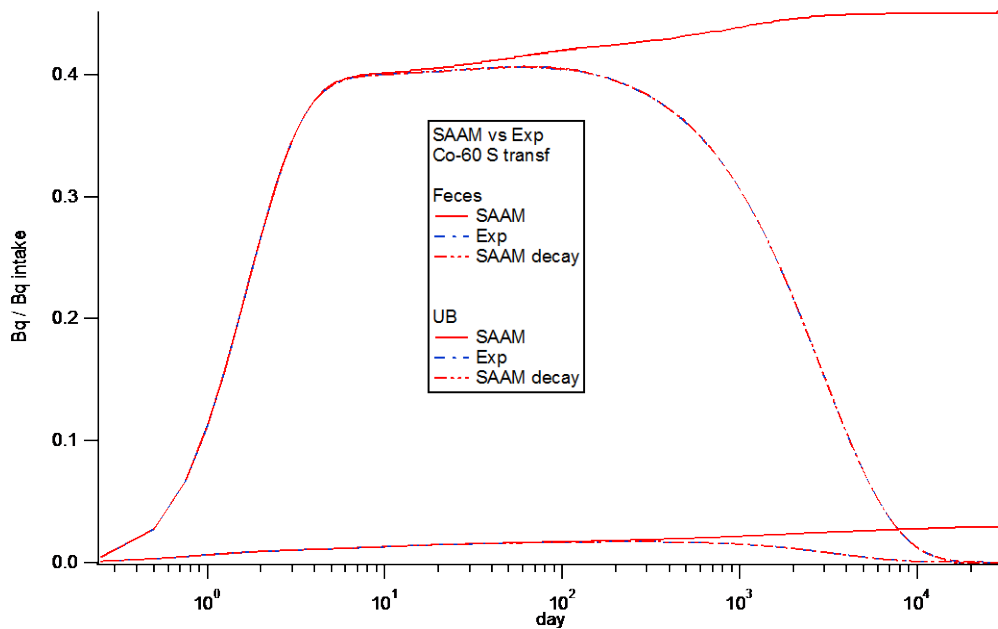


Figure A-4. Accumulation de l'activité dans la vessie et les fèces pour le modèle S du Co-60, SAAM versus Exponentielle de matrice.

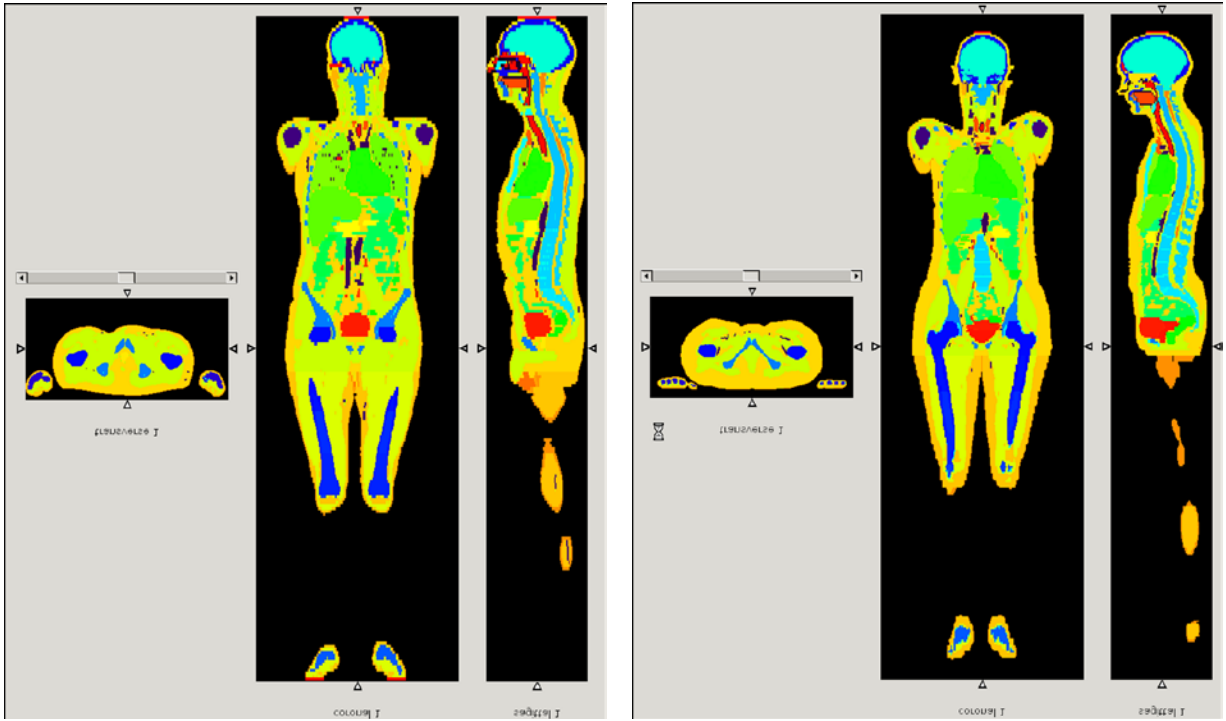


Figure A.5. Coupes du fantôme homme (AM) à gauche et du fantôme femme (AF) à droite

A.4 Calcul des $H_T(50)$ et $E(50)$ pour le ^{60}Co

Les valeurs d' U_C sont données pour les compartiments du modèles biocinétique alors que les $SEE(T \leftarrow S)$ sont données pour les organes et tissus définis dans les fantômes de référence. L'association entre les deux est définie par un indice ε_{oc} de valeur 1 ou 0, selon que l'organe S est en relation avec le compartiment C ou non. Le nombre de désintégration (U_S) dans l'organe S est obtenu depuis ceux des compartiments (U_C) au prorata des masses par l'équation :

$$U_S = \sum_c U_c \frac{m_S \varepsilon_{SC}}{\sum_{S'} m_{S'} \varepsilon_{S'C}} \quad (\text{A-7})$$

Pour tous les organes/tissus définis dans les fantômes de référence, $H_T(50)$ se calcule selon l'équation A-2.

La segmentation des facteurs de pondération des tissus, w_T , n'est pas la même que celle des fantômes de référence. Ainsi, les valeurs de $H_T(50)$ calculées pour tous les organes T définis dans les fantômes de références sont regroupées/limitées aux $H_T(50)$ des 27 organes/tissus (14 organes principaux + 13 organes dans les tissus restants) considérés pour le calcul de la dose effective. L'association utilisée est celle décrite dans Zankl *et al.* [B-2].

Les valeurs de H_T pour l'homme et la femme, ainsi que pour la Personne de référence sont données dans le Tableau A-1. La dose effective engagée a été déterminée selon la méthode décrite à la Figure A-1. Nous obtenons ainsi une valeur de coefficients $e_{inh}(50)$ de 28 nSv/Bq. Cette valeur est compatible avec la valeur actuelle de l'ORaP qui est de 17 nSv/h.

Tableau A-1. Doses engagées aux organes (H_T) pour l'homme et la femme de référence, avec la contribution des gammas et des électrons, ainsi que les doses engagées aux organes (H_T) et la dose effective (E) pour la Personne de référence. Les grandeurs H_T et E sont donnés en mSv par Bq inhalé.

Organe	$H_{T_gamma_AM}$	$H_{T_e_AM}$	H_{T_AM}	$H_{T_gamma_AF}$	$H_{T_e_AF}$	H_{T_AF}	H_{T_Moyen}	W_T	$w_T \cdot H_{T_Moyen}$
Seins	1.82E-08	8.66E-11	1.83E-08	2.52E-08	1.03E-10	2.53E-08	2.18E-08	0.12	2.62E-09
Côlon	6.46E-09	3.96E-09	1.04E-08	5.00E-09	4.39E-09	9.40E-09	9.91E-09	0.12	1.19E-09
Poumons	6.95E-08	4.55E-08	1.15E-07	8.34E-08	5.76E-08	1.41E-07	1.28E-07	0.12	1.54E-08
Moelle osseuse	5.17E-09	1.18E-11	5.18E-09	6.55E-09	4.43E-11	6.59E-09	5.89E-09	0.12	7.06E-10
Estomac	1.64E-08	8.62E-12	1.64E-08	1.46E-08	2.05E-11	1.47E-08	1.55E-08	0.12	1.86E-09
Gonades	5.67E-10	5.41E-11	6.21E-10	2.64E-09	6.47E-11	2.71E-09	1.66E-09	0.08	1.33E-10
Foie	1.94E-08	2.08E-10	1.96E-08	2.11E-08	2.79E-10	2.14E-08	2.05E-08	0.04	8.20E-10
Œsophage	4.66E-08	6.96E-10	4.73E-08	5.84E-08	8.22E-10	5.92E-08	5.33E-08	0.04	2.13E-09
Thyroïde	2.16E-08	9.19E-11	2.17E-08	2.47E-08	1.67E-10	2.48E-08	2.33E-08	0.04	9.31E-10
Vessie	1.60E-09	5.94E-10	2.19E-09	2.10E-09	7.36E-10	2.84E-09	2.52E-09	0.04	1.01E-10
Cerveau	1.65E-09	5.39E-11	1.70E-09	2.13E-09	6.42E-11	2.19E-09	1.95E-09	0.01	1.95E-11
Surface osseuse	3.25E-09	4.26E-12	3.26E-09	4.22E-09	1.56E-11	4.23E-09	3.75E-09	0.01	3.75E-11
Glandes salivaires	4.30E-09	5.47E-11	4.36E-09	6.11E-09	7.00E-11	6.18E-09	5.27E-09	0.01	5.27E-11
Peau	3.35E-09	6.00E-11	3.41E-09	4.29E-09	7.43E-11	4.36E-09	3.88E-09	0.01	3.88E-11
Surrénales	1.42E-09	5.56E-11	1.47E-09	5.11E-09	6.63E-11	5.17E-09			
ET	1.01E-08	1.60E-10	1.02E-08	1.80E-08	6.85E-11	1.80E-08			
Vésicule biliaire	1.11E-08	7.67E-11	1.12E-08	1.25E-08	8.41E-11	1.26E-08			
Cœur	4.40E-08	1.45E-10	4.42E-08	5.42E-08	3.67E-10	5.46E-08			
Reins	7.72E-09	5.60E-11	7.78E-09	8.13E-09	6.68E-11	8.19E-09			
Ganglions lymphati	1.44E-08	1.30E-10	1.45E-08	1.54E-08	1.31E-10	1.55E-08			
Muscle	5.47E-09	5.61E-11	5.53E-09	5.85E-09	6.99E-11	5.92E-09			
Muqueuse buccale	4.35E-09	1.04E-10	4.45E-09	6.04E-09	1.49E-10	6.19E-09			
Pancréas	9.96E-09	5.53E-11	1.00E-08	7.86E-09	6.60E-11	7.93E-09			
Intestin grêle	4.36E-09	3.09E-12	4.36E-09	4.58E-09	3.60E-12	4.58E-09			
Rate	2.31E-08	8.23E-11	2.32E-08	2.25E-08	9.85E-11	2.26E-08			
Thymus	3.84E-08	1.47E-10	3.85E-08	4.77E-08	2.20E-10	4.79E-08			
Prostate / Utérus	1.09E-09	5.48E-11	1.15E-09	2.87E-09	6.65E-11	2.94E-09			
Tissus restants			1.36E-08			1.63E-08	1.50E-08	0.12	1.79E-09
Dose efficace, E									2.78E-08

A.5 Références

- A-1 Potter CA., *Intake retention fractions developed from models used in the determination of dose coefficients developed for ICRP publication 68--particulate inhalation*, Health Phys. 2002 Nov;83(5):594-789.
- A-2 Zankl M, Schlattl H, Petoussi-Henss N, Hoeschen C., *Electron specific absorbed fractions for the adult male and female ICRP/ICRU reference computational phantoms*, Phys Med Biol. 2012 Jul 21;57(14):4501-26.

B. Annexe – Détermination de $H^*(10)/\Phi$

A.1 Contexte

Une étude a été réalisée afin d'analyser la validité des valeurs de $H^*(10)/\Phi$ données dans la publication ICRP 74 [9] pour des photons au-dessus de 3 MeV. La publication ICRP 74 reprend essentiellement les valeurs du rapport ICRU 47 [B-1]. Le rapport ICRU 57 [B-2] reprend les valeurs de l'ICRP 74, aussi bien pour les photons que pour les électrons. Ces valeurs de $H^*(10)/\Phi$ recommandées par l'ICRP/ICRU pour les photons ont été déterminées dans les années 1980 par Monte Carlo en faisant l'hypothèse de l'équilibre électronique dans la sphère ICRU. En effet, lorsque l'équilibre électronique des électrons mis en mouvement par l'interaction des photons est réalisé, il est possible de relier théoriquement $H^*(10)$ avec la fluence de photons monoénergétiques d'énergie E_γ comme suit :

$$H^*(d) = K \cdot (1-g) \cdot e^{-\mu \cdot d} \cdot B = \Phi \cdot E_\gamma \cdot \left(\frac{\mu_{tr}}{\rho} \right) \cdot (1-g) \cdot e^{-\mu \cdot d} \cdot B = \Phi \cdot E_\gamma \cdot \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right) \cdot e^{-\mu \cdot d} \cdot B \quad (\text{B-1})$$

où K est le kerma dans le tissu ICRU, g représente la fraction d'énergie emportée par le rayonnement de freinage, μ est le coefficient d'atténuation du tissu ICRU, μ_{tr}/ρ est le coefficient de transfert d'énergie massique du tissu ICRU, μ_{en}/ρ est le coefficient d'absorption d'énergie massique du tissu ICRU et B est le facteur d'accumulation (Build-up) prenant en compte le flux secondaire des photons diffusés.

Selon le rapport ICRU 47, les valeurs de $H^*(10)/\Phi$ proviennent partiellement d'un article de Dimbylov et Francis [B-3] et correspondent en fait à la grandeur $H_{I,d}/\Phi$. La grandeur $H_{I,d}$ (*deep dose equivalent index*) correspond au maximum de dose observée dans une sphère de 14 cm de rayon centrée au même endroit que la sphère ICRU (définie dans l'addendum 2 de l'ICRU 19 ou la partie 4 de l'ICRU 25). Cet équivalent de dose est donc différent de $H^*(10)$.

A.2 Calcul de $H^*(10)/\Phi$

La géométrie utilisée pour la simulation Monte Carlo par Geant 4 est décrite à la Figure B-1. Les sphères de détection enregistrent ici toutes les dépositions d'énergie. Les sommes des énergies, normalisées par photon et par cm^2 , donnent une séquence d'estimations pour $H^*(10)$. Les résultats de la simulation de Geant 4 sont présentés avec les valeurs de référence ICRU et ICRP à la Figure B-2.

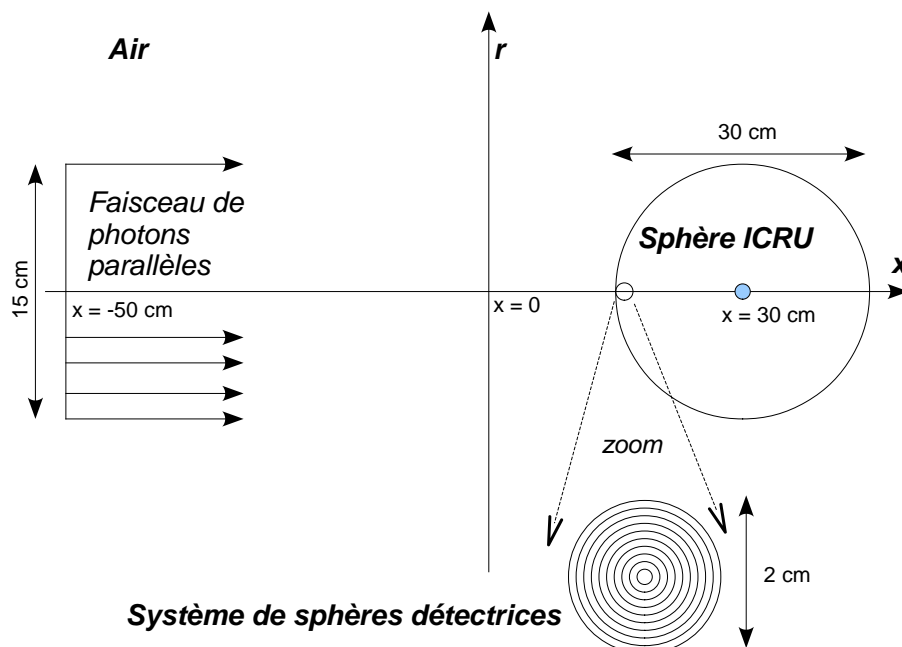


Figure B-1. Géométrie (coupe) pour le calcul de $H^*(10)$

La Figure B-2 montre un très bon accord jusqu'à 3 MeV entre les valeurs calculées par Geant 4 et les valeurs de référence ICRU/ICRP. Aux plus hautes énergies, apparaît un écart croissant entre les valeurs simulées et celles de référence. Le rapport $H^*(10)/\Phi$ calculé par Monte Carlo a alors tendance à se stabiliser. Les seuils de tracking de Geant 4 ont été réduits de 1 mm à 0.01 mm sans effet notable. Le remplacement du module de simulation de l'électromagnétisme lowEM par Penelope non plus. En outre, d'autres simulations effectuées par l'IRA avec Geant 3 et MCNPX ont donné des résultats similaires pour $H^*(10)/\Phi$, comme on peut le voir à la Figure B-3. Des écarts semblables avec le code EGS 3 ont été rapportés par Ferrari et Pelliccioni [B-4].

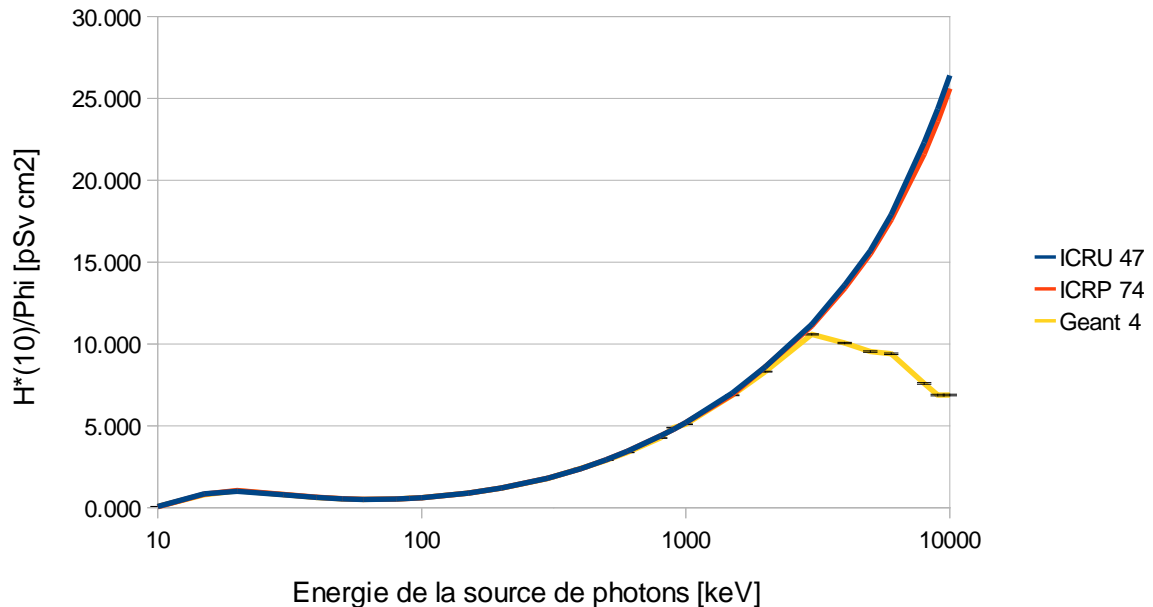


Figure B-2. Comparaison des $H^*(10)/\Phi$ de référence (ICRU 47 et ICRP 74) et des $H^*(10)/\Phi$ calculés par Monte Carlo avec Geant 4.

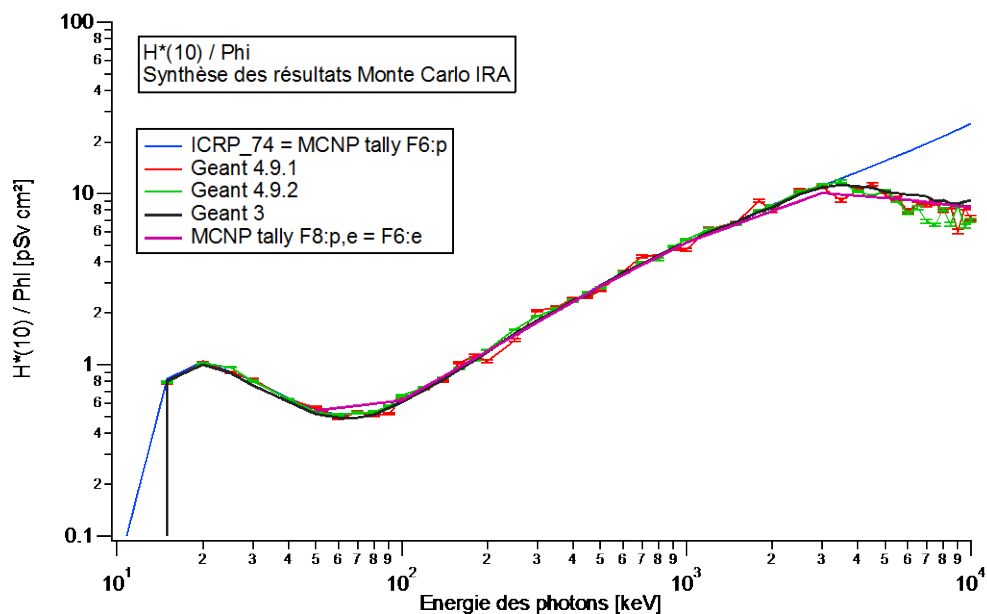


Figure B-3. $H^*(10)/\Phi$ calculés par différents codes Monte Carlo : Geant 4.9.1, Geant 4.9.2, Geant 3 et MCNP (tally F8:p et F6:e)

A.3 Discussion

On peut démontrer que les valeurs de $H^*(10)/\Phi$ citées dans la publication ICRP 74 sont en fait plus proches de la grandeur $H_{I,d}$ qui correspond au maximum de dose dans la sphère. Ceci peut remettre en cause le choix de $H^*(10)$ comme grandeur dosimétrique de base au-dessus de 3 MeV pour la radioprotection, car les points chauds quantifiés par les maxima de dose dans la sphère ICRU sont alors systématiquement sous-estimés. Ce thème fait du reste l'objet de discussion actuellement au sein de l'ICRU. Pour éviter ce problème, l'ICRP recommande d'utiliser les valeurs $H^*(10)/\Phi$ de la publication ICRP 74, calculées avec l'approximation du kerma (pas de suivi des particules secondaires produites). Dans la publication ICRP 116 [8], on voit que les valeurs $H^*(10)/\Phi$ de la publication ICRP 74 surestiment toujours la dose effective (voir Figure B-4) alors que les valeurs $H^*(10)/\Phi$ calculées par Monte Carlo en respectant rigoureusement la définition de $H^*(10)$ sous-estiment la dose effective pour des photons supérieurs à 3 MeV (voir Figure B-5).

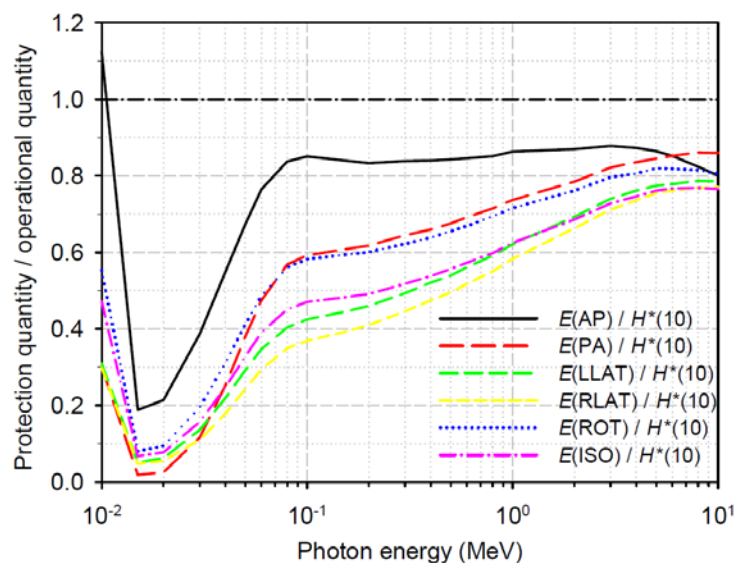


Figure B-4. Rapports entre la dose effective et l'équivalent de dose ambiant calculé en considérant l'équilibre électronique (ICRP 74), pour des photons mono-énergétiques (source : Publication ICRP 116).

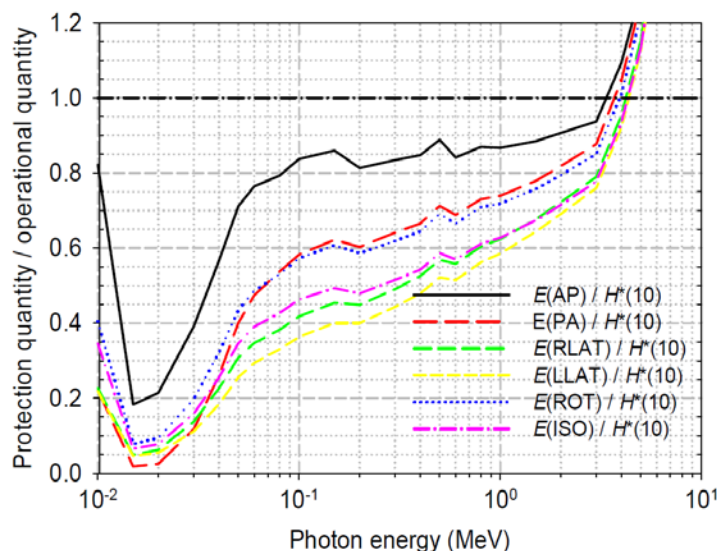


Figure B-5. Rapports entre la dose effective et l'équivalent de dose ambiant calculé par Monte Carlo en suivant les particules secondaire (il n'y a plus d'approximation kerma), pour des photons mono-énergétiques. (source : Publication ICRP 116).

A.4 Conclusion

Les valeurs de $H^*(10)/\Phi$ de l'ICRP 74 se basent sur l'approximation du kerma qui n'est pas correcte pour des énergies de photons supérieures à 3 MeV mais permet d'assurer que $H^*(10)$, en tant que grandeur opérationnelle, surestime toujours la grandeur de protection qui est la dose effective.

A.5 Références

- B-1 ICRU Report 47, *Measurement of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiation*, Bethesda, 1992.
- B-2 ICRU Report 57, *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection Against External Radiation*, Bethesda, 1998.
- B-3 J.P. Dimbylow and T.M. Francis, *The calculation of dose equivalent quantities in the ICRU sphere with photon energies from 0.01 to 10 MeV*, *Radiat Prot Dosimetry* (1984) 9 : 49-52.
- B-4 A. Ferrari and M. Pelliccioni, *On the Conversion Coefficients from Fluence to Ambient Dose Equivalent*, *Radiat Prot Dosimetry* (1994) 51 (4): 251-255.