

Quantités dangereuses de matières radioactives (valeurs D)

DATE DE PUBLICATION : MARS 2012



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA ET PUBLICATIONS CONNEXES

NORMES DE SÛRETÉ

En vertu de l'article III de son Statut, l'AIEA a pour attributions d'établir ou d'adopter des normes de sûreté destinées à protéger la santé et à réduire au minimum les dangers auxquels sont exposés les personnes et les biens et de prendre des dispositions pour l'application de ces normes.

Les publications par lesquelles l'AIEA établit des normes paraissent dans la **collection Normes de sûreté de l'AIEA**. Cette collection couvre la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté du transport et la sûreté des déchets, et comporte les catégories suivantes : **fondements de sûreté, prescriptions de sûreté et guides de sûreté**.

Des informations sur le programme de normes de sûreté de l'AIEA sont disponibles sur le site internet de l'AIEA :

<http://www-ns.iaea.org/standards/>

Le site donne accès aux textes en anglais des normes publiées et en projet. Les textes des normes publiées en arabe, chinois, espagnol, français et russe, le Glossaire de sûreté de l'AIEA et un rapport d'étape sur les normes de sûreté en préparation sont aussi disponibles. Pour d'autres informations, il convient de contacter l'AIEA à l'adresse suivante : BP 100, 1400 Vienne (Autriche).

Tous les utilisateurs des normes de sûreté sont invités à faire connaître à l'AIEA l'expérience qu'ils ont de cette utilisation (c'est-à-dire comme base de la réglementation nationale, pour des examens de la sûreté, pour des cours) afin que les normes continuent de répondre aux besoins des utilisateurs. Les informations peuvent être données sur le site internet de l'AIEA, par courrier (à l'adresse ci-dessus) ou par courriel (Official.Mail@iaea.org).

PUBLICATIONS CONNEXES

L'AIEA prend des dispositions pour l'application des normes et, en vertu des articles III et VIII C de son Statut, elle favorise l'échange d'informations sur les activités nucléaires pacifiques et sert d'intermédiaire entre ses États Membres à cette fin.

Les rapports sur la sûreté et la protection dans le cadre des activités nucléaires sont publiés dans la **collection Rapports de sûreté**. Ces rapports donnent des exemples concrets et proposent des méthodes détaillées à l'appui des normes de sûreté.

Les autres publications de l'AIEA concernant la sûreté paraissent dans les collections **Radiological Assessment Reports**, **INSAG Reports** (Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire), **Technical Reports** et **TECDOC**. L'AIEA édite aussi des rapports sur les accidents radiologiques, des manuels de formation et des manuels pratiques, ainsi que d'autres publications spéciales concernant la sûreté.

Les publications ayant trait à la sécurité paraissent dans la **collection Sécurité nucléaire de l'AIEA**.

La collection Énergie nucléaire de l'AIEA est constituée de publications informatives dont le but est d'encourager et de faciliter le développement et l'utilisation pratique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques, ainsi que la recherche dans ce domaine. Elle comprend des rapports et des guides sur l'état de la technologie et sur ses avancées, ainsi que sur des données d'expérience, des bonnes pratiques et des exemples concrets dans les domaines de l'électronucléaire, du cycle du combustible nucléaire, de la gestion des déchets radioactifs et du déclassé.

Quantités dangereuses de matières radioactives (valeurs D)

DATE DE PUBLICATION : MARS 2012



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

La présente publication a été établie à l'AIEA par la :

Section de la sûreté radiologique et de la sûreté du transport
Agence internationale de l'énergie atomique
Wagramer Strasse 5
B.P. 100
1400 Vienne (Autriche)

QUANTITÉS DANGEREUSES DE MATIÈRES RADIOACTIVES (VALEURS D)
AIEA, VIENNE, 2012
IAEA-EPR-D-Values 2006

© IAEA, 2012

Imprimé par l'AIEA en Autriche
Mars 2012

AVANT-PROPOS

Les matières radioactives sont largement utilisées dans l'industrie, en médecine, dans l'enseignement et en agriculture. En outre, il en existe de naturelles. Le risque sanitaire que posent ces matières varie très largement en fonction de nombreux facteurs, dont les plus importants sont la quantité des matières présentes et leur forme physique et chimique. Il faut donc déterminer la quantité et le type des matières radioactives pour lesquelles il faut prendre des dispositions d'intervention d'urgence et autres (par exemple de sécurité) du fait des risques sanitaires qu'elles posent.

Le présent document énonce, à l'intention des États Membres, des recommandations en ce qui concerne la quantité de matières radioactives qui peut être considérée comme dangereuse. Une quantité dangereuse est celle qui, si elle n'est pas contrôlée, pourrait donner lieu à un scénario réaliste aboutissant au décès de la personne exposée ou à une lésion permanente diminuant la qualité de vie de cette personne.

Le présent document fait partie de la collection Préparation et conduite des interventions d'urgence de l'AIEA. Il complète plusieurs publications, dont : les prescriptions de sûreté « *Préparation et intervention en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique* », collection Normes de sûreté de l'AIEA n° GS-R-2, AIEA, Vienne (2004), le guide de sûreté « *Catégorisation des sources radioactives* », collection Normes de sûreté de l'AIEA n° RS-G-1.9, AIEA, Vienne (2011), et le guide de sûreté « *Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency* », collection Normes de sûreté de l'AIEA n° GS-G-2.1, AIEA, Vienne (2006).

Les procédures et les données contenues dans le présent document ont été préparées avec un grand souci de précision. Toutefois, dans le cadre du processus de réexamen, elles font l'objet en permanence de contrôles d'assurance de la qualité. Les observations sont les bienvenues et, après une période qui permettra un réexamen plus complet, l'AIEA pourrait réviser le présent document dans le cadre du processus d'amélioration continue.

Le présent document contient un certain nombre de scénarios d'exposition, de modèles de risque et de données dosimétriques qui pourraient être utilisés pour une intervention en cas d'urgence nucléaire ou radiologique ou à d'autres fins. Toutefois, cela ne devrait être fait qu'après examen attentif et adaptation des informations.

L'AIEA remercie les experts de divers États Membres qui ont participé à l'élaboration du présent document. Elle est particulièrement reconnaissante à V. Kutkov (Institut Kourchatov, Fédération de Russie) pour l'élaboration de l'approche risque, à K. Eckerman (Laboratoire national d'Oak Ridge, États-Unis d'Amérique) pour le calcul des facteurs de conversion des doses externes présentés à l'appendice IV et à B. Dodd (États-Unis d'Amérique) pour sa relecture et ses observations. Le fonctionnaire de l'AIEA responsable du document était T. McKenna, de la Division de la sûreté radiologique et de la sûreté du transport et des déchets.

NOTE DE L'ÉDITEUR

L'emploi de désignations particulières de pays ou de territoires n'implique aucun jugement de la part de l'éditeur, à savoir l'AIEA, quant au statut juridique de ces pays ou territoires, de leurs autorités et institutions ou du tracé de leurs frontières.

La mention de noms de sociétés ou de produits particuliers (qu'il soit indiqué ou non que ces noms sont déposés) n'implique nulle intention de porter atteinte à des droits exclusifs et ne doit pas être interprétée comme une approbation ou une recommandation de la part de l'AIEA.

TABLE DES MATIÈRES

1. INTRODUCTION	1
1.1. GÉNÉRALITÉS.....	1
1.2. OBJECTIFS	1
1.3. CHAMP D'APPLICATION	1
1.4. STRUCTURE	2
2. VALEURS D RECOMMANDÉES	3
3. EFFETS SUR LA SANTÉ PRIS EN COMPTE	12
3.1 EFFETS DÉTERMINISTES MORTELS SUR LA SANTÉ	13
3.2 EFFETS DÉTERMINISTES NON MORTELS SUR LA SANTÉ	13
4. SCÉNARIOS ET VOIES D'EXPOSITION	14
5. CARACTÉRISTIQUES IMPORTANTES D'UNE SOURCE	16
6. APPROCHES POUR LE CALCUL DES VALEURS D.....	18
APPENDICE I : NIVEAUX DE RÉFÉRENCE ET DE SEUIL POUR LE DÉCLENCHEMENT DES EFFETS DÉTERMINISTES	21
APPENDICE II : SCÉNARIOS POUR L'ÉTABLISSEMENT DES VALEURS D	37
APPENDICE III : CALCUL DES VALEURS D	47
APPENDICE IV : FACTEURS DE CONVERSION DU DÉBIT DE DOSE EXTERNE	61
APPENDICE V : FACTEURS DE CONVERSION DE DOSE PAR INHALATION, PAR IMMERSION ET À LA PEAU UTILISÉS DANS L'APPROCHE EXPERT	83
APPENDICE VI : FACTEURS DE CONVERSION DE DOSE PAR INHALATION, PAR INGESTION, PAR IMMERSION ET À LA PEAU UTILISÉS DANS L'APPROCHE RISQUE.....	87
APPENDICE VII : ÉVALUATION DES VALEURS D	109
APPENDICE VIII : CARACTÉRISTIQUES DES SOURCES RADIOACTIVES	115
RÉFÉRENCES	133
DÉFINITIONS	139
ANNEXE I : SYMBOLES ET INDICES	145
ANNEXE II : SYMBOLES SPÉCIFIQUES.....	146
PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN	153

1. INTRODUCTION

En mars 2002, le Conseil des gouverneurs de l'AIEA a approuvé une publication de la catégorie Prescriptions de sûreté intitulée « Préparation et intervention en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique » [1]. Elle était coparrainée par sept organisations internationales et énonçait les prescriptions visant à assurer, dans tout État Membre, un niveau adéquat de préparation et d'intervention en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique. Elle spécifie notamment des prescriptions concernant les urgences mettant en jeu une source dangereuse. Une source dangereuse y est définie comme une source « qui peut, si elle n'est pas sous contrôle, donner lieu à une exposition suffisante pour causer des effets déterministes graves ». Un effet est dit « effet déterministe grave » « s'il est mortel ou risque de l'être ou s'il entraîne une lésion permanente qui diminue la qualité de vie ».

Pour pouvoir appliquer les prescriptions [1], il fallait une définition opérationnelle de ce qu'est une source dangereuse. Cette définition opérationnelle est appelée valeur D. La valeur D est la quantité de matière radioactive qui, si elle n'est pas contrôlée, pourrait entraîner le décès de la personne exposée ou une lésion permanente diminuant sa qualité de vie. Les réf. [2] et [3] donnent les valeurs D pour quelque 65 radionucléides ; toutefois, la base de calcul de ces valeurs n'y est pas pleinement expliquée. En outre, les valeurs D n'ont pas été calculées pour tous les radionucléides qui pourraient faire problème. Comme il fallait catégoriser les sources radioactives sur la base de leur potentiel d'effets déterministes sur la santé, les valeurs D ont aussi été utilisées comme facteurs de normalisation pour le classement numérique des sources et des pratiques. Ainsi, les valeurs D données dans la réf. [2] ont aussi été utilisées comme base du système de catégorisation des sources radioactives de l'AIEA [4], dont certains éléments ont été inclus dans le Code de conduite sur la sûreté et la sécurité des sources radioactives [5].

1.1. GÉNÉRALITÉS

Pour déterminer les valeurs D, on utilise plusieurs scénarios d'exposition. On tient compte du fait que les sources peuvent devenir plus dangereuses avec le temps en raison de l'augmentation d'activité due aux descendants ; cependant, les valeurs D sont exprimées en termes d'activité des radionucléides précurseurs avant décroissance, c'est-à-dire au moment de la fabrication.

Utiliser des valeurs D trop prudentes pourrait conduire à des actions injustifiées et à l'emploi injustifié de ressources et donner aux décideurs et au public une perception irréaliste des risques. En conséquence, les valeurs D ont été calculées sur la base d'évaluations réalistes (pas trop prudentes) du risque posé par une matière radioactive qui échappe au contrôle.

Il convient de noter qu'une quantité de matière inférieure à celle correspondant à la valeur D donnée dans le présent rapport peut être dangereuse. Ce peut être le cas avec une ingestion intentionnelle de matière radioactive ou une exposition intentionnelle à une source radioactive. Les réf. [2 et 4] expliquent en langage simple le risque associé aux différents multiples des valeurs D.

1.2. OBJECTIFS

Les objectifs du présent document sont de décrire en détail la base de calcul des valeurs D données dans les réf. [2, 3 et 4] et de proposer un ensemble élargi de valeurs D comprenant des radionucléides qui pourraient être importants en cas d'urgence nucléaire ou radiologique.

1.3. CHAMP D'APPLICATION

Les valeurs D sont données pour les radionucléides non dispersés (valeurs D_1) et dispersés (valeurs D_2) qui pourraient être importants en cas d'urgence nucléaire ou radiologique. La liste inclut

les radionucléides visés par le Règlement de transport [6], et a été élargie aux produits de fission importants et à quelques matières fissiles. Pour les matières non dispersées, il est tenu compte de l'exposition externe (à distance et à proximité). Pour les matières dispersées, il est tenu compte des risques liés à l'incorporation suite à l'ingestion par inadvertance, à la consommation d'eau contaminée et à l'inhalation, ainsi que des risques liés à la contamination de la peau. Pour les gaz rares, il n'est tenu compte que de l'exposition externe par immersion.

1.4. STRUCTURE

La section 2 contient la liste des valeurs D recommandées. Les sections 3, 4 et 5 récapitulent la base sur laquelle les effets sanitaires, les scénarios et les caractéristiques des matières radioactives ont été pris en compte. La section 6 décrit les approches utilisées pour calculer les valeurs D.

Les appendices donnent des informations et la base technique du calcul des valeurs D. L'appendice I décrit les niveaux de référence et de seuil pour le déclenchement des effets déterministes. Les scénarios utilisés pour établir les valeurs D sont décrits dans l'appendice II. L'appendice III contient une description détaillée des approches utilisées pour établir les valeurs D. Les appendices IV, V et VI traitent des facteurs de conversion de dose pour les expositions externes et internes et de leurs bases. L'appendice VII contient une évaluation des valeurs D. Celle-ci comprend une comparaison des valeurs D recommandées et de l'activité des sources radioactives qui ont été en jeu dans des situations réelles d'urgence radiologique. Les caractéristiques nucléaires fondamentales des radionucléides pris en compte sont données dans l'appendice VIII. Celui-ci décrit l'approche utilisée pour prendre en compte la décroissance radioactive et l'augmentation d'activité due aux descendants.

Les annexes I et II expliquent la notation utilisée dans le présent document.

2. VALEURS D RECOMMANDÉES

Les scénarios d'exposition utilisés pour déterminer les valeurs D se répartissent en deux groupes : l'un concerne les matières non dispersées, l'autre les matières dispersées. Des valeurs numériques différentes correspondent à chacun de ces groupes :

- a) La valeur D_1 est l'activité¹ d'un radionucléide dans une source qui, si elle échappe au contrôle sans être dispersée (c'est-à-dire qu'elle reste encapsulée), peut provoquer une situation d'urgence dont on peut raisonnablement s'attendre qu'elle cause des effets déterministes graves sur la santé ;
- b) La valeur D_2 est l'activité¹ d'un radionucléide dans une source qui, si elle échappe au contrôle et qu'elle est dispersée, peut provoquer une situation d'urgence dont on peut raisonnablement s'attendre qu'elle cause des effets déterministes graves sur la santé ;
- c) La valeur D est la plus petite des valeurs D_1 et D_2 .

Les valeurs D_1 , D_2 et D recommandées sont données dans le tableau 1.

TABLEAU 1. VALEURS D RECOMMANDÉES.

Radionucléide ^a	Valeur D	Valeur D_1	Valeur D_2
	(TBq)	(TBq)	(TBq)
H-3	2.E+03	ILL ^b	2.E+03 ^c
Be-7	1.E+00	1.E+00	1.E+03
Be-10	3.E+01	3.E+02	3.E+01
C-11	6.E-02	6.E-02	4.E+02
C-14	5.E+01	2.E+05	5.E+01
N-13	6.E-02	6.E-02	ILL
F-18	6.E-02	6.E-02	3.E+01
Na-22	3.E-02	3.E-02	2.E+01
Na-24	2.E-02	2.E-02	2.E+01
Mg-28	2.E-02	2.E-02	1.E+01
Al-26	3.E-02	3.E-02	5.E+00
Si-31	1.E+01	1.E+01	2.E+01
Si-32+	7.E+00	1.E+01	7.E+00
P-32	1.E+01	1.E+01	2.E+01
P-33	2.E+02	7.E+03	2.E+02
S-35	6.E+01	4.E+04	6.E+01
Cl-36	2.E+01 ^d	3.E+02	2.E+01 ^d
Cl-38	5.E-02	5.E-02	1.E+01
Ar-37	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Ar-39	3.E+02	3.E+02	3.E+04
Ar-41	5.E-02	5.E-02	3.E+00 ^d

¹ On tient compte du fait que les sources peuvent devenir plus dangereuses avec le temps (jusqu'à dix ans) du fait de la croissance interne due aux descendants ; cependant, les valeurs D sont exprimées en termes d'activité des radionucléides précurseurs avant décroissance, c'est-à-dire au moment de la fabrication comme indiqué à l'appendice VIII.

Radionucléide ^a	Valeur D	Valeur D ₁	Valeur D ₂
	(TBq)	(TBq)	(TBq)
K-40	ILL ^e	ILL	ILL ^e
K-42	2.E-01	2.E-01	1.E+01
K-43	7.E-02	7.E-02	3.E+01
Ca-41	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Ca-45	1.E+02	6.E+03	1.E+02
Ca-47+	6.E-02	6.E-02	1.E+01
Sc-44	3.E-02	3.E-02	1.E+01
Sc-46	3.E-02	3.E-02	4.E+01
Sc-47	7.E-01	7.E-01	8.E+01
Sc-48	2.E-02	2.E-02	3.E+01
Ti-44+	3.E-02	3.E-02	9.E+00
V-48	2.E-02	2.E-02	3.E+01
V-49	2.E+03	ILL	2.E+03
Cr-51	2.E+00	2.E+00	5.E+03
Mn-52	2.E-02	2.E-02	2.E+01
Mn-53	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Mn-54	8.E-02	8.E-02	4.E+01
Mn-56	4.E-02	4.E-02	2.E+01
Fe-52+	2.E-02	2.E-02	9.E+00
Fe-55	8.E+02	ILL	8.E+02
Fe-59	6.E-02	6.E-02	1.E+01
Fe-60+	6.E-02	6.E-02	1.E+01 ^d
Co-55+	3.E-02	3.E-02	2.E+02
Co-56	2.E-02	2.E-02	2.E+01
Co-57	7.E-01	7.E-01	4.E+02
Co-58	7.E-02	7.E-02	7.E+01
Co-58m+	7.E-02	7.E-02	2.E+02
Co-60	3.E-02	3.E-02	3.E+01
Ni-59	1.E+03 ^d	ILL	1.E+03 ^d
Ni-63	6.E+01	ILL	6.E+01
Ni-65	1.E-01	1.E-01	2.E+01
Cu-64	3.E-01	3.E-01	4.E+01
Cu-67	7.E-01	7.E-01	3.E+02
Zn-65	1.E-01	1.E-01	3.E+02
Zn-69	3.E+01	8.E+01	3.E+01
Zn-69m+	2.E-01	2.E-01	2.E+01
Ga-67	5.E-01	5.E-01	4.E+02
Ga-68	7.E-02	7.E-02	1.E+01
Ga-72	3.E-02	3.E-02	2.E+01
Ge-68+	7.E-02	7.E-02	2.E+01
Ge-71	1.E+03	6.E+05	1.E+03
Ge-77+	6.E-02	6.E-02	1.E+01

Radionucléide ^a	Valeur D	Valeur D ₁	Valeur D ₂
	(TBq)	(TBq)	(TBq)
As-72	4.E-02	4.E-02	9.E+01
As-73	4.E+01	4.E+01	1.E+02
As-74	9.E-02	9.E-02	3.E+01
As-76	2.E-01	2.E-01	1.E+01
As-77	8.E+00	8.E+00	4.E+01
Se-75	2.E-01	2.E-01	2.E+02
Se-79	2.E+02	ILL	2.E+02
Br-76	3.E-02	3.E-02	2.E+02
Br-77	2.E-01	2.E-01	7.E+02
Br-82	3.E-02	3.E-02	7.E+01
Kr-81	3.E+01	3.E+01	7.E+02
Kr-85	3.E+01	3.E+01	2.E+03
Kr-85m	5.E-01	5.E-01	3.E+01
Kr-87	9.E-02	9.E-02	4.E+00
Rb-81	1.E-01	1.E-01	2.E+03
Rb-83	1.E-01	1.E-01	5.E+01
Rb-84	7.E-02	7.E-02	2.E+01
Rb-86	7.E-01	7.E-01	2.E+01
Rb-87	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Sr-82	6.E-02	6.E-02	5.E+00
Sr-85	1.E-01	1.E-01	7.E+01
Sr-85m+	1.E-01	1.E-01	3.E+02
Sr-87m	2.E-01	2.E-01	9.E+01
Sr-89	2.E+01	2.E+01	2.E+01
Sr-90+	1.E+00	4.E+00	1.E+00
Sr-91+	6.E-02	6.E-02	2.E+01
Sr-92+	4.E-02	4.E-02	1.E+01
Y-87+	9.E-02	9.E-02	2.E+02
Y-88	3.E-02	3.E-02	2.E+01
Y-90	5.E+00	5.E+00	1.E+01
Y-91	8.E+00	8.E+00	2.E+01
Y-91m+	1.E-01	1.E-01	2.E+02
Y-92	2.E-01	2.E-01	1.E+01
Y-93	6.E-01	6.E-01	1.E+01
Zr-88+	2.E-02	2.E-02	3.E+01
Zr-93+	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Zr-95+	4.E-02	4.E-02	1.E+01
Zr-97+	4.E-02	4.E-02	9.E+00
Nb-93m	3.E+02	2.E+03	3.E+02
Nb-94	4.E-02	4.E-02	3.E+01 ^d
Nb-95	9.E-02	9.E-02	6.E+01
Nb-97	1.E-01	1.E-01	2.E+01

Radionucléide ^a	Valeur D	Valeur D ₁	Valeur D ₂
	(TBq)	(TBq)	(TBq)
Mo-93+	3.E+02 ^d	2.E+03	3.E+02 ^d
Mo-99+	3.E-01	3.E-01	2.E+01
Tc-95m	1.E-01	1.E-01	6.E+01
Tc-96	3.E-02	3.E-02	3.E+01
Tc-96m+	3.E-02	3.E-02	2.E+02
Tc-97	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Tc-97m	4.E+01	2.E+02	4.E+01
Tc-98	5.E-02	5.E-02	1.E+01 ^d
Tc-99	3.E+01	ILL	3.E+01
Tc-99m	7.E-01	7.E-01	7.E+02
Ru-97	3.E-01	3.E-01	5.E+02
Ru-103+	1.E-01	1.E-01	3.E+01
Ru-105+	8.E-02	8.E-02	2.E+01
Ru-106+	3.E-01	3.E-01	1.E+01
Rh-99	1.E-01	1.E-01	1.E+02
Rh-101	3.E-01	3.E-01	1.E+02
Rh-102	3.E-02	3.E-02	3.E+01
Rh-102m	1.E-01	1.E-01	4.E+01
Rh-103m	9.E+02	9.E+02	1.E+04
Rh-105	9.E-01	9.E-01	8.E+01
Pd-103+	9.E+01	9.E+01	1.E+02
Pd-107	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Pd-109	2.E+01	2.E+01	2.E+01
Ag-105	1.E-01	1.E-01	1.E+02
Ag-108m	4.E-02	4.E-02	2.E+01
Ag-110m	2.E-02	2.E-02	2.E+01
Ag-111	2.E+00	2.E+00	3.E+01
Cd-109	2.E+01	2.E+01	3.E+01
Cd-113m	4.E+01	4.E+02	4.E+01
Cd-115+	2.E-01	2.E-01	2.E+01
Cd-115m	3.E+00	3.E+00	2.E+01
In-111	2.E-01	2.E-01	1.E+02
In-113m	3.E-01	3.E-01	5.E+01
In-114m	8.E-01	8.E-01	1.E+00
In-115m	4.E-01	4.E-01	3.E+01
Sn-113+	3.E-01	3.E-01	5.E+01
Sn-117m	5.E-01	5.E-01	4.E+01
Sn-119m	7.E+01	7.E+01	1.E+02
Sn-121m+	7.E+01	1.E+02	7.E+01
Sn-123	7.E+00	7.E+00	2.E+01
Sn-125	1.E-01	1.E-01	8.E+00
Sn-126+	3.E-02	3.E-02	7.E+00 ^d

Radionucléide ^a	Valeur D	Valeur D ₁	Valeur D ₂
	(TBq)	(TBq)	(TBq)
Sb-122	1.E-01	1.E-01	2.E+01
Sb-124	4.E-02	4.E-02	1.E+01
Sb-125+	2.E-01	2.E-01	3.E+01
Sb-126	2.E-02	2.E-02	2.E+01
Te-121	1.E-01	1.E-01	3.E+01
Te-121m+	1.E-01	1.E-01	8.E+00
Te-123m	6.E-01	6.E-01	9.E+00
Te-125m	1.E+01	2.E+01	1.E+01
Te-127	1.E+01	1.E+01	4.E+01
Te-127m+	3.E+00	1.E+01	3.E+00
Te-129	1.E+00	1.E+00	2.E+01
Te-129m+	1.E+00	1.E+00	2.E+00
Te-131m+	4.E-02	4.E-02	2.E-01
Te-132+	3.E-02	3.E-02	8.E-01
I-123	5.E-01	5.E-01	3.E+01
I-124	6.E-02	6.E-02	4.E-01
I-125	2.E-01	1.E+01	2.E-01
I-126	1.E-01	1.E-01	2.E-01
I-129	ILL ^e	ILL	ILL ^e
I-131	2.E-01	2.E-01	2.E-01
I-132	3.E-02	3.E-02	6.E+00
I-133	1.E-01	1.E-01	3.E-01
I-134	3.E-02	3.E-02	2.E+01
I-135	4.E-02	4.E-02	2.E+00
Xe-122	6.E-02	6.E-02	4.E+00
Xe-123+	9.E-02	9.E-02	5.E+00
Xe-127	3.E-01	3.E-01	2.E+01
Xe-131m	1.E+01	1.E+01	7.E+02
Xe-133	3.E+00	3.E+00	2.E+02
Xe-135	3.E-01	3.E-01	2.E+01
Cs-129	3.E-01	3.E-01	1.E+03
Cs-131	2.E+01	2.E+01	2.E+03
Cs-132	1.E-01	1.E-01	1.E+02
Cs-134	4.E-02	4.E-02	3.E+01
Cs-134m+	4.E-02	4.E-02	1.E+04
Cs-135	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Cs-136	3.E-02	3.E-02	2.E+01
Cs-137+	1.E-01	1.E-01	2.E+01
Ba-131+	2.E-01	2.E-01	1.E+02
Ba-133	2.E-01	2.E-01	7.E+01
Ba-133m	3.E-01	3.E-01	2.E+02
Ba-140+	3.E-02	3.E-02	1.E+01

Radionucléide ^a	Valeur D	Valeur D ₁	Valeur D ₂
	(TBq)	(TBq)	(TBq)
La-137	2.E+01	2.E+01	5.E+02 ^d
La-140	3.E-02	3.E-02	2.E+01
Ce-139	6.E-01	6.E-01	2.E+02
Ce-141	1.E+00	1.E+00	2.E+01
Ce-143+	3.E-01	3.E-01	1.E+01
Ce-144+	9.E-01	9.E-01	9.E+00
Pr-142	1.E+00	1.E+00	2.E+01
Pr-143	3.E+01	8.E+01	3.E+01
Nd-147+	6.E-01	6.E-01	4.E+01
Nd-149+	2.E-01	2.E-01	1.E+01
Pm-143	2.E-01	2.E-01	2.E+02
Pm-144	4.E-02	4.E-02	3.E+01
Pm-145	1.E+01	1.E+01	4.E+02
Pm-147	4.E+01	8.E+03	4.E+01
Pm-148m	3.E-02	3.E-02	3.E+01
Pm-149	6.E+00	6.E+00	2.E+01
Pm-151	2.E-01	2.E-01	3.E+01
Sm-145+	4.E+00	4.E+00	2.E+02
Sm-147	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Sm-151	5.E+02	ILL	5.E+02
Sm-153	2.E+00	2.E+00	4.E+01
Eu-147	2.E-01	2.E-01	1.E+02
Eu-148	3.E-02	3.E-02	3.E+01
Eu-149	2.E+00	2.E+00	5.E+02
Eu-150b	2.E+00	2.E+00	3.E+01
Eu-150a	5.E-02	5.E-02	4.E+02
Eu-152	6.E-02	6.E-02	3.E+01
Eu-152m	2.E-01	2.E-01	2.E+01
Eu-154	6.E-02	6.E-02	2.E+01
Eu-155	2.E+00	2.E+00	1.E+02
Eu-156	5.E-02	5.E-02	3.E+01
Gd-146+	3.E-02	3.E-02	8.E+00
Gd-148	4.E-01	ILL	4.E-01
Gd-153	1.E+00	1.E+00	8.E+01
Gd-159	2.E+00	2.E+00	3.E+01
Tb-157	1.E+02	1.E+02	1.E+03 ^d
Tb-158	9.E-02	9.E-02	5.E+01 ^d
Tb-160	6.E-02	6.E-02	3.E+01
Dy-159	6.E+00	6.E+00	5.E+02
Dy-165	3.E+00	3.E+00	2.E+01
Dy-166+	1.E+00	1.E+00	2.E+01
Ho-166	2.E+00	2.E+00	2.E+01

Radionucléide ^a	Valeur D	Valeur D ₁	Valeur D ₂
	(TBq)	(TBq)	(TBq)
Ho-166m	4.E-02	4.E-02	3.E+01 ^d
Er-169	2.E+02	2.E+03	2.E+02
Er-171	2.E-01	2.E-01	2.E+01
Tm-167	6.E-01	6.E-01	2.E+02
Tm-170	2.E+01	2.E+01	2.E+01
Tm-171	3.E+02	3.E+02	4.E+02
Yb-169	3.E-01	3.E-01	3.E+01
Yb-175	2.E+00	2.E+00	1.E+02
Lu-172	4.E-02	4.E-02	6.E+01
Lu-173	9.E-01	9.E-01	2.E+02
Lu-174	8.E-01	8.E-01	1.E+02
Lu-174m+	6.E-01	6.E-01	6.E+01
Lu-177	2.E+00	2.E+00	1.E+02
Hf-172+	4.E-02	4.E-02	6.E+00
Hf-175	2.E-01	2.E-01	3.E+01
Hf-181	1.E-01	1.E-01	1.E+01
Hf-182+	5.E-02	5.E-02	ILL ^e
Ta-178a	7.E-02	7.E-02	4.E+03
Ta-179	6.E+00	6.E+00	6.E+02
Ta-182	6.E-02	6.E-02	3.E+01
W-178	9.E-01	9.E-01	6.E+02
W-181	5.E+00	5.E+00	2.E+03
W-185	1.E+02	7.E+02	1.E+02
W-187	1.E-01	1.E-01	3.E+01
W-188+	1.E+00	1.E+00	8.E+00
Re-184	8.E-02	8.E-02	3.E+01
Re-184m+	7.E-02	7.E-02	2.E+01
Re-186	4.E+00	4.E+00	1.E+01
Re-187	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Re-188	1.E+00	1.E+00	3.E+01
Re-189	1.E+00	1.E+00	1.E+01
Os-185	1.E-01	1.E-01	7.E+01
Os-191	2.E+00	2.E+00	9.E+01
Os-191m+	1.E+00	1.E+00	7.E+02
Os-193	1.E+00	1.E+00	3.E+01
Os-194+	7.E-01	7.E-01	9.E+00
Ir-189	1.E+00	1.E+00	2.E+02
Ir-190	5.E-02	5.E-02	6.E+01
Ir-192	8.E-02	8.E-02	2.E+01
Ir-194	7.E-01	7.E-01	2.E+01
Pt-188+	4.E-02	4.E-02	9.E+01
Pt-191	3.E-01	3.E-01	3.E+02

Radionucléide ^a	Valeur D	Valeur D ₁	Valeur D ₂
	(TBq)	(TBq)	(TBq)
Pt-193	3.E+03	1.E+05	3.E+03
Pt-193m	1.E+01	1.E+01	4.E+02
Pt-195m	2.E+00	2.E+00	3.E+02
Pt-197	4.E+00	4.E+00	5.E+01
Pt-197m+	9.E-01	9.E-01	2.E+01
Au-193	6.E-01	6.E-01	1.E+03
Au-194	7.E-02	7.E-02	4.E+02
Au-195	2.E+00	2.E+00	1.E+02
Au-198	2.E-01	2.E-01	3.E+01
Au-199	9.E-01	9.E-01	3.E+02
Hg-194+	7.E-02	7.E-02	9.E+00
Hg-195m+	2.E-01	2.E-01	1.E+01
Hg-197	2.E+00	2.E+00	3.E+01
Hg-197m+	7.E-01	7.E-01	2.E+01
Hg-203	3.E-01	3.E-01	2.E+00
Tl-200	5.E-02	5.E-02	2.E+02
Tl-201	1.E+00	1.E+00	1.E+03
Tl-202	2.E-01	2.E-01	2.E+02
Tl-204	2.E+01	7.E+01	2.E+01
Pb-201+	9.E-02	9.E-02	8.E+02
Pb-202+	2.E-01	2.E-01	6.E+01 ^d
Pb-203	2.E-01	2.E-01	2.E+02
Pb-205	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Pb-210+	3.E-01	4.E+01	3.E-01
Pb-212+	5.E-02	5.E-02	9.E+00
Bi-205	4.E-02	4.E-02	7.E+01
Bi-206	2.E-02	2.E-02	5.E+01
Bi-207	5.E-02	5.E-02	4.E+01
Bi-210+	8.E+00	5.E+01	8.E+00
Bi-210m	3.E-01	6.E-01	3.E-01
Bi-212+	5.E-02	5.E-02	1.E+01
Po-210	6.E-02	8.E+03	6.E-02
At-211	5.E-01	5.E-01	1.E+01
Rn-222	4.E-02	4.E-02	9.E+04 ^f
Ra-223+	1.E-01	2.E-01	1.E-01
Ra-224+	5.E-02	5.E-02	3.E-01
Ra-225+	1.E-01	3.E-01	1.E-01
Ra-226+	4.E-02	4.E-02	7.E-02
Ra-228+	3.E-02	3.E-02	4.E-02
Ac-225	9.E-02	3.E-01	9.E-02
Ac-227+	4.E-02	2.E-01	4.E-02
Ac-228	3.E-02	3.E-02	1.E+02

Radionucléide ^a	Valeur D	Valeur D ₁	Valeur D ₂
	(TBq)	(TBq)	(TBq)
Th-227+	8.E-02	2.E-01	8.E-02
Th-228+	4.E-02	5.E-02	4.E-02
Th-229+	1.E-02	2.E-01	1.E-02
Th-230+	7.E-02 ^d	9.E+02	7.E-02 ^d
Th-231	1.E+01	1.E+01	3.E+02
Th-232+	ILL ^e	ILL	ILL ^e
Th-234+	2.E+00	2.E+00	2.E+00
Pa-230+	1.E-01	1.E-01	9.E-01
Pa-231+	6.E-02	8.E-01	6.E-02
Pa-233	4.E-01	4.E-01	8.E+00
U-230+	4.E-02	4.E+00	4.E-02
U-232+	6.E-02 ^d	7.E-02	6.E-02 ^d
U-233	7.E-02 ^f	7.E-02 ^f	7.E-02 ^{d,f}
U-234+	1.E-01 ^f	1.E-01 ^f	1.E-01 ^{d,f}
U-235+	8.E-05 ^f	8.E-05 ^f	8.E-05 ^f
U-236	2.E-01 ^d	ILL	2.E-01 ^d
U-238+	ILL ^e	ILL	ILL ^e
U naturel	ILL ^e	ILL	ILL ^e
U appauvri	ILL ^e	ILL	ILL ^e
U enrichi 10-20 %	8E-04 ^f	8E-04 ^f	8E-04 ^f
U enrichi > 20 %	8E-05 ^f	8E-05 ^f	8E-05 ^f
Np-235	1.E+02	1.E+02	2.E+02
Np-236b+	7.E-03	7.E-03 ^f	7.E-03 ^f
Np-236a	8.E-01	8.E-01	7.E+00
Np-237+	7.E-02	3.E-01 ^f	7.E-02 ^d
Np-239	5.E-01	5.E-01	6.E+01
Pu-236	1.E-01	1.E+00	1.E-01
Pu-237	2.E+00	2.E+00	6.E+01
Pu-238	6.E-02	3.E+02 ^f	6.E-02
Pu-239	6.E-02	1.E+00 ^f	6.E-02
Pu-240	6.E-02	4.E+00 ^f	6.E-02
Pu-241+	3.E+00	2.E+03 ^f	3.E+00
Pu-242	7.E-02 ^{d, f}	7.E-02 ^{d, f}	7.E-02 ^{d, f}
Pu-244+	3.E-04 ^{d, f}	3.E-04 ^f	3.E-04 ^{d, f}
Am-241	6.E-02	8.E+00	6.E-02
Am-242m+	3.E-01	1.E+00 ^f	3.E-01
Am-243+	2.E-01	4.E-01	2.E-01
Am-244	9.E-02	9.E-02	9.E+01
Cm-240	3.E-01	1.E+00	3.E-01
Cm-241+	1.E-01	1.E-01	7.E+00
Cm-242	4.E-02	2.E+03	4.E-02
Cm-243	2.E-01	6.E-01	2.E-01

Radionucléide ^a	Valeur D (TBq)	Valeur D ₁ (TBq)	Valeur D ₂ (TBq)
Cm-244	5.E-02	1.E+04 ^f	5.E-02
Cm-245	9.E-02 ^f	9.E-02 ^f	9.E-02 ^f
Cm-246	2.E-01	6.E+00 ^f	2.E-01
Cm-247	1.E-03 ^f	1.E-03 ^f	1.E-03 ^f
Cm-248	5.E-03	5.E-03	7.E-02 ^d
Bk-247	8.E-02	8.E-02 ^f	8.E-02 ^f
Bk-249	1.E+01	1.E+01	4.E+01
Cf-248+	1.E-01	1.E+02 ^f	1.E-01
Cf-249	1.E-01	2.E-01	1.E-01
Cf-250	1.E-01	4.E-01	1.E-01
Cf-251	1.E-01	7.E-01	1.E-01
Cf-252	2.E-02	2.E-02	1.E-01
Cf-253	4.E-01	1.E+01	4.E-01
Cf-254	3.E-04	3.E-04	2.E-03
²³⁹ Pu/ ⁹ Be	6.E-02 ^g	1.E+00 ^{f, g}	6.E-02 ^g
²⁴¹ Am/ ⁹ Be	6.E-02 ^g	1.E+00 ^g	6.E-02 ^g

^a La croissance interne due aux descendants radioactifs a été prise en compte pour le calcul des valeurs D pour tous les radionucléides comme indiqué à l'appendice VIII. Un « + » signale les radionucléides dont les descendants étaient des sources importantes de dose pour les scénarios considérés.

^b « ILL » – quantité illimitée selon la définition de l'appendice II.

^c La fraction d'incorporation pour ³H a été doublée pour tenir compte de l'absorption des matières dispersées par la peau. C'est là une hypothèse prudente basée sur des données de la publication 71 de la CIPR [7] suggérant qu'en cas de contamination atmosphérique par HTO, l'absorption à travers la peau contribue pour environ 1/3 de l'incorporation par inhalation.

^d Les situations d'urgence avec ces quantités de radionucléides peuvent aboutir à des concentrations dans l'air dépassant le niveau censé constituer un danger immédiat pour la vie ou la santé (IDLH). Voir l'appendice VIII pour plus de détails.

^e Les situations d'urgence avec de grandes quantités de ces radionucléides peuvent aboutir à des concentrations dans l'air dépassant le niveau censé constituer un danger immédiat pour la vie ou la santé (IDLH). Voir l'appendice VIII pour plus de détails.

^f La valeur D repose sur la prise en compte de la limite de criticité. Voir l'appendice VIII pour plus de détails.

^g L'activité indiquée est celle du radionucléide émetteur alpha, par ex. ²³⁹Pu ou ²⁴¹Am.

3. EFFETS SUR LA SANTÉ PRIS EN COMPTE

La valeur D est la quantité de matière radioactive qui, si elle n'est pas contrôlée, pourrait entraîner le décès de la personne exposée ou une lésion permanente diminuant sa qualité de vie. De tels effets sont appelés « effets déterministes graves sur la santé ». Les effets déterministes graves apparaissent habituellement peu après l'exposition. Leur gravité augmente avec la dose, et il existe un seuil effectif de dose en-dessous duquel ils n'apparaissent pas du tout.

Deux types d'effets déterministes graves sur la santé ont été pris en compte pour le calcul des valeurs D, à savoir mortels et non mortels :

- Les effets mortels sont ceux qui provoquent la mort à coup sûr. L'expérience [8, 9] et la recherche montrent que les décès à la suite d'une irradiation sont en dernier ressort le résultat de la défaillance de plusieurs organes. Toutefois, les organes et les tissus examinés ici ont été choisis car les lésions qu'ils subissent sont considérées comme critiques pour toutes les

urgences nucléaires ou radiologiques. En d'autres termes, maintenir la dose d'exposition en dessous de la dose seuil pour ces organes devrait éviter le décès de la personne exposée.

- b) Les effets non mortels sont ceux qui diminuent la qualité de vie et sont spécifiques d'un organe ou d'un tissu.

Les valeurs de dose seuil ou de référence utilisées pour indiquer quand on peut s'attendre à des effets déterministes graves et les méthodes dosimétriques servant à calculer la dose pour les divers scénarios d'exposition sont décrites à l'appendice I.

3.1 EFFETS DÉTERMINISTES MORTELS SUR LA SANTÉ

Moelle osseuse rouge et côlon. L'exposition de la moelle osseuse rouge (système hématopoïétique) ou du côlon (tube digestif) peut causer des effets qui sont délétères ou mortels. Cela peut résulter de l'exposition de l'organisme entier à une source externe ou d'une exposition interne après ingestion ou inhalation. Pour l'exposition externe, ce sont les effets sur la moelle osseuse rouge qui sont critiques. Après une incorporation, ce sont soit les effets radio-induits sur la moelle osseuse rouge soit ceux sur le côlon qui peuvent être critiques, selon le radionucléide et sa forme physique.

Zones pulmonaires. L'exposition du poumon est critique après l'inhalation de la plupart des radionucléides, mais cela peut dépendre de la forme physique (par ex. de la solubilité) de la matière inhalée. L'exposition du poumon peut provoquer un effet mortel (pneumonite) ainsi que des effets qui diminuent la qualité de vie (fibrose pulmonaire). On a supposé ici que l'évolution de la fibrose pulmonaire aboutirait au décès.

Zones de la peau. Les manifestations cliniques des effets déterministes résultant de l'exposition de la peau commencent par l'érythème, qui peut être suivi par la dépilation, la desquamation sèche ou humide, la formation de cloques, l'ulcération et la nécrose selon la dose reçue. L'érythème n'est pas considéré comme un effet déterministe grave sur la santé. Par contre, la desquamation humide et les stades ultérieurs plus graves de dommage à la peau sont considérés comme tels. La gravité de la lésion dépend non seulement de la dose et du type de rayonnement, mais aussi de l'emplacement et de la taille de la zone exposée. La desquamation humide sur une grande superficie (plus de 100 cm²) de peau est considérée comme potentiellement mortelle, surtout si elle est associée à d'autres lésions ou expositions, comme dans le cas des pompiers lors de l'accident de Tchernobyl.

3.2 EFFETS DÉTERMINISTES NON MORTELS SUR LA SANTÉ

Tissus mous. L'exposition externe résultant du transport d'une source non protégée à la main ou dans une poche peut provoquer une nécrose (mort du tissu) localisée. C'est la cause la plus commune d'effets déterministes radio-induits graves sur la santé mettant en jeu des sources radioactives non contrôlées (volées ou perdues). Si la nécrose locale de tissus mous n'est généralement pas délétère, elle peut causer une perte de fonction (par ex. de la main) ou des lésions nécessitant une chirurgie reconstructive. L'expérience clinique de traitement des lésions de tissus mous montre qu'une nécrose sur une superficie de 50 à 100 cm² et une profondeur de 0,5 cm nécessite de multiples interventions chirurgicales et est donc considérée comme un effet déterministe grave sur la santé. Elle montre aussi qu'une nécrose sur une profondeur de 0,1 à 0,2 cm sur la main peut entraîner une perte de fonction et est donc considérée comme un effet déterministe grave sur la santé.

Thyroïde. Après une irradiation de la thyroïde, les effets déterministes sur la santé comprennent notamment la thyroïdite aiguë (caractérisée par l'inflammation et la nécrose du tissu thyroïdien) et l'hypothyroïdie (état métabolique anormal dû à des quantités d'hormones thyroïdiennes insuffisantes pour une fonction physiologique normale). Ces effets ne sont habituellement pas mortels s'ils sont convenablement traités. Toutefois, ce traitement nécessite souvent la prise de médicaments de substitution hormonale durant toute la vie. Par conséquent, les lésions radio-induites de la thyroïde ont été considérées comme des effets déterministes graves sur la santé car elles diminuent la qualité de vie.

Cristallin. Le cristallin est particulièrement sensible aux rayonnements, avec l'apparition consécutive d'opacités ou de cataractes. Les cataractes ont été reconnues comme un effet tardif sur la santé chez les survivants d'un bombardement atomique et dans de nombreuses expositions accidentelles. Elles peuvent provoquer la cécité ou du moins réduire la vision et sont considérées comme un effet déterministe grave sur la santé.

Organes reproducteurs. Parmi les effets déterministes sur la santé de l'exposition des organes reproducteurs on trouve la stérilité temporaire ou permanente ou l'arrêt de l'ovulation ou de la production de sperme. La stérilité permanente ou l'arrêt définitif de l'ovulation ou de la production de sperme sont considérés comme des effets déterministes graves sur la santé car ils diminueraient, dans beaucoup de cas, la qualité de vie.

Embryon et fœtus. Les effets déterministes non mortels sur la santé résultant de l'exposition du fœtus comprennent l'augmentation des malformations et des retards de développement mental par rapport à l'incidence habituelle. La plupart de ces effets ont un seuil qui se situe au-dessus de 100 à 200 mGy. Toutefois, de la 8^e à la 25^e semaine après la conception, une dose au fœtus de 100 mGy ou plus peut provoquer une diminution vérifiable du quotient intellectuel (QI). L'implication d'une femme enceinte pendant la période la plus sensible du développement du fœtus dans une urgence radiologique serait probablement très rare, et la prise en compte de ces effets résulterait en des valeurs D_1 qui seraient plus restrictives d'un facteur 10 que celles calculées sur la base de tous les autres effets déterministes graves sur la santé. Appliquer de telles valeurs serait d'une prudence extrême pour la vaste majorité des urgences radiologiques potentielles. Il a donc été décidé de ne pas tenir compte des effets non mortels de l'exposition de l'embryon et du fœtus pour l'établissement des valeurs D.

4. SCÉNARIOS ET VOIES D'EXPOSITION

Pour établir les valeurs D, on a pris en compte un certain nombre de scénarios qui pourraient aboutir à l'exposition de personnes à la suite de la perte de contrôle sur une source. Ces scénarios et hypothèses ont été formulés en tenant compte de l'expérience² et d'autres préoccupations pertinentes comme celles concernant l'utilisation malveillante des matières radioactives (par ex. dans un engin à dispersion de radioactivité (EDR)). Les scénarios pris en compte sont récapitulés au tableau 2 et présentés en détail à l'appendice II.

² Voir l'appendice VII.

TABLEAU 2. SCÉNARIOS PRIS EN COMPTE POUR ETABLIR LES VALEURS D

Organe ou tissu	Valeur D ₁ Matières non dispersées		Valeur D ₂ Matières dispersées			
	Poche (I)	Pièce (II)	Inhalation (III)	Ingestion (IV)	Contamination ^a (V)	Immersion (VI)
Moelle osseuse rouge		●	●	●		●
Côlon		●	●	●		●
Zones pulmonaires		●	●	●		●
Zones de la peau					●	
Tissus mous	●					
Thyroïde		●	●	●		●
Cristallin		●				●
Organes reproducteurs		●				●

^a contamination de la peau.

Pour calculer les valeurs D₁ pour des matières non dispersées, on a pris en compte les scénarios suivants :

- le scénario « poche » (scénario I), dans lequel on suppose que la personne transportait une source non protégée, ce qui a entraîné un dommage localisé aux tissus mous ; et
- le scénario « pièce » (scénario II), dans lequel on suppose qu'une personne se trouvait près d'une source non protégée pendant des jours ou des semaines, ce qui a entraîné une exposition de l'organisme entier à un rayonnement extérieur pénétrant.

Pour calculer les valeurs D₂ pour des matières dispersées, on a pris en compte les scénarios suivants :

- le scénario « inhalation » (scénario III), dans lequel on suppose qu'il s'est produit un incendie ou une explosion (par ex. EDR) exposant quelqu'un à des matières radioactives en suspension dans l'air ;
- le scénario « ingestion » (scénario IV), pour lequel le plus restrictif de deux scénarios a été retenu. Le premier supposait que la source fuyait et était manipulée, d'où une ingestion par inadvertance de matières. Dans le second, on supposait que la source était placée dans un réseau public d'approvisionnement en eau, provoquant une contamination de l'eau, qui était ensuite bue ;
- le scénario « contamination » (scénario V), dans lequel on suppose que la peau est contaminée du fait d'une source fuyant ;
- le scénario « immersion » (scénario VI) pour l'exposition aux gaz rares, dans lequel on suppose que l'activité a été libérée dans une pièce, exposant les occupants. Dans ce cas, seule l'exposition externe de la moelle osseuse rouge a été prise en compte.

Les hypothèses précises utilisées pour le calcul des valeurs D spécifiques des radionucléides ont été formulées de telle façon que l'on ait une assurance raisonnable que :

- tenir ou porter (par ex. dans une poche) moins que cette quantité de matières radioactives non protégées ne devrait pas entraîner de lésion diminuant la qualité de vie ;
- avoir moins que cette quantité de matières radioactives non protégées chez soi ou sur le lieu de travail ne devrait pas entraîner une exposition qui soit délétère ou qui puisse causer une lésion diminuant la qualité de vie ;

- c) la dispersion dans l'air, à la suite d'un incendie ou d'une explosion, de moins que cette quantité de matières radioactives ne devrait pas provoquer de lésions par inhalation qui seraient délétères ou diminueraient la qualité de vie ;
- d) manipuler un conteneur brisé contenant moins que cette quantité de matières dispersables ne devrait pas provoquer une ingestion par inadvertance ou une contamination de la peau qui serait délétère ou qui pourrait causer une lésion diminuant la qualité de vie ;
- e) une source contenant moins que cette quantité de matières dispersables placée dans un réseau public d'approvisionnement en eau ne devrait causer aucun effet déterministe grave dû à la consommation d'eau ; et
- f) une source contenant moins que cette quantité de matières radioactives ne peut pas devenir critique.

5. CARACTÉRISTIQUES IMPORTANTES D'UNE SOURCE

La présente section examine les caractéristiques des matières dans une source qui sont importantes pour l'établissement des valeurs D. La question est traitée plus en détail à l'appendice VIII.

Décroissance et croissance interne. Une source radioactive a une durée de vie qui commence au moment où la source est fabriquée et s'arrête lorsque la source est déclassée et conditionnée comme déchet radioactif. Les propriétés physiques de la source changent pendant cette période. L'activité d'un radionucléide précurseur au moment de la fabrication (activité initiale) diminue du fait de la décroissance radioactive, mais il peut y avoir une augmentation de l'activité due à d'autres radionucléides (appelés descendants) résultant de la décroissance. Ce phénomène est appelé « croissance interne » dans le présent document. Pour la plupart des radionucléides, le danger s'amenuise à mesure que l'âge de la source augmente du fait de la diminution de l'activité totale. Toutefois, pour certaines chaînes de désintégration de radionucléides (par ex. $^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Am}$), les descendants sont plus toxiques radiologiquement, pour certaines voies d'exposition, que le précurseur et le risque peut donc augmenter avec l'âge de la source. Le moment où une source peut se trouver prise dans une situation d'urgence est imprévisible et l'activité de la source au moment de l'urgence est donc tout aussi imprévisible. Pour en tenir compte, les valeurs D ont été calculées pour le mélange le plus dangereux de radionucléides précurseurs et descendants sur une période de dix ans. Toutefois, les valeurs D sont exprimées en termes d'« activité initiale » (activité avant croissance interne) du radionucléide précurseur dans la source. L'appendice VIII explique en détail comment cela a été pris en compte.

Les rayonnements nucléaires et leurs interactions. Les transformations nucléaires³ dans un radionucléide peuvent produire différents rayonnements ionisants. Deux groupes de rayonnements sont importants ici : ceux qui ont un fort transfert linéique d'énergie (TLE), comme les particules alpha et les neutrons, et ceux qui ont un faible TLE, comprenant les particules bêta et les photons.

- a) Les radionucléides émetteurs de photons représentent un risque à la fois interne et externe. Les photons sont l'un des rayonnements les plus pénétrants, car ils peuvent parcourir sans interaction de nombreux mètres dans l'air et de nombreux centimètres dans l'organisme humain. La diffusion des photons dans l'air (effet de ciel) n'est pas un contributeur important à la dose reçue d'une source qui n'est qu'à un mètre de l'organisme. Elle n'a donc pas été prise en compte pour le calcul des valeurs D₁. Cependant, la diffusion multiple des photons à l'intérieur de l'organisme humain a été prise en compte dans les calculs de dosimétrie.
- b) Les neutrons perdent de l'énergie principalement lors des interactions avec les noyaux légers. Par conséquent, ils peuvent traverser plusieurs mètres de plomb, mais sont arrêtés par l'eau ou les tissus mous de l'organisme humain. L'interaction des neutrons avec la

³ Aussi appelées « désintégration ».

matière produit habituellement des noyaux de recul et des photons secondaires. Les sources émettrices de neutrons représentent donc un risque à la fois interne et externe. Les radionucléides susceptibles de fission spontanée (par ex. ^{252}Cf) constituent une source de neutrons. En outre, certains mélanges denses de radionucléides émetteurs alpha (par ex. ^{239}Pu et ^{241}Am) et Be, C, N, O ou F peuvent être une source de neutrons par la réaction (α, n). Les sources contenant $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ et $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ sont habituellement utilisées comme sources de neutrons pour des applications scientifiques et commerciales, et peuvent être une importante source d'exposition externe. Toutefois, la taille des particules qui peuvent être inhalées ou ingérées après dispersion des matières contenues dans ces sources de neutrons serait trop petite pour une production effective d'émissions de neutrons par la réaction (α, n). Par conséquent, pour les sources $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ et $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$, les valeurs D_1 ont été calculées en incluant l'exposition externe due aux neutrons produits par la réaction (α, n), mais les valeurs D_2 ne comprennent pas de contribution à la dose résultant de la production de neutrons après une incorporation.

- c) Les particules bêta de haute énergie peuvent parcourir plusieurs mètres dans l'air, mais peuvent à peine pénétrer dans la peau et quelques millimètres de tissu mou. Par conséquent, les radionucléides émetteurs bêta ne sont normalement considérés comme un risque interne qu'après une incorporation ou comme un risque pour la peau qu'après une contamination de la peau. Toutefois, si des particules bêta de haute énergie interagissent avec une matière dont le numéro atomique (Z) est élevé, une part importante de leur énergie peut être convertie en photons de freinage. Les sources de radionucléides contenant des radionucléides émettant de grandes quantités de particules bêta de haute énergie (par ex. ^{90}Sr) pourraient donc être une source importante de rayonnements pénétrants qui constituerait alors un risque d'exposition externe. Par conséquent, la dose externe due au rayonnement de freinage a été prise en compte pour le calcul des valeurs D_1 . La production d'un rayonnement de freinage est négligeable si les particules bêta de haute énergie interagissent avec une matière dont le numéro atomique est bas, par ex. un tissu mou de l'organisme humain. Cet effet n'a donc pas été pris en compte pour le calcul des valeurs D_2 caractérisant l'exposition de personnes après une incorporation.
- d) Les particules alpha sont le moins pénétrant des rayonnements ionisants. Elles peuvent être arrêtées par les couches superficielles de la peau, et ne représentent normalement un risque pour la santé qu'après que la matière émettrice alpha a pénétré dans l'organisme. Dans certaines circonstances, les particules alpha peuvent interagir avec les noyaux légers, produisant des neutrons par la réaction (α, n) comme indiqué plus haut.

Limitation liée à la criticité. Certains radionucléides sont capables de soutenir une réaction en chaîne, ce qui est préoccupant au double plan de la sûreté et de la sécurité. Lorsque la masse de matière ayant l'activité considérée comme dangereuse, calculée sur la base de l'un des scénarios d'exposition, était supérieure à une limite fixée pour empêcher la criticité, c'est l'activité correspondant à la limite de criticité qui a été retenue pour établir la valeur D .

Limitation liée à la toxicité chimique. Le rejet dans l'air d'une substance quelconque est dangereux pour la santé humaine pour des raisons de toxicité chimique et autres si la concentration dans l'air est suffisamment élevée. Il existe des radionucléides qui, du fait de leur faible activité spécifique, ont des valeurs D pour lesquelles la masse d'un rejet en suspension dans l'air pourrait être dangereuse pour des raisons non radiologiques, par ex. la toxicité chimique. L'évaluation du risque d'exposition lié à des effets non radiologiques sort du cadre du présent document. Toutefois, lorsque ce risque existe pour une valeur D d'un radionucléide donné, il est indiqué.

6. APPROCHES POUR LE CALCUL DES VALEURS D

Deux approches différentes ont été appliquées pour calculer les valeurs D. Dans le présent document, elles sont appelées approche expert et approche risque :

- a) L'approche expert reposait sur des données déjà disponibles, la prise en compte des orientations existantes [10, 11] et le jugement professionnel. Cela a été fait pour répondre à un besoin pressant de certaines valeurs D à court terme. L'approche expert a servi à calculer les valeurs D pour un certain nombre des principaux radionucléides d'intérêt [2, 3].
- b) L'approche risque du calcul des valeurs D était basée sur une évaluation quantitative du risque d'apparition d'effets déterministes graves. Les modèles utilisés pour cette approche étaient basés sur des études portant sur toute la durée de vie [12, 13, 14] et sur un examen rigoureux des données et modèles les plus récents. Le plein développement de cette approche aux fins de l'intervention d'urgence est documenté dans la réf. [15]. Cette approche a servi ici à calculer les valeurs D pour une liste élargie de radionucléides, y compris ceux dont il n'est pas question dans les réf. [2, 3, 4] et à évaluer l'adéquation des valeurs D calculées selon l'approche expert.

Les algorithmes de calcul des valeurs D sont décrits à l'appendice III.

Comme indiqué à l'appendice VII, les valeurs D calculées selon l'approche expert concordaient bien avec celles calculées selon l'approche risque. Il n'a donc pas été nécessaire de réviser les valeurs D données dans les réf. [2, 3, 4]. Les résultats des deux approches ont été combinés en un seul ensemble de valeurs D recommandées, présenté dans le tableau 1.

APPENDICES

APPENDICE I

NIVEAUX DE RÉFÉRENCE ET DE SEUIL POUR LE DÉCLENCHEMENT DES EFFETS DÉTERMINISTES

Dans l'approche expert, la dose à laquelle on a supposé qu'un effet déterministe grave pourrait apparaître est appelée niveau de référence. La raison en est que le niveau reposait sur un jugement d'expert quant aux doses proches, mais au-dessous, de la dose seuil réelle. Dans l'approche risque, la dose à laquelle on a supposé qu'un effet déterministe grave pourrait apparaître est appelée niveau de seuil. Ce niveau a été calculé comme étant la dose à laquelle l'effet serait attendu chez 5 % des personnes exposées.

Le tableau 3 donne la liste des organes ou tissus [15] qui ont été pris en compte pour l'établissement des valeurs D. À chaque organe et tissu est attribué un code qui est utilisé tout au long du présent document pour le désigner.

Il y a deux codes différents pour le poumon (3E et 3R) car dans les approches expert et risque on a pris des zones pulmonaires différentes comme organe cible. Dans l'approche expert, on a utilisé la dose absorbée au « poumon », où la « dose au poumon » était la somme pondérée de la dose absorbée aux différents tissus de la région thoracique du tractus respiratoire, comme recommandé dans la publication 66 de la CIPR [16] pour l'évaluation des effets stochastiques. Comme recommandé dans la réf. [15], dans l'approche risque on a pris la région alvéolo-interstitielle (AI) du tractus respiratoire comme organe cible.

Il y a deux codes différents pour la peau (6E et 6R) car dans les approches expert et risque on a pris des zones de la peau différentes comme organe cible. Dans l'approche expert, on a pris la membrane basale de la peau (profondeur de 70 μm), car les facteurs de dose pour cette zone étaient déjà disponibles. La CIPR et la CIUR [17, 18, 19] ont recommandé d'évaluer la dose au derme (300-500 μm de profondeur) pour estimer les effets déterministes graves tels que la desquamation humide. C'est la méthode qui a été utilisée dans l'approche risque, où l'on a supposé que des effets déterministes graves apparaissent après irradiation de plus de 100 cm^2 de tissu cutané [12] à une profondeur de 400 μm (40 $\text{mg}\times\text{cm}^{-2}$).

Dans les deux approches, le « torse » est utilisé dans la réf. [15] et ici pour simplifier la prise en compte de l'exposition externe à un champ uniforme de rayonnement fortement pénétrant provenant d'une source distante. Le « torse » comprend les poumons, la moelle osseuse rouge, l'intestin grêle, les gonades, la thyroïde et le cristallin. L'irradiation du « torse » par une source externe distante exposerait tous ces organes et ils ne doivent donc pas être considérés séparément.

TABLEAU 3. ORGANES ET TISSUS PRIS EN COMPTE

Organe ou tissu	Voie d'exposition	Code de l'organe ou du tissu	
		Approche expert	Approche risque
Tissus mous	Source externe proche	1	1
Moelle osseuse rouge	Interne	2	2
Zones pulmonaires	Interne	3E	3R
Côlon ou intestin grêle	Interne	4	4
Thyroïde	Interne	5	5
Zones de la peau	Contact avec la peau	6E	6R
Torse ^a	Source externe distante	7	7
Moelle osseuse rouge	Source externe distante	Voir note b	Voir note b
Thyroïde	Source externe distante	Voir note b	Voir note b
Cristallin	Source externe distante	Voir note b	Voir note b
Ovule	Source externe distante	Voir note b	Voir note b
Testicule	Source externe distante	Voir note b	Voir note b

a On utilise le torse pour simplifier la prise en compte des effets de l'exposition externe due à une source distante ; il comprend la moelle rouge osseuse, la thyroïde, le cristallin et les organes reproducteurs.

b La dose seuil pour l'apparition, dans cet organe, d'effets déterministes graves par exposition à une source externe distante est inférieure au niveau de référence ou au niveau de seuil pour la dose au torse ; par conséquent, on n'a pas procédé à un calcul spécifique de dose pour cet organe.

I.1. GRANDEURS DOSIMÉTRIQUES UTILISÉES POUR LA CARACTÉRISATION DES EFFETS DÉTERMINISTES

Les effets biologiques des rayonnements sont corrélés avec l'énergie absorbée par ionisation et excitation par unité de masse de tissu (dose absorbée de rayonnement). Ils sont modifiés par la distribution spatiale au niveau microscopique de l'énergie transférée, qui définit la qualité du rayonnement. Ce facteur dépend du transfert linéique d'énergie (TLE) du rayonnement. Deux types de rayonnements sont habituellement pris en compte dans le contexte de l'étude des effets des rayonnements sur la santé :

- a) rayonnements à faible TLE ; et
- b) rayonnements à fort TLE.

Les effets biologiques des rayonnements peuvent aussi être modifiés par le débit d'absorption de l'énergie (débit de dose absorbée), la teneur du tissu en oxygène et d'autres facteurs qui déterminent la radiosensibilité du tissu biologique considéré.

Les approches expert et risque utilisent des grandeurs dosimétriques différentes pour évaluer les expositions qui peuvent provoquer des effets déterministes sur la santé dans les organes ou tissus critiques. Ces grandeurs sont indiquées au tableau 4 et à la figure 1, avec d'autres grandeurs communément utilisées en radioprotection.

TABLEAU 4. GRANDEURS DOSIMETRIQUES UTILISEES POUR EVALUER LES EFFETS DES RAYONNEMENTS SUR LA SANTE

Objet et grandeur dosimétrique	Symbole ^a	Unité	Exposition
Évaluer les effets déterministes :			
a) Approche expert			
Dose absorbée due au rayonnement R à un organe ou tissu T ^b	D_T^R	Gy	Externe
Dose absorbée engagée due au rayonnement R à un organe ou tissu T ^b	$D_T^R(\Delta)$	Gy	Interne
b) Approche risque			
Dose pondérée par l'EBR ^c à un organe ou tissu T	AD_T	Gy-Eq	Externe
Dose pondérée par l'EBR ^c engagée à un organe ou tissu T	$AD_T(\Delta)$	Gy-Eq	Interne
Évaluer les effets stochastiques :			
Dose pondérée selon le rayonnement à un organe ou tissu T	H_T	Sv	Externe
Dose pondérée selon le rayonnement engagé à un organe ou tissu T	$H_T(\Delta)$	Sv	Interne

^a Les symboles et indices utilisés dans le présent document sont décrits aux annexes I et II.

^b L'indexation de la dose absorbée en fonction du rayonnement introduite par la CIPR [20] a été légèrement modifiée dans le présent document.

^c Efficacité biologique relative, comme indiqué plus avant.

La dose absorbée à un organe ou tissu est la grandeur dosimétrique de base. La dose absorbée, $(D_T^R)^4$, est égale à l'énergie du rayonnement ionisant R transférée à une unité de masse de l'organe ou du tissu T, et est définie comme suit :

$$D_T^R = \frac{\Delta \epsilon_R}{m_T}, \quad (1)$$

où :

m_T est la masse de l'organe ou du tissu T ; et

$\Delta \epsilon_R$ est l'énergie du rayonnement ionisant R, transférée à la masse de l'organe ou du tissu considéré.

La dose absorbée engagée, $D_T(\Delta)$, à l'organe ou au tissu T, est définie comme l'intégrale sur le temps du débit de dose absorbée à l'organe ou au tissu pendant le temps Δ après incorporation de la matière radioactive et est donnée par :

$$D_T^R(\Delta) = \int_{t_0}^{t_0+\Delta} \dot{D}_T^R(t) dt = \sum_S I_S \times DF_{T,S}^R(\Delta), \quad (2)$$

⁴ Les symboles et indices utilisés dans le présent document sont décrits à l'annexe I.

où :

t_0 est le moment de l'incorporation ;

Δ est la durée d'intégration appelée aussi durée d'engagement ;

$\dot{D}_T^R(t)$ est le débit de dose absorbée du rayonnement R à l'organe ou au tissu T, à l'instant t après l'incorporation d'un radionucléide (Gy/s) ;

I_S est l'activité à l'incorporation d'un radionucléide par une voie déterminée par le scénario S (Bq) ; et

$DF_{T,S}^R(\Delta)$ est le facteur de conversion de dose égal à la dose absorbée due au rayonnement R à l'organe ou au tissu T, engagée conformément au scénario S, pour l'intervalle de temps Δ après incorporation de 1 Bq d'un radionucléide (Gy/Bq).

L'unité de dose absorbée et de dose absorbée engagée est le gray (Gy) [20].

Pour évaluer l'exposition externe au rayonnement R (faible ou fort TLE), on a utilisé dans l'approche expert la dose absorbée à l'organe D_T^R . Pour évaluer l'exposition interne, on a utilisé la dose absorbée engagée à l'organe ou au tissu, $D_T^R(\Delta)$. Dans l'approche expert, les composants de la dose absorbée produite par des rayonnements à faible et à fort TLE ont été traités différemment selon la voie d'exposition, l'organe et les caractéristiques de la matière.

Dans l'approche risque, les composants de la dose absorbée produite par des rayonnements à faible et à fort TLE ont été pondérés par l'efficacité biologique relative (EBR) et ont été examinés ensemble. Pour évaluer l'exposition externe, on a utilisé dans l'approche risque une dose pondérée par l'EBR à un organe ou tissu, AD_T [15, 21]. Pour évaluer l'exposition interne, on a utilisé la dose pondérée par l'EBR engagée à un organe ou tissu, $AD_T(\Delta)$. La dose pondérée par l'EBR (AD_T) est définie comme le produit de la dose absorbée à un organe ou tissu, D_T^R , par l'efficacité biologique relative, RBE_T^R , et est donnée par :

$$AD_T = \sum_R D_T^R \times RBE_T^R . \quad (3)$$

Pour un organe ou un tissu T, RBE_T^R est le rapport de la dose absorbée due à un rayonnement de référence qui produit un effet biologique donné à la dose absorbée due au rayonnement considéré R qui produit le même effet biologique. La valeur de RBE_T^R dépend de l'effet dans l'organe ou le tissu concerné, de la condition biologique considérée et de la qualité du rayonnement produisant la dose absorbée. La qualité du rayonnement dépend de nombreux facteurs, dont les plus importants sont le transfert linéique d'énergie (TLE) et la capacité de pénétration du rayonnement. Du fait de la microdistribution des radionucléides émettant des rayonnements peu pénétrants, la valeur de RBE_T^R diffère pour l'exposition externe et l'exposition interne dues à des rayonnements ayant le même TLE.

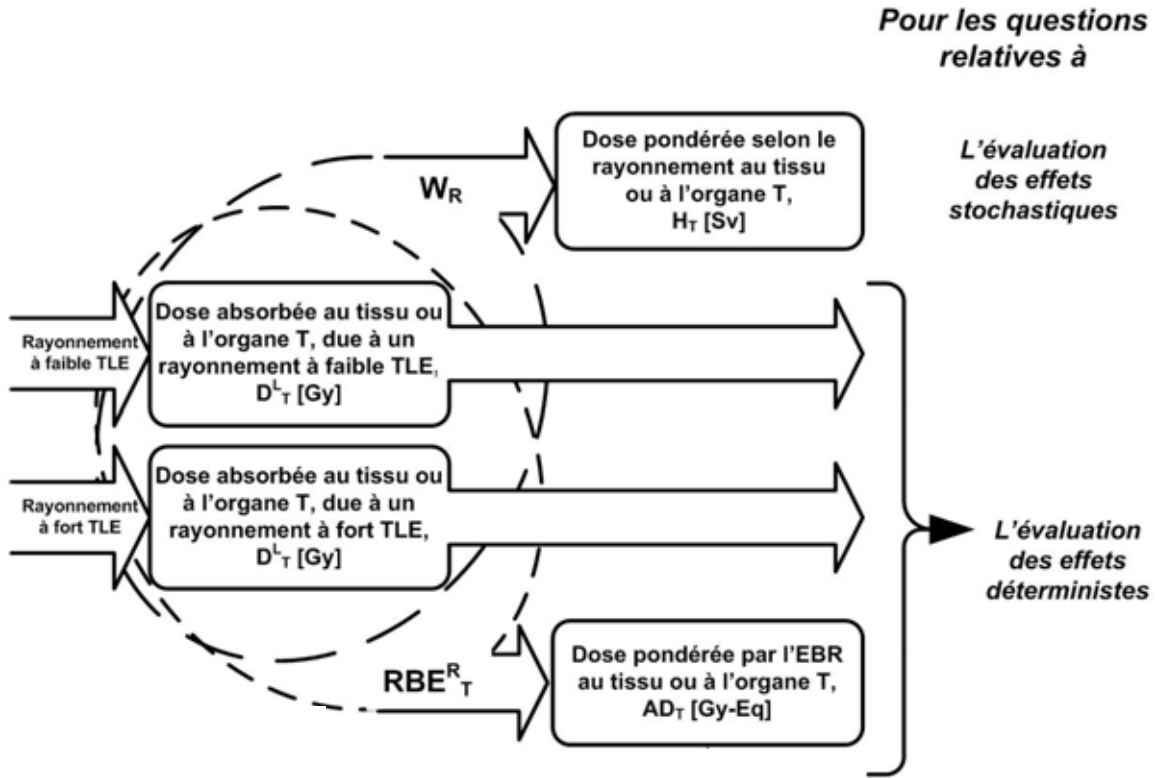


FIG. 1. Grandeurs dosimétriques utilisées pour évaluer les effets des rayonnements sur la santé.

La dose pondérée par l'EBR engagée, $AD_T(\Delta)$, a été utilisée pour évaluer le risque de déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé après l'incorporation d'un radionucléide. La dose pondérée par l'EBR engagée, $AD_T(\Delta)$, à l'organe ou au tissu T est définie comme l'intégrale sur le temps du débit de dose pondérée par l'EBR à l'organe ou au tissu pendant le temps Δ après incorporation de la matière radioactive et est donnée par :

$$AD_T(\Delta) = \int_{t_0}^{t_0+\Delta} \dot{AD}_T(t) dt = \sum_S I_S \times AF_{T,S}(\Delta), \quad (4)$$

où :

t_0 est le moment de l'incorporation ;

Δ est la durée d'intégration appelée aussi durée d'engagement ;

$\dot{AD}_T(t)$ est le débit de dose pondérée par l'EBR à l'organe ou au tissu T, à l'instant t après l'incorporation d'un radionucléide d'intérêt ((Gy-Eq)/s) ;

I_S est l'activité à l'incorporation d'un radionucléide par une voie déterminée par le scénario S (Bq) ; et

$AF_{T,S}(\Delta)$ est le facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR à l'organe ou au tissu T, engagée sur le temps Δ , conformément au scénario S, pour une incorporation de 1 Bq d'un radionucléide ((Gy-Eq)/Bq).

La dose pondérée par l'EBR et la dose pondérée par l'EBR engagée sont exprimées en équivalents gray (Gy-Eq) [15, 21, 22].

La dose pondérée selon le rayonnement et la dose pondérée selon le rayonnement engagée sont utilisées en radioprotection, mais ne le sont pas dans le présent document. La dose pondérée selon le rayonnement, H_T , est définie comme le produit de la dose absorbée (externe et engagée) à l'organe ou au tissu par le facteur de pondération radiologique w_R [11, 20, 23] intégrée sur tous les types de rayonnements. Elle est donnée par :

$$H_T = \sum_R D_T^R \times w_R \text{ et } H_T(\tau) = \sum_R D_T^R(\tau) \times w_R \quad (5)$$

où :

H_T est la dose pondérée selon le rayonnement à l'organe ou au tissu T due au rayonnement externe ;

$H_T(\tau)$ est la dose pondérée selon le rayonnement engagée au tissu T sur le temps d'intégration τ et w_R est le facteur de pondération radiologique pour le rayonnement R. Lorsque τ n'est pas spécifié, on considérera qu'il est de 50 ans pour les adultes et qu'il va jusqu'à l'âge de 70 ans dans le cas des incorporations par des enfants [11, 20].

L'unité de dose pondérée selon le rayonnement et de dose pondérée selon le rayonnement engagée est le sievert (Sv) [20, 23].

I.2. L'APPROCHE EXPERT

Pour le calcul des valeurs D dans l'approche expert, on a utilisé les niveaux de référence de la dose absorbée aux organes ou tissus critiques pour évaluer le déclenchement d'effets déterministes graves :

- pour l'évaluation de l'exposition externe, les niveaux de référence sont exprimés en termes de dose absorbée à l'organe, D_T^R , et sont donnés au tableau 5 ;
- pour l'évaluation de l'exposition interne, les niveaux de référence sont exprimés en termes de dose absorbée engagée à l'organe, $D_T^R(\Delta)$, et sont donnés au tableau 6.

Le niveau de dose de référence est celui qui, s'il n'est pas dépassé, évite le déclenchement de l'effet chez les personnes exposées.

TABLEAU 5. NIVEAUX DE REFERENCE UTILISES DANS L'APPROCHE EXPERT POUR LE DECLENCHEMENT DES EFFETS DETERMINISTES GRAVES SUITE A UNE EXPOSITION EXTERNE

Voie d'exposition	Effet	Organe ou tissu critique	Niveau de référence	
			Valeur (Gy)	Symbole ^a
Exposition d'un tissu mou à une source proche	Nécrose du tissu mou	Tissu mou ^b (tissu 1)	25	RD_1^{L+H}
Exposition par contact à une contamination superficielle	Desquamation humide	Membrane basale de la peau (tissu 6E)	25 ^d	RD_{6E}^{L+H}
Exposition de l'organisme entier à une source distante ou immersion	Voir note c	Torse (tissu 7)	1 ^c	RD_7^{L+H}

- ^a Les symboles et indices utilisés dans le présent document sont décrits aux annexes I et II.
- ^b 50 à 100 cm² et à une profondeur d'environ 0,5 cm sous la surface du corps.
- ^c La valeur correspond à la dose de référence minimale pour le déclenchement d'un quelconque effet déterministe grave suite à une irradiation uniforme de l'organisme entier. Le niveau de référence de 1 Gy a été choisi parce que c'est le plus bas des niveaux de référence pour le déclenchement d'effets déterministes graves dans la moelle osseuse rouge, la thyroïde, le cristallin et les organes reproducteurs, comme indiqué au tableau 7.
- ^d À environ 100 cm² de peau. Il s'agit de la dose aux structures de la peau à une profondeur de 7 mg/cm² (ou 0,07 mm), ce qui est supposé correspondre au tissu critique pour le déclenchement d'un effet déterministe grave. Comme indiqué à l'appendice V, il s'agit là d'une hypothèse prudente.

TABLEAU 6. NIVEAUX DE REFERENCE UTILISES DANS L'APPROCHE EXPERT POUR LE DECLENCHEMENT DES EFFETS DETERMINISTES GRAVES SUITE A UNE EXPOSITION INTERNE

Voie d'exposition	Effet	Organe ou tissu	Caractéristiques de la matière radioactive	Niveau de référence		
				Valeur (Gy)	Δ (d)	Symbole ^a
Inhalation ou ingestion	Syndrome hématopoïétique	Moelle osseuse rouge (tissu 2)	Tout radionucléide	1	2	RD ₂ ^{L+H} (Δ)
Inhalation	Pneumonite	Région thoracique du tractus respiratoire (tissu 3E)	Émetteur à longue période de type S ^b de rayonnements à fort TLE	25	365	RD _{3E} ^{HS} (Δ)
			Émetteur à longue période de type S ^b de ⁹⁰ Sr (c.-à-d. ⁹⁰ SrTiO ₃ ^c)	40	365	RD _{3E} ^{LS} (Δ)
			Autres émetteurs de rayonnements à faible TLE	6	2	RD _{3E} ^L (Δ)
Inhalation ou ingestion	Hypothyroïdie	Thyroïde (tissu 5)	Radionucléides thyroïdiques ^d	5	365	RD ₅ ^L (Δ)

^a Les symboles et indices utilisés dans le présent document sont décrits aux annexes I et II.

^b Le type S désigne une absorption lente par le poumon [11].

^c Cas spécial du composé insoluble de ⁹⁰Sr.

^d Les radionucléides thyroïdiques sont des émetteurs de rayonnements à faible TLE.

Le cas échéant, les niveaux de référence utilisés dans l'approche expert reposaient sur les niveaux d'action indiqués dans les normes internationales de sûreté, plus précisément au tableau IV-I de la réf. [11] repris ici au tableau 7. Ils correspondent à la dose absorbée prévue à l'organe ou au tissu en moins de deux jours, à laquelle des actions protectrices urgentes doivent être prises en toutes circonstances pour prévenir les effets déterministes graves. Les niveaux sont censés correspondre à des doses proches de celles auxquelles on escompterait des effets déterministes [10] à la suite d'une brève exposition. Une telle exposition ne serait attendue que de sources externes. Les niveaux de dose de référence utilisés dans l'approche expert diffèrent des niveaux d'action donnés dans la réf. [11], comme indiqué ci-dessous, essentiellement pour tenir compte :

- a) des effets déterministes graves sur la santé touchant la peau et les tissus mous ; et
- b) des effets déterministes graves sur la santé apparaissant après des expositions de plus longue durée.

TABLEAU 7. NIVEAUX D’ACTION POUR LA DOSE ABSORBÉE PRÉVUE À L’ORGANE OU AU TISSU EN MOINS DE DEUX JOURS

Organe ou tissu cible	Niveau d’action
	(Gy)
Organisme entier (moelle osseuse rouge)	1
Poumon	6
Peau	3
Thyroïde	5
Cristallin	2
Gonades	3

Pour l’exposition de l’organisme entier à une source externe, le niveau de référence pour le torse donné au tableau 5 est la dose minimale pour le déclenchement d’un quelconque effet déterministe grave après irradiation uniforme de l’organisme entier. Le niveau de référence d’une dose à la moelle osseuse rouge de 1 Gy en 100 heures à partir d’une source distante a été utilisé car c’est le plus bas des niveaux de référence pour le déclenchement d’effets déterministes graves dans la moelle osseuse rouge, la thyroïde, le cristallin et les organes reproducteurs, comme indiqué au tableau I-3 de la réf. [15]. On a retenu une exposition de 100 heures au lieu de deux jours parce que cette durée plus longue correspond aux débits de dose les plus bas considérés comme délétères [12]. Des travaux ultérieurs [15, 21] ont montré qu’une dose de 1 Gy reçue d’une exposition externe est aussi égale ou inférieure au niveau de seuil auquel on escompterait des effets déterministes graves dans d’autres organes (par ex. cristallin et gonades) ou tissus par suite de l’exposition de l’organisme entier à une source distante.

Comme discuté à l’appendice II, on n’a pas pris explicitement en compte l’ingestion dans l’approche expert car le scénario « inhalation » devrait prévaloir dans le cas de l’incorporation. En outre, on a reconnu [12] que les doses de seuil pour le déclenchement d’effets déterministes graves dans la moelle osseuse rouge et le poumon à la suite d’une inhalation seraient considérablement plus élevées que celles correspondant à une brève exposition externe données au tableau 7. Cependant, sur la base d’un examen des études [12] disponibles à l’époque (au moment où étaient effectués les calculs de l’approche expert) pour les émetteurs à faible TLE, il est apparu que l’incorporation associée au niveau d’action pour le poumon donné au tableau 7 (6 Gy en 2 jours) correspond à un débit de dose qui constitue une limite raisonnable pour l’estimation de l’incorporation considérée comme délétère. Dans le cas du strontium 90, on a retenu le composé insoluble $^{90}\text{SrTiO}_3^5$ (type d’absorption pulmonaire S). Pour ce cas spécial, on a pris comme hypothèse un niveau de référence de 40 Gy, engagé en 365 jours, à la région thoracique pulmonaire. Cette hypothèse plus prudente reposait sur les données de la réf. [24], basées sur des études concernant l’animal. Ces caractéristiques sont indiquées dans le symbole du niveau de référence ($\text{RD}_{3\text{E}}^{\text{LS}}(\Delta)$) par l’indice LS pour un rayonnement à faible TLE provenant d’un composé de type d’absorption pulmonaire S.

S’agissant de l’exposition du poumon après l’inhalation de radionucléides émetteurs de rayonnements à fort TLE, le niveau d’action pour le poumon indiqué au tableau 7 (6 Gy en 2 jours) n’a pas été considéré comme niveau de référence approprié pour le déclenchement d’effets déterministes graves. Dans ce cas, une dose absorbée de 25 Gy à la région thoracique, engagée en 365 jours, a été retenue comme niveau de référence pour le déclenchement d’effets déterministes graves dans le poumon. Ce choix a été fait en fonction de la réf. [24] qui indique, sur la base d’études concernant l’animal, qu’une dose de 25 Gy au poumon en 365 jours correspond à un risque d’environ 5 % de pneumonite consécutive à l’inhalation de ^{239}Pu , émetteur alpha de longue période. Ces caractéristiques sont

⁵ Composé généralement utilisé dans les générateurs thermoélectriques à radio-isotopes (GTR).

indiquées dans le symbole du niveau de référence ($RD_{3E}^{HS}(\Delta)$) par l'indice HS pour un rayonnement à fort TLE provenant d'un composé de type d'absorption pulmonaire S.

Le niveau d'action pour la peau indiqué au tableau 7 (3 Gy en 2 jours) n'a pas été considéré comme approprié car il concerne l'érythème [10], qui n'est pas un effet déterministe grave sur la santé. L'expérience montre [25, 26, 27] qu'une nécrose de la couche superficielle d'un tissu mou sur une superficie de 50 à 100 cm² et une profondeur d'environ 0,5 cm est nécessaire pour qu'il y ait effet déterministe grave résultant d'une exposition externe localisée. Le niveau de référence pour évaluer cet effet est une dose absorbée de 25 Gy [15, 25].

Pour l'exposition interne de la thyroïde après incorporation de radionucléides thyroïdiques, on a retenu l'hypothyroïdie comme effet déterministe grave diminuant la qualité de vie. Le tableau IV-I de la réf. [11] donne une dose absorbée de 5 Gy en 2 jours comme niveau d'action auquel l'intervention est toujours justifiée pour prévenir l'hypothyroïdie. Toutefois, les seuls facteurs de conversion de dose disponibles pour l'exposition de la thyroïde après incorporation concernaient une dose absorbée engagée sur la durée de vie à la thyroïde [28]. Ces facteurs ont donc été utilisés. Compte tenu des périodes biologiques et physiques des radionucléides qui entraînent une dose importante à la thyroïde (isotopes de I et Te), ces facteurs de dose étaient en fait pour une durée d'engagement nettement inférieure à 365 jours ; cependant, on a retenu une durée d'engagement de 365 jours pour ce niveau de référence $RD_5^L(\Delta)$ pour marquer que cette durée est bien supérieure à plusieurs périodes effectives des radionucléides.

I.3. L'APPROCHE RISQUE POUR ÉVALUER LE DÉCLENCHEMENT DES EFFETS DÉTERMINISTES

Pour le calcul des valeurs D dans l'approche risque, on a utilisé les niveaux de seuil de la dose pondérée par l'EBR à l'organe ou au tissu critique pour évaluer le déclenchement d'effets déterministes graves :

- a) Pour l'évaluation de l'exposition externe, les niveaux de seuil sont exprimés en termes de dose pondérée par l'EBR, $AD_{T,05}$. Ils sont donnés au tableau 8 ; et
- b) Pour l'évaluation de l'exposition interne, les niveaux de seuil sont exprimés en termes de dose pondérée par l'EBR engagée, $AD_{T,05}(\Delta)$. Ils sont donnés au tableau 9.

Un niveau de seuil est celui auquel théoriquement l'effet se produit chez 5 % des personnes exposées.

C'est en 1980 que Scott a proposé pour la première fois le modèle biophysique utilisé dans l'approche risque pour évaluer les effets déterministes graves [29, 30]. Le modèle de risque corrélant les effets déterministes graves et les paramètres associés a été élaboré à partir des données disponibles sur l'animal et d'une analyse des expositions humaines. La formulation mathématique du modèle est similaire à la fonction de probabilité utilisée en théorie de la fiabilité et est décrite dans NUREG/CR-4214 [12, 13, 14]. L'utilisation de ce modèle pour l'approche risque est décrite intégralement dans la réf. [15].

TABLEAU 8. NIVEAUX DE SEUIL EN DOSE PONDEREE PAR L'EBR RESULTANT D'UNE EXPOSITION EXTERNE

Exposition	Effet	Organe ou tissu	Niveau de seuil	
			Valeur (Gy-Eq)	Symbole ^a
Exposition localisée à une source proche	Nécrose du tissu mou	Tissu mou ^b (tissu 1)	25	TD ₁
Exposition par contact à une contamination superficielle	Desquamation humide	Derme (tissu 6R)	10 ^d	TD _{6R}
Exposition de l'organisme entier à une source distante ou immersion	Voir note c	Torse (tissu 7)	1 ^c	TD ₇

^a Les symboles et indices utilisés dans le présent document sont décrits aux annexes I et II.

^b Tissu mou sur une superficie de 100 cm² et à une profondeur d'environ 0,5 cm sous la surface du corps.

^c La valeur correspond à la dose de seuil pour le déclenchement d'un quelconque effet déterministe grave suite à une irradiation uniforme de l'organisme entier. Le niveau de seuil de 1 Gy a été choisi parce que c'est le plus bas des niveaux de seuil pour le déclenchement d'effets déterministes graves dans la moelle osseuse rouge, la thyroïde, le cristallin et les organes reproducteurs, comme indiqué au tableau I-3 de la réf. [15].

^d On prend comme hypothèse que l'exposition à ce niveau d'au moins 100 cm² de peau est nécessaire pour déclencher des effets déterministes graves sur la santé [12]. Il s'agit de la dose aux structures de la peau à une profondeur de 40 mg/cm² (ou 0,4 mm).

TABLEAU 9. NIVEAUX DE SEUIL EN DOSE PONDERÉE PAR L'EBR ENGAGÉE RÉSULTANT D'UNE EXPOSITION INTERNE

Voie d'exposition	Effet	Organe ou tissu cible	Niveau de seuil		Symbole ^a
			Valeur (Gy-Eq)	Δ (d)	
Inhalation et ingestion	Syndrome hématopoïétique	Moelle osseuse rouge ^{b, c} (tissu 2)	0.2 ^d 2 ^e	30	TD ₂ (Δ)
Inhalation	Pneumonite	Région alvéolo-interstitielle du tractus respiratoire (tissu 3R)	30	30	TD _{3R} (Δ)
Inhalation et ingestion	Syndrome gastro-intestinal	Côlon (tissu 4)	20	30	TD ₄ (Δ)
Inhalation et ingestion	Hypothyroïdie	Thyroïde (tissu 5)	2 ^f	365 ^g	TD ₅ (Δ)

^a Les symboles et indices utilisés dans le présent document sont décrits aux annexes I et II.

^b Cas de traitement symptomatique.

^c Les radionucléides avec $Z \geq 90$ par rapport à $Z \leq 89$ ont une biocinétique différente, et donc une dynamique différente de formation des doses à la moelle osseuse rouge après exposition interne. Par conséquent, les radionucléides ont été répartis en deux groupes pour éviter un excès de prudence dans l'évaluation du risque d'effet sur la santé.

^d Radionucléides avec $Z \geq 90$.

^e Radionucléides avec $Z \leq 89$.

^f On a pris la valeur donnée dans l'appendice A de la réf. [12].

^g Compte tenu des périodes biologiques et physiques des radionucléides qui entraînent une dose importante à la thyroïde (isotopes de I et Te), ces facteurs de dose étaient en fait pour une durée d'engagement (Δ) nettement inférieure à 365 jours ; cependant, on a retenu une durée d'engagement de 365 jours pour ce niveau de référence.

D'après le modèle de risque, le risque de déclenchement d'effets déterministes sur la santé dans un organe ou tissu T, $R_{S,T}$, dépend de la fonction de risque caractérisant un effet donné. La fonction de risque, $H_T\{T_S, \dot{A}D_T(t)\}$, dépend de l'historique d'exposition pendant la période d'exposition, $(0, T_S)$, telle que définie par le scénario d'exposition S. L'expression générale de la fonction de risque est donnée dans la réf. [14] :

$$H_T\{T_S, \dot{A}D_T(t)\} = [\ln(2)] \left[\int_0^{T_S} \frac{\dot{A}D_T(t)}{\theta_T^\infty + \theta_T^1 / \dot{A}D_T(t)} dt \right]^{V_T}, \quad (6)$$

où :

$\dot{A}D_T(t)$ est le débit de dose pondérée par l'EBR instantané à l'organe ou au tissu T, à l'instant t après le début de l'exposition ((Gy-Eq)/h) ;

θ_T^∞ est un paramètre caractérisant la radiosensibilité d'un organe ou tissu donné et est égal à la valeur asymptotique de la dose pondérée par l'EBR ayant théoriquement pour conséquence que l'effet touche 50 % des personnes exposées à un débit de dose très élevé (exposition brève), (Gy-Eq) ;

θ_T^1 est un paramètre caractérisant l'efficacité de la réparation de la radiolésion , ((Gy-Eq)²/h) ;
et

V_T est un paramètre qui détermine la forme (pente) de la courbe dose-réponse pour les effets déterministes sur la santé dans l'organe T. La forme de la courbe dose-réponse reflète la variabilité de la radiosensibilité humaine et la capacité de compenser une lésion radio-induite dans l'organe ou le tissu.

Les paramètres du modèle de risque [15] utilisés dans l'approche risque sont énumérés au tableau 10.

TABLEAU 10. PARAMETRES UTILISES DANS LE MODELE DE RISQUE DE DECLenchement D'EFFETS DETERMINISTES GRAVES SUR LA SANTE

Effet sur la santé	Organe critique	Exposition ^a	Paramètre ^b			V_T
			EBR	θ_T^∞ (Gy-Eq)	θ_T^1 ((Gy-Eq) ² /h)	
Syndrome hémato-poïétique ^c	Moelle osseuse rouge	Externe γ	1	4,5	0,1	6
		Externe n^0	3			
		Interne β, γ	1			
		Interne α	2			
Pneumonite	Poumon ^d	Interne β, γ	1	10 ^d	30	12

Effet sur la santé	Organe critique	Exposition ^a	Paramètre ^b			V _T
			EBR	θ_T^∞ (Gy-Eq)	θ_T^1 ((Gy-Eq) ² /h)	
Syndrome gastro-intestinal	Côlon	Interne α	7			
		Interne β, γ	1	15	4	10
		Interne α	0 ^e	NE	NE	NE
		Externe n ⁰	3			
Desquamation humide	Peau ^f	Externe β, γ	1	20	NE	5
Thyroïdite aiguë	Thyroïde	Incorporation de certains isotopes de l'iode ^g	0,2	240	NE	1,9
		Autres thyroïdotropes	1			
Nécrose	Tissu mou ^h	Externe β, γ	1	25	NE	∞^i

^a L'exposition externe β, γ inclut la dose due au rayonnement de freinage produit dans les matières brutes.

^b Estimation centrale de la valeur. « NE » signifie « non estimée ».

^c Cas de traitement symptomatique. Avec un traitement minimal seulement, θ_T^∞ est de 3 Gy-Eq et θ_T^1 de 0,07 Gy-Eq²/h [12].

^d Les valeurs de θ_T^∞ présentées valent pour l'irradiation du poumon chez les enfants et les adultes jusqu'à 40 ans. Pour les personnes plus âgées, ces valeurs devraient être divisées par deux [12], [14, tableau 2.4].

^e Pour les émetteurs alpha répartis uniformément dans le contenu du côlon, on suppose que l'irradiation des parois de l'intestin est négligeable.

^f Pour une superficie de peau de 100 cm², ce qui est considéré comme délétère [12]. La dose à la peau devrait être calculée pour une profondeur de 0,4 mm, comme recommandé dans [19], par. (305), (306) et (310), dans [17] et à la section 3.4.1 de [18].

^g Une irradiation uniforme du tissu thyroïdien critique est considérée comme cinq fois plus susceptible de produire des effets déterministes sur la santé qu'une exposition interne due aux isotopes de l'iode émetteurs bêta de faible énergie comme ¹³¹I, ¹²⁹I, ¹²⁵I, ¹²⁴I et ¹²³I [12]. Les radionucléides thyroïdotropes se distribuent de façon hétérogène dans le tissu thyroïdien. L'iode 131 émet des particules bêta de faible énergie, ce qui entraîne une réduction de l'efficacité de l'irradiation du tissu thyroïdien critique en raison de la dissipation de

l'énergie des particules dans d'autres tissus. La valeur indiquée de θ_T^∞ correspond à une dose absorbée engagée à la thyroïde de 1 200 Gy due à l'exposition interne après incorporation de ¹³¹I.

^h Tissu à une profondeur de 0,5 cm sur une superficie de plus de 100 cm², avec pour conséquence des effets déterministes graves [15, 25].

ⁱ Indique que la pente de la courbe de risque est très forte.

Le modèle de risque ne tenait pas compte de l'évolution de l'effet déterministe dans le temps, par ex. de la probabilité de décès en jours ou semaines après l'irradiation, mais définissait la valeur de R_{S,T} (exprimé en %) comme suit :

$$\frac{R_{S,T}}{100} = 1 - \exp \left[-H_T \{T_S, \dot{A}D_T(t)\} \right]. \quad (7)$$

Les scénarios comportant une exposition externe (scénarios I, II, V et VI de l'appendice II) utilisés dans le calcul des valeurs D prenaient en compte l'exposition à un débit de dose fixe. La fonction de risque pour le cas spécial de l'exposition avec un débit de dose fixe est donnée dans la réf. [15] :

$$H_T(AD_T) = [\ln(2)] \left[\frac{\dot{AD}_T \times T_s}{AD_{T,50}} \right]^{V_T}, \quad (8)$$

où :

$AD_{T,50}$ est la valeur de la dose pondérée par l'EBR ayant théoriquement pour conséquence que l'effet touche 50 % des personnes exposées ;

$$AD_{T,50} = \theta_T^\infty + \theta_T^1 \left(\dot{AD}_T \right)^{-1}; \quad (9)$$

\dot{AD}_T est le débit de dose pondérée par l'EBR constant à l'organe ou au tissu T ((Gy-Eq)/h) ;

T_s est la durée d'irradiation (h) définie pour le scénario considéré et donnée dans le tableau 11 ; et

θ_T^∞ , θ_T^1 et \dot{AD}_T sont les paramètres de la fonction de risque donnés au tableau 10.

Aux fins de l'approche risque, on a utilisé une valeur de la dose pondérée par l'EBR ayant théoriquement pour conséquence que l'effet touche 5 % des personnes exposées, $AD_{T,05}$, comme dose de seuil pour l'exposition externe à un débit de dose fixe, TD_T . Cette valeur est la solution de l'éq. (7) pour $R = 5\%$.

$$TD_T = \left[\theta_T^\infty + \theta_T^1 \left(\dot{AD}_T \right)^{-1} \right] \times \exp \left(-\frac{2.6}{V_T} \right). \quad (10)$$

Le modèle de risque ne prenait pas en compte la récupération et la variabilité dans l'évolution de la lésion d'un tissu mou. Par conséquent, la valeur de seuil de la dose pondérée par l'EBR pour cet effet, TD_1 , est égale à la valeur correspondante de θ_1^∞ et ne dépend pas de l'historique d'exposition. Le modèle de risque prenait en compte la récupération et la variabilité dans l'évolution d'une lésion dans le torse et la moelle osseuse rouge. Il tenait compte aussi de la variabilité seulement pour l'évolution des lésions de la peau. Par conséquent, les valeurs de seuil de la dose pondérée par l'EBR pour ces effets sont inférieures aux valeurs correspondantes de θ_1^∞ déterminées par l'éq. (10). Les valeurs de la dose de seuil pour la prise en compte des effets déterministes sont données au tableau 8.

Pour l'exposition interne due à l'incorporation d'un radionucléide, le débit de dose pondérée par l'EBR (\dot{AD}_T) à un organe ou tissu est une fonction du temps définie par la biocinétique du radionucléide dans l'organisme humain, donnée par :

$$\dot{AD}_T(t) = I \times \dot{Ad}_T(t), \quad (11)$$

où :

I est l'incorporation du radionucléide considéré ; et

$\dot{Ad}_T(t)$ est le débit de dose pondérée par l'EBR à l'organe T, à l'instant t après l'incorporation de 1 Bq de ce radionucléide.

La fonction de risque pour le cas spécial où l'historique d'exposition est donné par l'éq. (11) figure dans la réf. [15] :

$$H_T(I) \cong [\ln(2)] \times (I)^{2 \times V_T} \times \left[\int_0^\infty \frac{\dot{A}d_T(t)}{I \times \theta_T^\infty + \left(\dot{A}d_T(t) \right)^{-1} \theta_T^1} dt \right]^{V_T}, \quad (12)$$

où :

I est l'incorporation du radionucléide considéré ;

$\dot{A}d_T(t)$ est le débit de dose pondérée par l'EBR à l'organe T à l'instant t après l'incorporation de 1 Bq de ce radionucléide ; et

θ_T^∞ , θ_T^1 et V_T sont les paramètres de la fonction de risque donnés au tableau 10.

Le risque de déclenchement d'effets déterministes graves après l'incorporation d'un radionucléide est caractérisé par un niveau de seuil d'incorporation, $I_{T,05}$, égal à l'incorporation de matière radioactive ayant théoriquement pour conséquence le déclenchement d'effets déterministes graves dans l'organe T chez 5 % des personnes exposées. La valeur de $I_{T,05}$ pour tout radionucléide et toute voie d'exposition peut être obtenue de la solution numérique de l'éq. (7) pour $R = 5\%$ et de la fonction de risque donnée par l'éq. (12). Pour une voie d'incorporation et un effet donnés, la valeur de $I_{T,05}$ dépend des propriétés physiques et chimiques du radionucléide, comme indiqué dans la réf. [15]. Un calcul modèle montre que ces valeurs couvrent plusieurs ordres de grandeur du fait de la période du radionucléide. Les effets de la forme chimique d'un aérosol (type d'absorption) et de la taille (DAMA) sont plus faibles, mais se font aussi sentir. Dans l'ensemble, les valeurs de $I_{T,05}$ couvrent huit ordres de grandeur pour les radionucléides figurant au tableau 1. Par conséquent, cette grandeur ne pouvait pas être utilisée comme base d'une valeur de seuil générale appropriée pour l'évaluation de l'exposition interne due à l'incorporation d'un radionucléide quelconque. Une solution pratique pour contourner cette difficulté a été d'utiliser la dose pondérée par l'EBR engagée, définie par l'éq. (4), au lieu de l'incorporation comme base des critères d'intervention d'urgence. Il s'agit là d'une fonction mathématique convertissant l'incorporation de la matière radioactive (activité incorporée dans un organisme humain) en grandeur dosimétrique. Le seuil d'incorporation est une fonction inverse de la période d'un radionucléide, de sorte que plus la période est courte, plus le seuil d'incorporation est élevé. Pour le facteur de conversion de dose engagée, c'est la relation opposée qui est vraie : plus la période est courte, plus le facteur de conversion est petit. Ainsi, si une valeur de Δ est optimale, la conversion du seuil d'incorporation en valeur de seuil de la dose pondérée par l'EBR engagée peut entraîner une diminution importante de la gamme des valeurs de seuil. La réf. [15] montre que la valeur de 30 jours pour la durée d'engagement Δ est optimale. Par exemple, dans le cas de la pneumonite radio-induite, la conversion des valeurs de seuil d'incorporation en niveaux de seuil de la dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours conduit à une diminution de la gamme des valeurs de seuil de huit ordres de grandeur à seulement trois.

Les niveaux de seuil de la dose pondérée par l'EBR engagée par exposition interne utilisés dans l'approche risque pour calculer les valeurs D_2 sont donnés au tableau 9. La valeur de seuil de la dose pondérée par l'EBR engagée sur une durée Δ après l'incorporation correspondant au seuil d'incorporation est :

$$TD_T(\Delta) = \int_0^{\Delta} \dot{A}D_{T,05}(t)dt = I_{T,05} \times \int_0^{\Delta} \dot{A}d_T(t)dt = I_{T,05} \times AF_{T,S}(\Delta), \quad (13)$$

où :

$I_{T,05}$ est la valeur de seuil d'incorporation pour le déclenchement d'un effet déterministe grave sur la santé dans l'organe T (Bq) ;

$\dot{A}d_T(t)$ est le débit de dose pondérée par l'EBR à l'organe T, à l'instant t après l'incorporation de 1 Bq du radionucléide considéré ; et

$AF_{T,S}(\Delta)$ est un facteur de conversion de la dose pondérée par l'EBR engagée du fait de l'exposition interne de l'organe T, après incorporation d'un radionucléide par une voie définie dans le scénario S ((Gy-Eq)/Bq).

APPENDICE II

SCÉNARIOS POUR L'ÉTABLISSEMENT DES VALEURS D

II.1. EXPOSITION À DES MATIÈRES NON DISPERSÉES

Dans le présent document, on entend par « matières radioactives non dispersées » une source radioactive encapsulée et non protégée. Comme les matières radioactives sont scellées, on ne prend en compte que l'exposition externe aux matières radioactives non dispersées.

Deux scénarios comportant une exposition localisée à une source proche ont été pris en compte pour définir une quantité dangereuse de matières radioactives :

- a) Le scénario « main » qui comporte le transport d'une source dans la main ; et
- b) Le scénario « poche » qui comporte le transport d'une source dans une poche.

L'expérience montre que le temps pendant lequel une source est susceptible d'être portée sur le corps (par ex. dans une poche) est limité à une dizaine d'heures, et à environ une heure dans la main. L'analyse montre que le scénario « poche » est plus limitatif que le scénario « main » ; il a donc été retenu pour le calcul des valeurs D_1 pour les sources qui sont suffisamment petites pour être transportées à la main ou dans une poche.

II.1.1. Scénario I : scénario « poche »

Le scénario I (scénario « poche ») a servi à déterminer la quantité de matières radioactives non protégées qui, si les matières étaient proches de l'organisme humain, serait considérée comme dangereuse en tant que source d'exposition externe. L'exposition externe à une source non protégée transportée à la main ou dans une poche est la cause la plus commune de lésions radio-induites graves et de décès mettant en jeu des sources non contrôlées (volées ou perdues) (voir l'appendice VII).

L'expérience [27] indique aussi que la nécrose radio-induite de tissus mous sur une superficie de 50 à 100 cm² et à une profondeur d'environ 0,5 cm sur de nombreuses parties de l'organisme (par ex. cuisse ou poitrine) due à une source transportée dans une poche [26, 31] peut conduire à une nette diminution de la qualité de vie. En outre, l'expérience montre [32] qu'une source transportée dans une poche se déplace latéralement et longitudinalement avec le temps.

Les facteurs de conversion de la dose due à une source proche (scénario « poche ») ont été calculés de façon à simuler la dose provenant d'une source en mouvement qui cause la nécrose de la couche superficielle d'un tissu mou sur une superficie de 50 à 100 cm² (voir l'appendice IV).

En outre, comme on a fait l'hypothèse qu'il n'est pas raisonnable de transporter dans une poche une masse de 500 g, cette valeur a été retenue comme limite de masse dans le scénario « poche ». Les paramètres de ce scénario sont indiqués au tableau 11.

Dans l'approche expert, la dose absorbée moyenne dans un tissu mou selon le scénario « poche » est donnée par :

$$D_{1,I}^{L+H}(A) = DF_{1,I}^{L+H} \times T_1 \times A, \quad (14)$$

où :

$D_{1,I}^{L+H}(A)$ est la dose absorbée (Gy) au tissu mou selon le scénario « poche » due à une source proche d'activité A ;

$DF_{I,I}^{L+H}$ est le facteur de conversion du débit de dose absorbée au tissu mou selon le scénario « poche » (Gy/(Bq×s)). Pour les rayonnements à fort TLE, il est donné au tableau 13 ; pour les rayonnements à faible TLE, il est numériquement égal au facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR $AF_{I,I}$ donné au tableau 15 ;

T_I est la durée d'exposition (s) pour le scénario I, donnée au tableau 11 ; et

A est l'activité initiale du radionucléide contenu dans la source proche (Bq).

Dans l'approche risque, la dose pondérée par l'EBR absorbée (Gy-Eq) au tissu mou selon le scénario « poche » due à une source proche d'activité A est donnée par :

$$AD_{I,I}(A) = AF_{I,I} \times T_I \times A, \quad (15)$$

où :

$AD_{I,I}(A)$ est la dose pondérée par l'EBR au tissu mou selon le scénario I due à une source proche d'activité A (Gy-Eq) ;

$AF_{I,I}$ est le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR au tissu mou selon le scénario « poche » ((Gy-Eq)/(Bq×s)), donné aux tableaux 14 et 15 ;

T_I est la durée d'exposition (s) pour le scénario I, donnée au tableau 11 ; et

A est l'activité initiale du radionucléide contenu dans la source proche (Bq).

II.1.2. Scénario II : scénario « pièce »

Le scénario II (scénario « pièce ») a servi à déterminer la quantité de matières radioactives qui serait considérée comme dangereuse si les matières non protégées étaient laissées dans un lieu habité (par ex. chambre à coucher ou lieu de travail) pendant une longue durée. L'exposition externe à une source distante non protégée dans une pièce est une cause commune de lésions radio-induites graves et de décès mettant en jeu des sources non contrôlées (volées ou perdues) (voir l'appendice VII). Dans ce scénario, on fait l'hypothèse que l'organisme entier est exposé à une source encapsulée non protégée à environ 1 mètre de distance pendant 100 heures.

Il y a une forte dépendance entre le déclenchement d'effets déterministes graves suite à l'exposition de l'organisme entier, et le débit de dose et la durée d'exposition. L'expérience [13, 15] donne à penser que le débit de dose qui peut produire une dose absorbée dépassant les niveaux de référence en 100 heures (par ex. 10 mGy/h à la moelle osseuse rouge) est une limite inférieure raisonnable pour une évaluation. Cela donne le débit d'exposition qui peut déclencher des effets déterministes graves dus à une source non contrôlée se trouvant à proximité (par ex. dans une pièce) sans qu'on le sache. Il est particulièrement approprié si l'exposition est fractionnée. Les hypothèses sont étayées par l'expérience, d'après laquelle la plus petite source (voir l'appendice VII) à avoir provoqué des décès dans le scénario « pièce » avait un débit de dose à la moelle osseuse rouge de 20 à 50 mGy/h à 1 mètre. En conséquence, la durée d'exposition a été fixée à 100 heures pour le scénario « pièce ».

S'il faut une masse de plus de 1×10^6 g pour produire un débit de dose de 10 mGy/h à partir d'une source non protégée, alors la source devrait être considérée comme illimitée car on a jugé virtuellement impossible qu'une telle masse produise un tel débit de dose du fait des limitations résultant de l'autoprotection. En conséquence, la masse de 1×10^6 g a été retenue comme limite de masse pour le scénario « pièce ». Les paramètres de ce scénario sont indiqués au tableau 11.

Dans l'approche expert, l'exposition du torse à une source distante de 1 mètre sert à établir les valeurs D_1 selon le scénario II. Pour simplifier, on suppose que la dose à la moelle osseuse rouge peut

être utilisée comme approximation de la dose à tous les organes du torse. La dose absorbée au torse à partir d'une source d'activité initiale A à une distance de 1 mètre est donnée par :

$$D_{7,II}^{L+H}(A) = DF_{2,II}^{L+H} \times T_{II} \times A, \quad (16)$$

où :

$D_{7,II}^{L+H}(A)$ est la dose absorbée au torse à partir d'une source d'activité initiale A à une distance de 1 mètre (Gy) ;

$DF_{2,II}^{L+H}$ est le facteur de conversion du débit de dose absorbée pour l'exposition externe de la moelle osseuse rouge⁶ à une source distante de 1 mètre (Gy/(Bq×s)). Pour les rayonnements à fort TLE, il est donné au tableau 13 ; pour les rayonnements à faible TLE, il est numériquement égal au facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR donné au tableau 15 ;

T_{II} est la durée d'exposition (s) pour le scénario II, donnée au tableau 11 ; et

A est l'activité initiale du radionucléide contenu dans la source distante (Bq).

Dans l'approche risque, l'exposition du torse à une source distante de 1 mètre sert à établir les valeurs D1 selon le scénario II. Pour simplifier, on suppose que la dose à la moelle osseuse rouge peut être utilisée comme approximation de la dose à tous les organes du torse. La dose pondérée par l'EBR au torse à partir d'une source d'activité initiale A à une distance de 1 mètre est donnée par :

$$AD_{7,II}(A) = AF_{2,II} \times T_{II} \times A \quad (17)$$

où :

$AD_{7,II}(A)$ est la dose pondérée par l'EBR au torse à partir d'une source d'activité initiale A à une distance de 1 mètre (Gy-Eq) ;

$AF_{2,II}$ est le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR pour l'exposition externe de la moelle osseuse rouge⁶ à une source distante de 1 mètre ((Gy-Eq)/(Bq×s)), donné aux tableaux 14 et 15 ;

T_{II} est la durée d'exposition (s) pour le scénario II, donnée au tableau 11 ; et

A est l'activité initiale du radionucléide contenu dans la source distante (Bq).

II.2. EXPOSITION À DES MATIÈRES DISPERSÉES

Les matières radioactives dispersées proviennent de la fuite, du démantèlement ou de toute autre dislocation d'une source radioactive, par exemple lors d'un incendie ou d'une explosion (par ex. EDR). La dispersion d'une source radioactive contenant un gaz rare radioactif peut entraîner l'exposition externe de l'organisme entier par immersion dans un panache localisé. Celle d'une source qui ne contient pas de gaz rare radioactif peut entraîner la contamination des environs, laquelle peut, à son tour, causer une exposition interne et une exposition de la peau par contact.

II.2.1. Scénarios III et IIR : scénarios « inhalation »

Le scénario III (scénario « inhalation ») a servi à déterminer la quantité de matières radioactives dispersables qui serait considérée comme dangereuse du fait du risque d'inhalation. L'exposition

⁶ Pour simplifier, on suppose que la dose à la moelle osseuse rouge peut être utilisée comme approximation de la dose à tous les organes du torse.

interne par inhalation de matières en suspension dans l'air peut provoquer des effets déterministes graves mettant en jeu des matières radioactives dispersées à la suite d'un incendie ou d'une explosion.

Les caractéristiques dosimétriques des matières en suspension dans l'air dépendent de leurs propriétés chimiques et physiques. Pour l'inhalation, les matières sous forme de particules sont regroupées selon trois types d'absorption pulmonaire définis par le modèle de tractus respiratoire de la CIPR [16]. Les gaz et les vapeurs radioactifs inhalés sont aussi regroupés en trois classes, selon le type initial d'absorption dans le tractus respiratoire. Dans les scénarios expert (scénario IIIE) et risque (scénario IIIR), les matières radioactives dispersées lors d'une situation d'urgence ont été réparties entre les différents types d'absorption comme indiqué ci-dessous.

La quantité de matières radioactives inhalées par rapport à la masse de la source est appelée « fraction d'incorporation inhalable », F_{III} . C'est le produit de deux facteurs, la fraction de rejet inhalable de l'activité initiale, RRF, et la fraction d'incorporation par inhalation, IF_H :

$$F_{III} = RRF \times IF_H, \quad (18)$$

où :

- a) La fraction de rejet inhalable de l'activité initiale, RRF, est la fraction de matières dispersables qui peuvent être rejetées sous la forme d'un aérosol avec un DAMA inférieur à $10 \mu m$. Les RRF les plus importantes qui aient été signalées étaient liées à des incendies concernant des matières volatiles ou combustibles [33] ou à des explosions concernant des poudres fines [34]. Pour ces formes de matières, on peut fixer à environ 0,1 la valeur raisonnable du plafond de la RRF [33, 34]. Pour la plupart des matières considérées comme dispersables, une RRF de 0,1 dépasserait largement la valeur réelle [33, 34]. On a donc utilisé cette valeur prudente pour l'évaluation de F_{III} dans l'éq. (18).
- b) La fraction d'incorporation par inhalation, IF_H , est la part de la fraction inhalable supposée être inhalée par une personne pendant une urgence. On a pris comme valeur de IF_H 1×10^{-3} , ce qui correspond à la fraction d'air inhalée par une personne se trouvant dans une pièce de $300 m^3$ pendant 0,5 heure [35]. Cette valeur dépasse de loin la fraction d'incorporation de 1×10^{-6} considérée comme raisonnable pour une personne se trouvant à 100 m d'un rejet de matières en suspension dans l'air extérieur (par ex. suite à un incendie ou une explosion) [33]. Un rejet de matières en suspension dans l'air pouvant entraîner une incorporation de plus de 1×10^{-6} a la forme d'un panache dense de fumées et de débris [33] et on peut supposer qu'une personne s'y trouvant en sortirait rapidement. Par conséquent, la valeur de 1×10^{-3} a été considérée comme étant probablement la limite supérieure prudente de la fraction d'incorporation et a servi à évaluer F_{III} dans l'éq. (18).

En conséquence, la « fraction d'incorporation inhalable », F_{III} , est prise comme égale à 1×10^{-4} des matières radioactives présentes dans la source.

L'expérience montre que l'incorporation maximale par inhalation après un accident était de l'ordre de 100 g [33]. De ce fait, on a fixé la limite de masse pour ce scénario à 1×10^6 g. Les paramètres des scénarios IIIE et IIIR sont indiqués au tableau 11.

Dans l'approche expert (scénario IIIE) concernant la dose au poumon et à la moelle osseuse rouge, les matières dispersées et inhalées ont été affectées à tout type d'absorption pulmonaire valable pour l'exposition du public, comme indiqué au tableau II-VIII de la réf. [11]. En outre, on a supposé que les matières inhalées appartenaient au type ou à la forme causant la dose la plus élevée à la région thoracique du tractus respiratoire. Une valeur de $1 \mu m$ a été choisie pour le DAMA des matières sous forme de particules en suspension dans l'air. Pour la thyroïde, les matières inhalées relevaient de la classe D selon la réf. [28]. La dose absorbée engagée au tissu T due à l'inhalation de matières en suspension dans l'air est donnée dans l'approche expert par :

$$D_{T,III}^R(A, \Delta) = DF_{T,III}^R(\Delta) \times F_{III} \times A, \quad (19)$$

où :

$D_{T,III}^R(A, \Delta)$ est la dose absorbée engagée due au rayonnement R, dans le temps Δ après l'incorporation, à l'organe ou au tissu T, résultant de l'inhalation de matières radioactives produites par la dispersion d'une source d'activité initiale A (Gy) ;

Δ est l'intervalle de temps servant à déterminer la dose engagée, donné au tableau 6 ;

$DF_{T,III}^R(\Delta)$ est le facteur de conversion de la dose absorbée engagée due au rayonnement R à l'organe ou au tissu T, résultant de l'inhalation (Gy/Bq), donné aux tableaux 16 et 17 ;

F_{III} est la fraction d'incorporation inhalable pour le scénario III, donnée au tableau 11 ; et

A est l'activité initiale du radionucléide contenu dans la source dispersée (Bq).

Dans l'approche risque (scénario IIIR), on a supposé que les matières dispersées et inhalées ne seraient pas chimiquement modifiées après la dispersion et qu'elles pouvaient être en suspension dans l'air et affectées à tout type d'absorption pulmonaire valable pour l'exposition professionnelle comme indiqué aux tableaux II-V et II-IX de la réf. [11]. On a aussi supposé que les matières inhalées appartenaient au type ou à la forme causant la dose la plus élevée à l'organe considéré. Une valeur 1 μ m a été choisie pour le DAMA. La dose pondérée par l'EBR engagée au tissu T due à l'inhalation de matières en suspension dans l'air est donnée dans l'approche risque par :

$$AD_{T,IIIR}(A, \Delta) = AF_{T,IIIR}(\Delta) \times F_{III} \times A, \quad (20)$$

où :

$AD_{T,IIIR}(A, \Delta)$ est la dose pondérée par l'EBR engagée, dans le temps Δ après l'incorporation, à l'organe ou au tissu T, résultant de l'inhalation de matières radioactives produites par la dispersion d'une source d'activité initiale A (Gy-Eq) ;

Δ est l'intervalle de temps servant à déterminer la dose engagée, donné au tableau 9 ;

$AF_{T,IIIR}(\Delta)$ est le facteur de conversion de la dose pondérée par l'EBR engagée à l'organe ou au tissu T résultant de l'inhalation ((Gy-Eq)/Bq), donné au tableau 18 ;

F_{III} est la fraction d'incorporation inhalable pour le scénario III, donnée au tableau 11 ; et

A est l'activité initiale du radionucléide contenu dans la source dispersée (Bq).

II.2.2. Scénario IV : scénario « ingestion »

Le scénario IV (scénario « ingestion ») a servi à déterminer la quantité de matières radioactives dispersables qui serait considérée comme dangereuse du fait du risque d'ingestion. L'exposition interne par ingestion de matières radioactives peut provoquer des effets déterministes graves mettant en jeu des sources radioactives fuyant ou des matières radioactives solubles dispersées dans de l'eau potable.

La quantité de matières radioactives ingérées par rapport à la masse de la source est appelée « fraction d'incorporation par ingestion », F_{IV} . Historiquement, la fraction d'incorporation par ingestion la plus élevée jamais enregistrée concernait l'accident de Goiânia [36]. Lors de cet accident, une source contenant 51 TBq d'une poudre très fine, forme soluble dans l'eau de ^{137}Cs , a été volée et dispersée. Il s'en est suivi l'ingestion par inadvertance d'environ 1 GBq de ^{137}Cs par un enfant. Cela représentait environ 1×10^{-5} des matières contenues dans la source. En conséquence, dans ce scénario, on a pris comme hypothèse, sur la base de cette expérience, l'incorporation par ingestion par inadvertance de 1×10^{-5} des matières radioactives présentes dans la source.

La fraction d'incorporation par ingestion en cas de contamination d'une réserve d'eau potable a été estimée à partir des considérations prudentes suivantes :

- a) les matières radioactives sont totalement solubles dans l'eau ;
- b) les matières radioactives sont uniformément diluées dans 1×10^6 litres d'eau, ce qui est nettement moins que le débit de pratiquement tous les réseaux publics de distribution d'eau dans les villes ; et
- c) une personne boit 2 litres d'eau contaminée par jour pendant cinq jours.

Conformément à ces hypothèses, la fraction d'incorporation par ingestion de 1×10^{-5} des matières présentes dans la source dispersée a été choisie comme limite pour la consommation d'eau potable contaminée. Il est donc jugé raisonnable d'utiliser une fraction d'incorporation par ingestion (F_{IV}) de 1×10^{-5} aussi bien pour l'ingestion par inadvertance que pour l'ingestion d'eau contaminée.

La valeur maximale de 1×10^6 g a été choisie comme limite de masse pour les matières dispersables dans le scénario IV. Cette valeur est la même que celle utilisée dans le scénario III. Les paramètres du scénario IV sont indiqués au tableau 11.

Les facteurs de conversion de la dose absorbée pour l'incorporation par ingestion sont généralement du même ordre de grandeur que pour l'incorporation par inhalation. Par ailleurs, l'incorporation prise comme hypothèse pour l'inhalation est dix fois plus grande que celle retenue pour l'ingestion. Par conséquent, on n'a pas pris explicitement en compte l'ingestion dans l'approche expert car le scénario « inhalation » prévaut.

Dans l'approche risque, on a supposé que les matières ne seraient pas chimiquement modifiées après dispersion et qu'elles pourraient être affectées au type d'ingestion donné au tableau II-IV de la réf. [11], ce qui donnerait la dose pondérée par l'EBR engagée la plus élevée à l'organe considéré. La dose absorbée engagée au tissu T due à l'ingestion de matières dispersées est donnée dans l'approche expert par :

$$AD_{T,IV}(A, \Delta) = AF_{T,IV}(\Delta) \times F_{IV} \times A, \quad (21)$$

où :

$AD_{T,IV}(A, \Delta)$ est la dose pondérée par l'EBR engagée, dans le temps Δ après l'incorporation, à l'organe T, résultant de l'ingestion de matières radioactives produites par la dispersion d'une source d'activité initiale A (Gy-Eq) ;

Δ est l'intervalle de temps servant à déterminer la dose engagée, donné au tableau 9 ;

$AF_{T,IV}(\Delta)$ est le facteur de conversion de la dose pondérée par l'EBR engagée à l'organe T résultant de l'ingestion ((Gy-Eq)/Bq), donné au tableau 19 ;

F_{IV} est la fraction d'incorporation par ingestion pour le scénario IV, donnée au tableau 11 ; et

A est l'activité initiale du radionucléide contenu dans la source dispersée (Bq).

II.2.3. Scénario V : scénario « contamination »

Le scénario V (scénario « contamination ») a servi à déterminer la quantité de matières radioactives dispersables qui serait considérée comme dangereuse du fait d'une irradiation par contact sur une zone localisée de la peau. L'exposition par contact externe de la peau due à des matières radioactives réparties sur une zone localisée de l'organisme peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans la peau. L'expérience montre aussi [37] que si des effets déterministes graves dans la peau sont associés à une exposition de l'organisme entier, cela peut entraîner d'autres lésions radio-induites et la mort. Dans ce scénario, on s'est servi du scénario de contamination de la peau de la réf. [35] pour fixer

les paramètres. Le scénario V suppose qu'une fraction (F_V dans le tableau 11) égale à 1×10^{-2} des matières radioactives fuit à partir d'une source et contamine uniformément une superficie de 1 m^2 (S_V dans le tableau 11). Cette contamination entraîne ensuite une contamination de la peau à 10 % de la valeur en surface (R_V dans le tableau 11). La peau est supposée être exposée pendant 5 heures (T_V dans le tableau 11).

L'épaisseur maximale de contamination non contrôlée de la main est supposée être d'environ $0,1 \text{ g/cm}^2$. Par conséquent, en tenant compte des paramètres relatifs à l'exposition par contact avec les matières dispersées, une valeur de $1 \times 10^6 \text{ g}$ a été retenue comme limite de masse pour les matières dispersables. Les paramètres du scénario V sont indiqués au tableau 11.

Dans les approches expert et risque, on a utilisé le scénario V pour évaluer la dose résultant de l'exposition par contact de différentes régions de la peau comme expliqué aux appendices V et VI.

Dans l'approche expert, la dose absorbée à la membrane basale de la peau (tissu 6E) est donnée par :

$$D_{6E,V}^L(A) = \frac{R_V \times T_V \times DF_{6E,V}^L \times F_V}{S_V} A, \quad (22)$$

où :

$D_{6E,V}^L(A)$ est la dose absorbée à la membrane basale de la peau suite à la dispersion des matières radioactives contenues dans une source d'activité initiale A (Gy) ;

$DF_{6E,V}^L$ est le facteur de conversion de la dose absorbée à la membrane basale de la peau suite à la contamination de la peau ($\text{Gy}/(\text{Bq} \times \text{s}/\text{cm}^2)$), donné au tableau 16 ;

S_V , F_V , R_V et T_V sont des paramètres du scénario V, donnés au tableau 11 ; et

A est l'activité initiale du radionucléide contenu dans la source dispersée (Bq).

Dans l'approche risque, la dose pondérée par l'EBR au derme (tissu 6R) est donnée par :

$$AD_{6R,V}(A) = \frac{R_V \times T_V \times AF_{6R,V} \times F_V}{S_V} A, \quad (23)$$

où :

$AD_{6R,V}(A)$ est la dose pondérée par l'EBR au derme suite à la dispersion d'une source d'activité initiale A (Gy-Eq) ;

$AF_{6R,V}$ est le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR pour l'exposition par contact du derme ($(\text{Gy-Eq})/(\text{s} \times \text{Bq}/\text{cm}^2)$), donné au tableau 19 ;

S_V , F_V , R_V et T_V sont des paramètres du scénario V, donnés au tableau 11 ; et

A est l'activité initiale du radionucléide contenu dans la source dispersée (Bq).

II.2.4. Scénario VI : scénario « immersion »

Le scénario VI (scénario « immersion ») a servi à déterminer la quantité de gaz rare radioactif qui, si le gaz était dispersé dans une pièce, serait considérée comme dangereuse en tant que source d'exposition externe. Le scénario d'exposition figurant dans la réf. [35] a servi de base au scénario « immersion ». Dans le scénario VI, on suppose que le gaz rare est dispersé uniformément dans une pièce de 300 m^3 et qu'une personne dans cette pièce est exposée pendant 0,5 heure. La dilution du gaz radioactif par échange avec l'air n'a pas été prise en compte. L'immersion dans une pièce est considérée comme un

élément limitatif car toute dispersion du gaz rare dans un milieu extérieur serait suivie d'une dilution très rapide, ce qui donnerait des concentrations nettement inférieures.

La valeur maximale de 1×10^6 g a été choisie comme limite de masse pour les matières dispersables dans le scénario VI. Cette valeur est la même que celle utilisée dans le scénario III. Les paramètres du scénario VI sont indiqués au tableau 11.

Dans l'approche expert, la dose absorbée au torse suite à une exposition externe due à l'immersion dans un gaz rare radioactif est donnée par :

$$D_{7,VI}^L(A) = \frac{T_{VI} \times F_{VI} \times DF_{2,VI}^L}{V_{VI}} A, \quad (24)$$

où :

$D_{7,VI}^L(A)$ est la dose absorbée due à un rayonnement à faible TLE au torse suite à une exposition externe due à l'immersion dans un gaz rare radioactif produit par la dispersion d'une source d'activité initiale A (Gy) ;

$DF_{2,VI}^L$ est le facteur de conversion du débit de dose absorbée pour l'exposition externe de la moelle osseuse rouge⁷ suite à l'immersion dans le gaz rare radioactif (Gy/(Bq×s/m³)). Pour l'immersion dans un gaz d'un radionucléide émettant un rayonnement à faible TLE, le facteur de conversion du débit de dose absorbée $DF_{2,VI}^L$ a été pris comme étant numériquement égal au facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR $AF_{2,VI}$ pour le même radionucléide. Les facteurs pour les radionucléides pertinents sont donnés au tableau 20 ;

F_{VI} , V_{VI} et T_{VI} sont des paramètres du scénario VI, donnés au tableau 11 ; et

A est l'activité initiale du radionucléide contenu dans la source dispersée (Bq).

Dans l'approche risque, la dose pondérée par l'EBR au torse suite à une exposition externe due à l'immersion dans un gaz rare radioactif est donnée par :

$$AD_{7,VI}(A) = \frac{T_{VI} \times F_{VI} \times AF_{2,VI}}{V_{VI}} A, \quad (25)$$

où :

$AD_{7,VI}(A)$ est la dose pondérée par l'EBR au torse suite à une exposition externe due à l'immersion dans un gaz rare radioactif produit par la dispersion d'une source d'activité initiale A (Gy-Eq) ;

$AF_{2,VI}$ est le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR pour l'exposition externe de la moelle osseuse rouge⁷ suite à l'immersion dans le gaz rare radioactif ((Gy-Eq)/(Bq×s/m³)), donné au tableau 20 ;

F_{VI} , V_{VI} et T_{VI} sont des paramètres du scénario VI, donnés au tableau 11 ; et

A est l'activité initiale du radionucléide contenu dans la source dispersée (Bq).

⁷ Pour simplifier, on suppose que la dose à la moelle osseuse rouge peut être utilisée comme approximation de la dose à tous les organes du torse.

II.3. RÉCAPITULATION DES PARAMÈTRES DES SCÉNARIOS

Le tableau 11 récapitule les paramètres des scénarios utilisés pour l'établissement des valeurs D.

TABLEAU 11. PARAMÈTRES DES SCÉNARIOS UTILISÉS POUR L'ÉTABLISSEMENT DES VALEURS D

Scénario		Paramètre		
	Intitulé	Symbole	Valeur	Définition
I	« Poche »	T_I	$3.6 \times 10^4 \text{ s}$	Durée d'exposition
		M_I	$5 \times 10^2 \text{ g}$	Limite de masse
II	« Pièce »	T_{II}	$3.6 \times 10^5 \text{ s}$	Durée d'exposition
		M_{II}	$1 \times 10^6 \text{ g}$	Limite de masse
III	« Inhalation »	F_{III}	1×10^{-4}	Fraction d'incorporation inhalable
		M_{III}	$1 \times 10^6 \text{ g}$	Limite de masse
IV	« Ingestion »	F_{IV}	1×10^{-5}	Fraction d'incorporation par ingestion
		M_{IV}	$1 \times 10^6 \text{ g}$	Limite de masse
V	« Contamination de la peau »	F_V	1×10^{-2}	Fraction de matières dispersées
		S_V	$1 \times 10^4 \text{ cm}^2$	Superficie de la zone contaminée
		R_V	1×10^{-1}	Rapport de la contamination de la peau à la contamination superficielle
		T_V	$1.8 \times 10^4 \text{ s}$	Durée d'exposition
		M_V	$1 \times 10^6 \text{ g}$	Limite de masse
VI	« Immersion »	F_{VI}	1	Fraction de matières dispersées dans la pièce
		V_{VI}	$3 \times 10^2 \text{ m}^3$	Volume de la pièce
		T_{VI}	$1.8 \times 10^3 \text{ s}$	Durée d'exposition
		M_{VI}	$1 \times 10^6 \text{ g}$	Limite de masse

APPENDICE III CALCUL DES VALEURS D

Le schéma d'établissement de la valeur D d'un radionucléide donné reposait sur des algorithmes permettant de trouver l'activité minimale d'un radionucléide dans une source qui pourrait provoquer des effets déterministes graves si la source échappait au contrôle. Les approches expert et risque utilisaient des algorithmes différents pour l'examen des scénarios et des critères de déclenchement des effets déterministes graves sur la santé. Pour chaque scénario et approche, on a calculé l'activité initiale A (Bq) qui pourrait entraîner des effets déterministes graves. La valeur D a ensuite été généralement choisie comme étant l'activité minimale calculée pour les scénarios applicables. Toutefois, on a aussi tenu compte de la masse de matières radioactives correspondant à l'activité considérée comme dangereuse afin de déterminer si la masse était trop grande pour constituer une menace crédible (illimitée) ou si la masse dépassait la limite fixée pour faire en sorte que la criticité ne soit pas un problème.

Le présent appendice présente les algorithmes utilisés pour le calcul des valeurs D. La base des paramètres décrivant les scénarios est donnée à l'appendice II et la base des critères concernant le déclenchement des effets déterministes graves est présentée à l'appendice I.

III.1. L'APPROCHE EXPERT

III.1.1. Calcul de la valeur ${}^E D_1$

Le schéma de calcul de la valeur ${}^E D_1$ apparaît à la figure 2. Il comprend deux scénarios d'exposition externe :

- a) le scénario « poche » (scénario I) qui comporte une exposition localisée à une source proche ; et
- b) le scénario « pièce » (scénario II) qui comporte une exposition de l'organisme entier à une source distante.

Scénario « poche ». L'activité initiale ${}^E A_{1,I}$ (Bq) qui, selon l'approche expert, peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 1 (tissu mou) selon le scénario I (scénario « poche ») est la solution de l'éq. (14) pour une dose égale à RD_1^{L+H} et est donnée par :

$${}^E A_{1,I} = \frac{1}{T_1 \times DF_{1,I}^{L+H}} RD_1^{L+H}, \quad (26)$$

où :

RD_1^{L+H} est le niveau de référence de dose absorbée pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé dans un tissu mou (Gy), donné au tableau 5 ;

$DF_{1,I}^{L+H}$ est le facteur de conversion du débit de dose absorbée au tissu mou selon le scénario « poche » (Gy/(Bq×s)). Pour les rayonnements à fort TLE, il est donné au tableau 13 ; pour les rayonnements à faible TLE, il est numériquement égal au facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR $AF_{1,I}$ donné au tableau 15 ; et

T_1 est la durée d'exposition (s) pour le scénario I, donnée au tableau 11.

Scénario « pièce ». Dans ce scénario, on a supposé que l'irradiation du torse résultait d'une exposition à une source distante d'environ 1 mètre de la surface du corps. Pour simplifier et sur la base de la réf. [11], on suppose que la dose à la moelle osseuse rouge peut être utilisée comme approximation de

la dose à tous les organes du torse. L'activité initiale ${}^E A_{7,II}$ (Bq) qui, selon l'approche expert, peut causer des effets déterministes graves dans le tissu 7 (torse) selon le scénario II (scénario « pièce ») est la solution de l'éq. (16) pour une dose égale à RD_7^{L+H} et est donnée par :

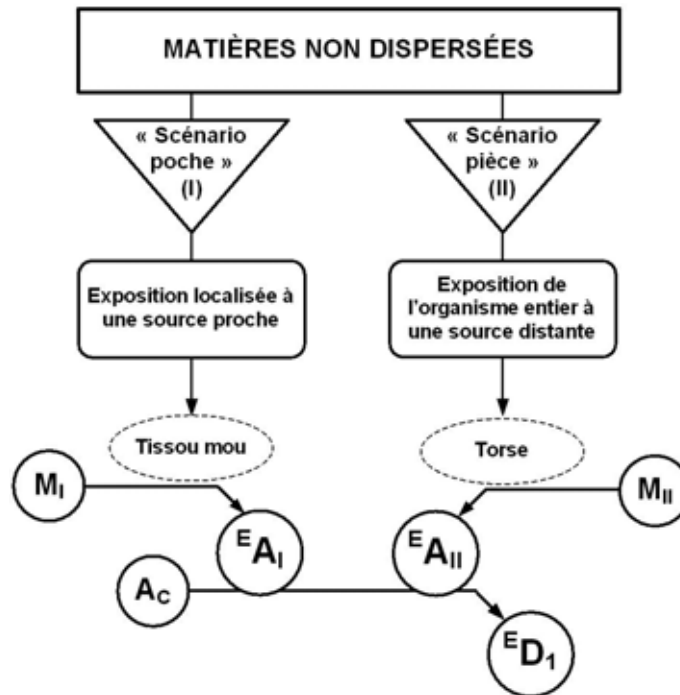
$${}^E A_{7,II} = \frac{1}{T_{II} \times DF_{2,II}^{L+H}} RD_7^{L+H}, \quad (27)$$

où :

RD_7^{L+H} est le niveau de référence de dose absorbée pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé dans le torse à la suite d'une exposition externe (Gy), donné au tableau 5 ;

$DF_{2,II}^{L+H}$ est le facteur de conversion du débit de dose absorbée pour l'exposition externe de la moelle osseuse rouge⁸ à une source distante de 1 mètre (Gy/(Bqxs)). Pour les rayonnements à fort TLE, il est donné au tableau 13 ; pour les rayonnements à faible TLE, il est numériquement égal au facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR $AF_{2,II}$ donné au tableau 15 ; et

T_{II} est la durée d'exposition (s) pour le scénario II, donnée au tableau 11.



⁸ Pour simplifier, on suppose que la dose à la moelle osseuse rouge peut être utilisée comme approximation de la dose à tous les organes du torse.

FIG. 2. Schéma de calcul de la valeur ${}^E D_1$.

Établissement de la valeur ${}^E D_1$. La valeur ${}^E D_1$ correspond à la plus petite de trois activités :

$${}^E D_1 = \min\{{}^E A_I, {}^E A_{II}, A_C\}, \quad (28)$$

où :

A_C est l'activité de la limite de criticité (Bq) donnée au tableau 28 ;

${}^E A_I$ et ${}^E A_{II}$ sont les activités initiales d'un radionucléide considérées comme dangereuses compte tenu de la masse de matière, définies dans les éq. (29) et (30) (Bq) :

$${}^E A_I = \begin{cases} {}^E A_{I,I} & \text{si } M \leq M_I \\ \text{Illimitée} & \text{si } M > M_I \end{cases}, \quad (29)$$

où :

${}^E A_{I,I}$ est l'activité initiale donnée par l'éq. (26) (Bq) ;

M est la masse⁹ de matière ayant l'activité ${}^E A_{I,I}$ (g) ; et

M_I est la limite de masse (g) pour le scénario I, donnée au tableau 11,

et

$${}^E A_{II} = \begin{cases} {}^E A_{7,II} & \text{si } M \leq M_{II} \\ \text{Illimitée} & \text{si } M > M_{II} \end{cases}, \quad (30)$$

où :

${}^E A_{7,II}$ est l'activité initiale donnée par l'éq. (27) (Bq) ;

M est la masse⁹ de matière ayant l'activité ${}^E A_{7,II}$ (g) ; et

M_{II} est la limite de masse (g) pour le scénario II donnée au tableau 11.

La valeur ${}^E D_1$ pour un radionucléide est illimitée si les valeurs ${}^E A_I$, ${}^E A_{II}$ et A_C pour ce radionucléide sont illimitées. Les valeurs ${}^E D_1$ sont données aux tableaux 1 et 24.

III.1.2. Calcul de la valeur ${}^E D_2$

Le schéma de calcul de la valeur ${}^E D_2$ apparaît à la figure 3. Il comprend quatre scénarios d'exposition à des matières radioactives dispersées :

⁹ La masse de la matière radioactive (g) est égale à son activité (Bq) divisée par son activité spécifique (Bq/g) donnée au tableau 26.

- a) Inhalation (scénario III E) ;
- b) Ingestion (scénario IV) ;
- c) Contamination de la peau (scénario V) ; et
- d) Immersion dans un gaz rare radioactif (scénario VI).

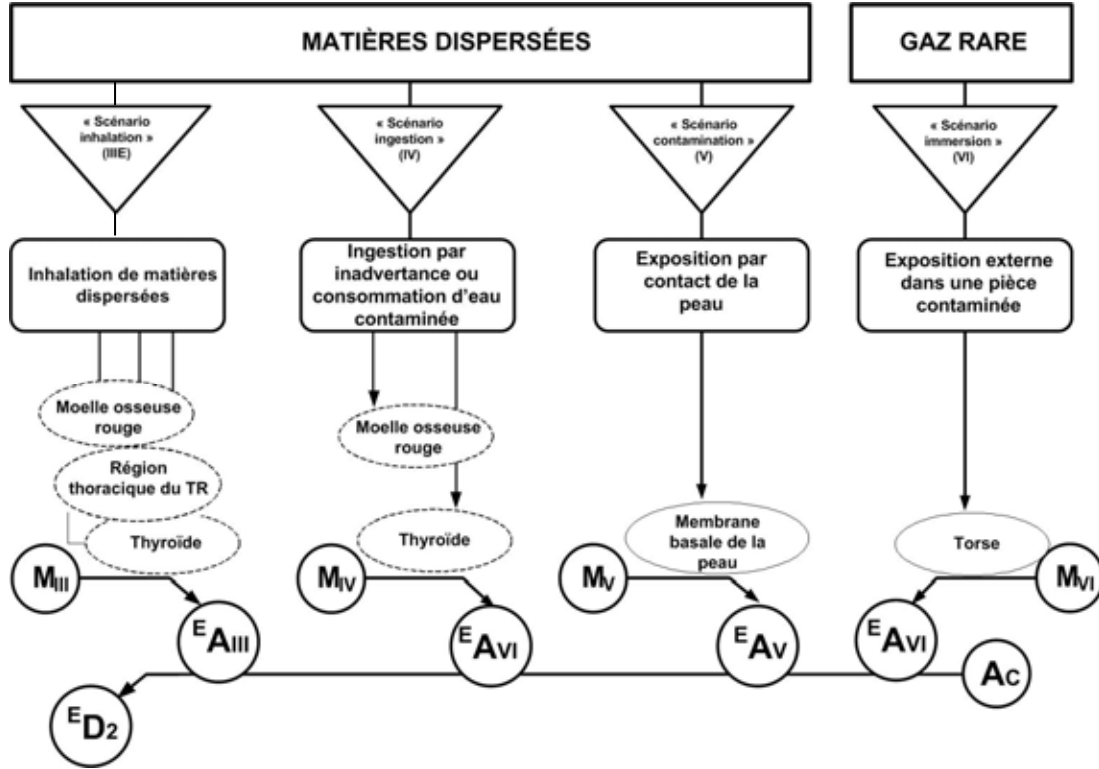


FIG. 3. Schéma de calcul de la valeur $^E D_2$.

Inhalation. On a pris en compte l'exposition de la moelle osseuse rouge (tissu 2), de la région thoracique du tractus respiratoire (tissu 3E) et de la thyroïde (tissu 5).

L'activité initiale $^E A_{2,III E}$, (Bq) qui, selon l'approche expert, peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 2 (moelle osseuse rouge) selon le scénario III (inhalation) est la solution de l'éq. (19) pour une dose égale à $RD_2^{L+H}(\Delta)$ et est donnée par :

$$^E A_{2,III E} = \frac{1}{F_{III} \times DF_{2,III E}^{L+H}(\Delta)} RD_2^{L+H}(\Delta), \quad (31)$$

où :

$RD_2^{L+H}(\Delta)$ est le niveau de référence de la dose absorbée engagée sur 2 jours à la suite de l'exposition interne de la moelle osseuse rouge pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé (Gy), donné au tableau 6 ;

$DF_{2,III E}^{L+H}(\Delta)$ est le facteur de conversion de la dose absorbée engagée sur 2 jours à la suite de l'exposition interne de la moelle osseuse rouge due à l'inhalation (Gy/Bq), donné au tableau 16 ; et

F_{III} est la fraction d'incorporation inhalable pour le scénario III donnée au tableau 11.

L'activité initiale ${}^E A_{3E,III E}$, (Bq) qui, selon l'approche expert, peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 3E (région thoracique du tractus respiratoire) selon le scénario III E (inhalation) a été calculée avec différents niveaux de référence pour le déclenchement d'effets déterministes et facteurs de conversion de dose pour trois groupes de radionucléides :

- a) aérosols de type S¹⁰ d'émetteurs de longue période de rayonnements à fort TLE (groupe HS) ;
- b) strontium 90 sous la forme ${}^{90}\text{SrTiO}_3$ (groupe LS)¹¹ ;
- c) autres émetteurs de rayonnements à faible TLE (groupe L).

L'activité initiale est la solution de l'éq. (19) pour une dose égale à $RD_{3E}^R(\Delta)$, donnée par :

$${}^E A_{3E,III E} = \frac{1}{F_{III} \times DF_{3E,III E}^R(\Delta)} RD_{3E}^R(\Delta), \quad (32)$$

où :

$RD_{3E}^R(\Delta)$ est le niveau de référence de la dose absorbée engagée à la suite de l'exposition interne de la région thoracique du tractus respiratoire pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé pour les radionucléides du groupe R (HS, LS ou L) (Gy). Les valeurs sont données au tableau 6 ;

$DF_{3E,III E}^R(\Delta)$ est le facteur de conversion de la dose absorbée engagée à la suite de l'exposition interne de la région thoracique du tractus respiratoire due à l'incorporation par inhalation d'un radionucléide du groupe R (HS, LS ou L) (Gy/Bq). Les valeurs pour les groupes HS, L et LS sont données au tableau 16 ; et

F_{III} est la fraction d'incorporation inhalable pour le scénario III donnée au tableau 11.

L'activité initiale ${}^E A_{5,III E}$, (Bq) qui, selon l'approche expert, peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 5 (thyroïde) selon le scénario III E (inhalation) est la solution de l'éq. (19) pour une dose égale à $RD_5^L(\Delta)$ et est donnée par :

$${}^E A_{5,III E} = \frac{1}{F_{III} \times DF_{5,III E}^L(\Delta)} RD_5^L(\Delta), \quad (33)$$

où :

$RD_5^L(\Delta)$ est le niveau de référence de la dose absorbée engagée à la suite de l'exposition interne de la thyroïde pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé (Gy), donné au tableau 6 ;

$DF_{5,III E}^L(\Delta)$ est le facteur de conversion de la dose absorbée engagée à la suite de l'exposition interne de la thyroïde due à une incorporation par inhalation (Gy/Bq), donné au tableau 17 ; et

F_{III} est la fraction d'incorporation inhalable pour le scénario III donnée au tableau 11.

Ingestion. Dans le scénario « ingestion » (scénario IV), deux possibilités ont été examinées. Pour la première, on a supposé que la source fuyait et avait été manipulée, avec pour conséquence l'ingestion

¹⁰ Le type S désigne une absorption lente par le poumon [11].

¹¹ L'inhalation de SrTiO_3 est traitée comme un cas particulier comme indiqué à l'appendice II.

par inadvertance de matières radioactives. Pour la deuxième, on a supposé que la source qui fuyait avait été placée dans un réseau public d'approvisionnement en eau, avec pour conséquence la consommation d'eau contaminée. Les facteurs de conversion de la dose absorbée au côlon, à la moelle osseuse rouge et à la thyroïde pour l'incorporation par ingestion sont généralement du même ordre de grandeur que pour l'incorporation par inhalation. Par conséquent, les valeurs de l'activité initiale ${}^E A_{T,III E}$, résultant de l'inhalation, calculées conformément au scénario « inhalation » (scénario III E) en prenant comme hypothèse une inhalation de 10^{-4} des matières dispersées, seraient inférieures à celles calculées sur la base d'une fraction d'incorporation par ingestion de 10^{-5} retenue dans les deux possibilités du scénario IV. On a donc conclu que la valeur D pour l'activité initiale ${}^E A_{T,III E}$ basée sur le scénario « inhalation » était une limite raisonnable en dessous de laquelle l'ingestion ne serait pas considérée comme une menace importante. En conséquence, l'exposition par ingestion du côlon, de la moelle osseuse rouge et de la thyroïde n'a pas été examinée séparément.

Contamination de la peau. L'activité initiale ${}^E A_{6E,V}$, (Bq) qui, selon l'approche expert, peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 6E (membrane basale de la peau) selon le scénario V est la solution de l'éq. (22) pour une dose égale à RD_{6E}^{L+H} et est donnée par :

$${}^E A_{6E,V} = \frac{S_V}{F_V \times R_V \times T_V \times DF_{6E,V}^L} RD_{6E}^{L+H}, \quad (34)$$

où :

RD_{6E}^{L+H} est le niveau de référence de la dose absorbée à la membrane basale de la peau pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé (Gy), donné au tableau 5 ;

$DF_{6E,V}^L$ est le facteur de conversion de la dose absorbée suite à l'exposition par contact de la membrane basale de la peau (Gy/(Bq×s/cm²)), donné au tableau 16 ;

S_V est la superficie de la surface contaminée primaire (cm²) pour le scénario V, donnée au tableau 11 ;

F_V est la fraction de matières dispersées pour le scénario V, donnée au tableau 11 ;

R_V est le rapport de la contamination de la peau à la contamination superficielle pour le scénario V, donné au tableau 11 ; et

T_V est la durée d'exposition (s) pour le scénario V, donnée au tableau 11.

Immersion. Comme ⁸⁵Kr est un gaz rare, son rejet constitue un risque externe. L'activité initiale ${}^E A_{7,VI}$, (Bq) d'un gaz rare qui, selon l'approche expert, peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 7 (torse) selon le scénario VI (immersion) est la solution de l'éq. (24) pour une dose égale à RD_7^{L+H} et est donnée par :

$${}^E A_{7,VI} = \frac{V_{VI}}{T_{VI} \times DF_{2,VI}^L} RD_7^{L+H}, \quad (35)$$

où :

RD_7^{L+H} est le niveau de référence de dose absorbée pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé dans le torse à la suite d'une exposition externe (Gy), donné au tableau 5 ;

$DF_{2,VI}^L$ est le facteur de conversion du débit de dose absorbée pour l'exposition externe de la moelle osseuse rouge¹² suite à l'immersion dans un gaz rare radioactif ($Gy/(Bq \times s/m^3)$). Pour ^{85}Kr on a supposé qu'il est numériquement égal au facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR $AF_{2,VI}$. Les valeurs sont données au tableau 20 ;

V_{VI} est le volume de la pièce (m^3) pour le scénario VI, donné au tableau 11 ;

T_{VI} est la durée d'exposition (s) pour le scénario VI, donnée au tableau 11 ; et

F_{VI} est la fraction de matières dispersées dans la pièce, donnée au tableau 11.

Établissement de la valeur $^E D_2$. La valeur $^E D_2$ a été calculée différemment pour ^{85}Kr , gaz rare radioactif, et pour tous les autres radionucléides.

Pour les matières autres que les gaz rares, la valeur $^E D_2$, (Bq) est donnée par :

$$^E D_2 = \min\{^E A_{III}, ^E A_V, A_C\}, \quad (36)$$

où :

A_C est l'activité de la limite de criticité (Bq) donnée au tableau 28 ;

$^E A_{III}$ et $^E A_V$ sont les activités initiales (Bq) données par les eq. (37) et (38) :

$$^E A_{III} = \begin{cases} \min\{^E A_{2,III}, ^E A_{3E,III}, ^E A_{5,III}\} & \text{si } M \leq M_{III} \\ \text{Illimitée} & \text{si } M > M_{III} \end{cases}, \quad (37)$$

où :

$^E A_{2,III}$, $^E A_{3E,III}$, et $^E A_{5,III}$ sont les activités initiales données par les eq. (31), (32) et (33) (Bq) ;

M est la masse⁹ de matière ayant une activité égale au

$\min\{^E A_{2,III}, ^E A_{3E,III}, ^E A_{5,III}\}$, (g) ; et

M_{III} est la limite de masse (g) pour le scénario III, donnée au tableau 11,

et

$$^E A_V = \begin{cases} ^E A_{6E,V} & \text{si } M \leq M_V \\ \text{Illimitée} & \text{si } M > M_V \end{cases}, \quad (38)$$

où :

$^E A_{6E,V}$ est l'activité initiale donnée par l'éq. (34) (Bq) ;

M est la masse⁹ de matière ayant l'activité $^E A_{6E,V}$ (g) ; et

M_V est la limite de masse (g) pour le scénario V, donnée au tableau 11.

¹² Pour simplifier, on suppose que la dose à la moelle osseuse rouge peut être utilisée comme approximation de la dose à tous les organes du torse.

Pour ^{85}Kr , $^E D_2$ est égale à la valeur de l'activité initiale $^E A_{2,\text{VI}}$ définie par l'éq. (35) :

$$^E D_2 \equiv ^E A_{2,\text{VI}} \quad (39)$$

La valeur $^E D_2$ pour une matière donnée, autre qu'un gaz rare, est illimitée si les valeurs de A_{III}^E , $^E A_V$ et A_C sont illimitées. Elle est aussi illimitée pour un gaz rare radioactif si les valeurs de $^E A_{2,\text{VI}}$ sont illimitées. Les valeurs $^E D_2$ obtenues par l'approche expert sont données aux tableaux 1 et 24.

III.2. L'APPROCHE RISQUE

III.2.1. Calcul de la valeur $^R D_1$

Le schéma de calcul de la valeur $^R D_1$ apparaît à la figure 4. Il comprend deux scénarios d'exposition à des matières radioactives non dispersées :

- Le scénario « poche » (scénario I) qui comporte une exposition localisée à une source proche ; et
- Le scénario « pièce » (scénario II) qui comporte une exposition de l'organisme entier à une source distante.

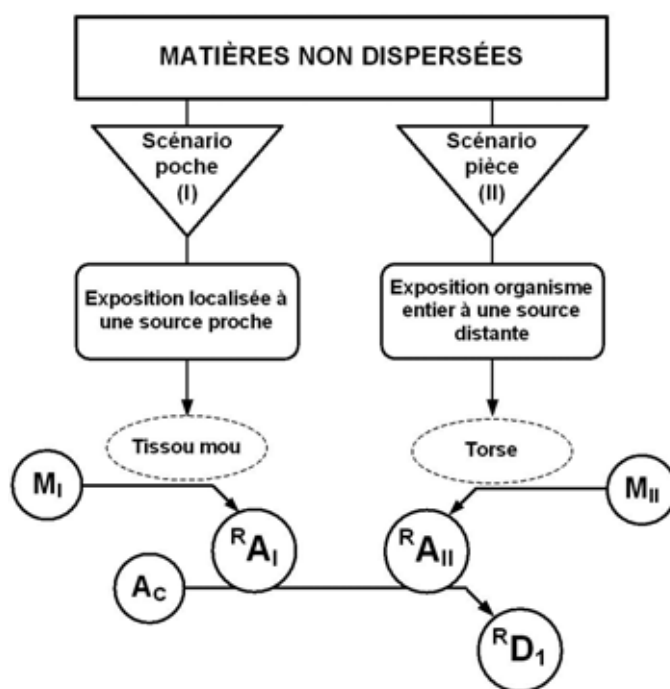


FIG. 4. Schéma de calcul de la valeur $^R D_1$.

Scénario « poche ». L'activité initiale $^R A_{I,I}$, (Bq) qui, selon l'approche risque, peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 1 (tissu mou) selon le scénario I (scénario « poche ») est la solution de l'éq. (15) pour une dose égale à TD_1 et est donnée par :

$${}^R A_{1,I} = \frac{1}{T_I \times AF_{1,I}} TD_1, \quad (40)$$

où :

TD_1 est le niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR pour le déclenchement d'effets déterministes graves dans un tissu mou (Gy-Eq), donné au tableau 8 ;

$AF_{1,I}$ est le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR dans le tissu mou selon le scénario « poche », $((Gy-Eq)/(Bq \times s))$, donné aux tableaux 14 et 15 ; et

T_I est la durée d'exposition (s) pour le scénario I, donnée au tableau 11.

Scénario « pièce ». Dans ce scénario, on a supposé que l'irradiation du torse résultait d'une exposition à une source distante d'environ 1 mètre de la surface du corps. Pour simplifier et sur la base des réf. [15, 21], on a supposé que la dose à la moelle osseuse rouge pouvait être utilisée comme approximation de la dose à tous les organes du torse. L'activité initiale ${}^R A_{7,II}$, (Bq) qui, selon l'approche risque, peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 7 (torse) selon le scénario II (scénario « pièce ») est la solution de l'éq. (17) pour une dose égale à TD_7 et est donnée par :

$${}^R A_{7,II} = \frac{1}{T_{II} \times AF_{2,II}} TD_7, \quad (41)$$

où :

TD_7 est le niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé dans le torse (Gy-Eq), donné au tableau 8 ;

$AF_{2,II}$ est le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR pour l'exposition externe de la moelle osseuse rouge¹³ à une source distante de 1 mètre $((Gy-Eq)/(Bq \times s))$, donné aux tableaux 14 et 15 ;

T_{II} est la durée d'exposition (s) pour le scénario II, donnée au tableau 11.

Établissement de la valeur ${}^R D_1$. La valeur ${}^R D_1$ correspond à la plus petite des trois activités ${}^R A_I$, ${}^R A_{II}$ et A_C , et est donnée par :

$${}^R D_1 = \min\{{}^R A_I, {}^R A_{II}, A_C\}, \quad (42)$$

où :

A_C est l'activité de la limite de criticité (Bq) donnée au tableau 28 ;

${}^R A_I$, ${}^R A_{II}$ sont les activités initiales minimales compte tenu de la masse de matière (Bq), définies dans les éq. (43) et (44) :

¹³ Pour simplifier, on suppose que la dose à la moelle osseuse rouge peut être utilisée comme approximation de la dose à tous les organes du torse.

$${}^R A_I = \begin{cases} {}^R A_{I,I} & \text{si } M \leq M_I \\ \text{Illimitée} & \text{si } M > M_I \end{cases}, \quad (43)$$

où :

${}^R A_{I,I}$ est l'activité initiale donnée par l'éq. (40) (Bq) ;

M est la masse⁹ de matière ayant l'activité ${}^R A_{I,I}$, (g) ; et

M_I est la limite de masse (g) pour le scénario I donnée au tableau 11 ;

$${}^R A_{II} = \begin{cases} {}^R A_{7,II} & \text{si } M \leq M_{II} \\ \text{Illimitée} & \text{si } M > M_{II} \end{cases}, \quad (44)$$

où :

${}^R A_{7,II}$ est l'activité initiale donnée par l'éq. (41) (Bq) ;

M est la masse de matière ayant l'activité ${}^R A_{7,II}$, (g) ; et

M_{II} est la limite de masse (g) pour le scénario II donnée au tableau 11.

La valeur ${}^R D_1$ pour un radionucléide est illimitée si les valeurs ${}^R A_I$, ${}^R A_{II}$ et A_C sont illimitées. Les valeurs ${}^R D_1$ sont données aux tableaux 1 et 24 (pour les radionucléides pour lesquels l'approche expert a aussi été utilisée).

III.2.2. Calcul de la valeur ${}^R D_2$

Le schéma de calcul de la valeur ${}^R D_2$ apparaît à la figure 5. Il comprend quatre scénarios d'exposition à des matières radioactives dispersées :

- a) Inhalation (scénario IIIR) ;
- b) Ingestion (scénario IV) ;
- c) Contamination de la peau (scénario V) ; et
- d) Immersion dans un gaz rare radioactif (scénario VI).

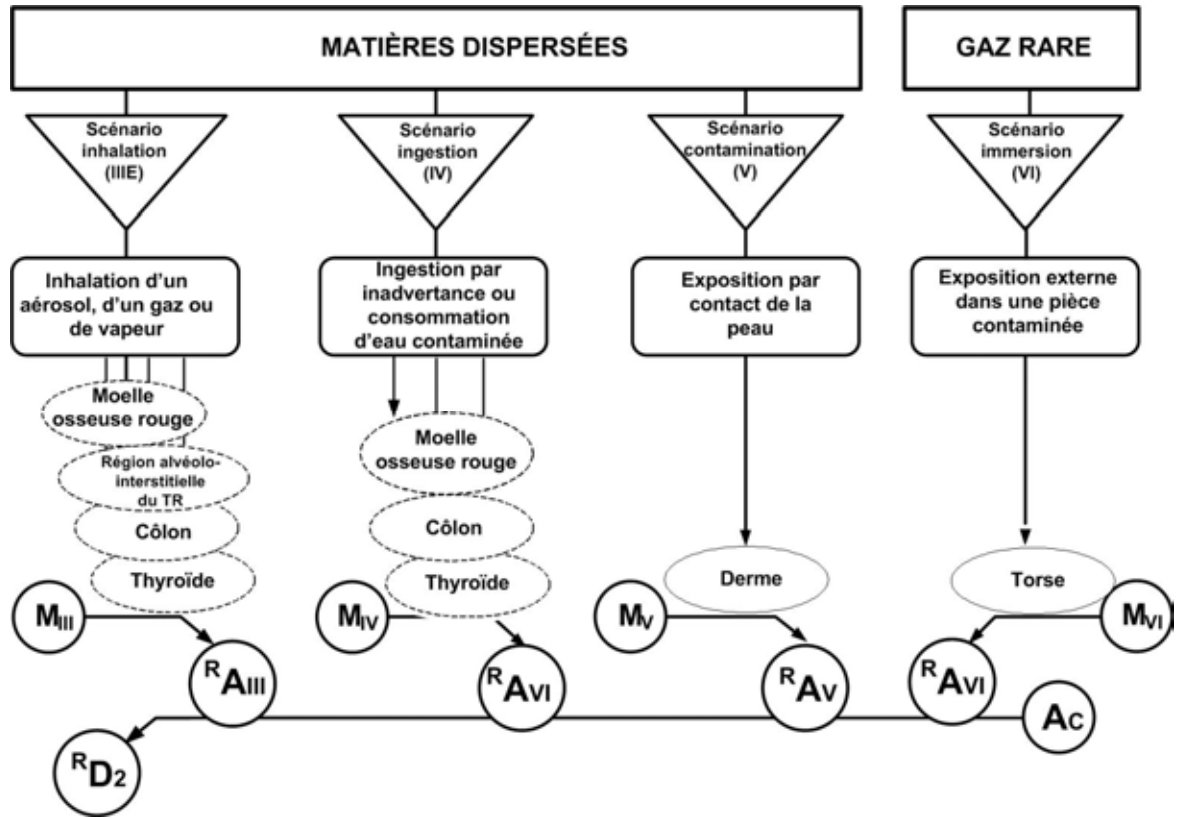


FIG. 5. Schéma de calcul de la valeur $^R D_2$.

Inhalation. On a pris en compte l'exposition de la moelle osseuse rouge (tissu 2), de la région alvéolo-interstitielle (AI) du tractus respiratoire (tissu 3R), du côlon (tissu 4) et de la thyroïde (tissu 5) par inhalation. L'activité initiale $^R A_{T,III}$, (Bq) qui, selon l'approche risque, peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu T^{14} selon le scénario III R (inhalation) est la solution de l'éq. (20) pour une dose égale à $TD_T(\Delta)$ et est donnée par :

$$^R A_{T,III} = \frac{1}{F_{III} \times AF_{T,III}(\Delta)} TD_T(\Delta), \quad (45)$$

où :

$TD_T(\Delta)$ est le niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR engagée au tissu T^{14} due à une exposition interne pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé (Gy-Eq), donné au tableau 9 ;

$AF_{T,III}(\Delta)$ est le facteur de conversion de la dose pondérée par l'EBR engagée au tissu T résultant de l'incorporation par inhalation ((Gy-Eq)/Bq), donné au tableau 18 ; et

F_{III} est la fraction d'incorporation inhalable pour le scénario III donnée au tableau 11.

Ingestion. On a pris en compte l'exposition de la moelle osseuse rouge (tissu 2), du côlon (tissu 4) et de la thyroïde (tissu 5) par ingestion. L'activité initiale $^R A_{T,IV}$, (Bq) qui, selon l'approche risque, peut

¹⁴ On a pris en compte l'exposition de la moelle osseuse rouge (tissu 2), de la région AI du tractus respiratoire (tissu 3R), du côlon (tissu 4) et de la thyroïde (tissu 5).

causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu T¹⁵ selon le scénario IV (ingestion) est la solution de l'éq. (21) pour une dose égale à $TD_T(\Delta)$ et est donnée par :

$${}^R A_{T,IV} = \frac{1}{F_{IV} \times AF_{T,IV}(\Delta)} TD_T(\Delta), \quad (46)$$

où :

$TD_T(\Delta)$ est le niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR engagée au tissu T¹⁵ due à une exposition interne (Gy-Eq), donné au tableau 9 ;

$AF_{T,IV}(\Delta)$ est le facteur de conversion de la dose pondérée par l'EBR engagée au tissu T résultant de l'incorporation par ingestion ((Gy-Eq)/Bq), donné au tableau 19 ; et

F_{IV} est la fraction d'incorporation par ingestion pour le scénario IV, donnée au tableau 11.

Contamination de la peau. L'activité initiale ${}^R A_{6R,V}$, (Bq) qui, selon l'approche risque, peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 6R (derme) selon le scénario V (contamination de la peau) est la solution de l'éq. (23) pour une dose égale à TD_{6R} et est donnée par :

$${}^R A_{6R,V} = \frac{S_V}{F_V \times R_V \times T_V \times AF_{6R,V}} TD_{6R}, \quad (47)$$

où :

TD_{6R} est le niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR au derme pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé (Gy-Eq), donné au tableau 8 ;

$AF_{6R,V}$ est le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR pour l'exposition par contact du derme suite à une contamination superficielle ((Gy-Eq)/(s×Bq/cm²)), donné au tableau 19 ;

F_V est la fraction de matières radioactives dispersées pour le scénario V, donnée au tableau 11 ;

S_V est la superficie de la surface contaminée primaire (cm²) pour le scénario V, donnée au tableau 11 ;

R_V est le rapport de la contamination de la peau à la contamination superficielle pour le scénario V, donné au tableau 11 ; et

T_V est la durée d'exposition (s) pour le scénario V, donnée au tableau 11.

Immersion. L'activité initiale ${}^R A_{7,VI}$, (Bq) d'un gaz rare qui, selon l'approche risque, peut causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 7 (torse) selon le scénario VI (immersion) est la solution de l'éq. (25) pour une dose égale à TD_7 et est donnée par :

¹⁵ On a pris en compte l'irradiation de la moelle osseuse rouge (tissu 2), du côlon (tissu 4) et de la thyroïde (tissu 5).

$${}^R A_{7,VI} = \frac{V_{VI}}{T_{VI} \times AF_{2,VI}} TD_7, \quad (48)$$

où :

TD_7 est le niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR au torse pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé (Gy-Eq), donné au tableau 8 ;

$AF_{2,VI}$ est le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR pour l'exposition externe de la moelle osseuse rouge¹⁶ suite à l'immersion dans un gaz rare radioactif ((Gy-Eq)/(Bq×s/m³)), donné au tableau 20 ;

V_{VI} est le volume de la pièce (m³) pour le scénario VI, donné au tableau 11 ;

T_{VI} est la durée d'exposition (s) pour le scénario VI, donnée au tableau 11 ; et

F_{VI} est la fraction de matières dispersées dans la pièce, donnée au tableau 11.

Établissement de la valeur ${}^R D_2$. La valeur ${}^R D_2$ a été calculée différemment pour les gaz rares radioactifs et pour tous les autres radionucléides.

Pour les matières autres que les gaz rares, la valeur ${}^R D_2$ (Bq) est la plus petite des activités initiales ${}^R A_{III, R}$, ${}^R A_{IV, R}$, ${}^R A_{V, R}$ et A_C et est donnée par :

$${}^R D_2 = \min\{{}^R A_{III, R}, {}^R A_{IV, R}, {}^R A_{V, R}, A_C\}, \quad (49)$$

où :

A_C est l'activité de la limite de criticité (Bq) donnée au tableau 28 ; et

${}^R A_{III, R}$, ${}^R A_{IV, R}$, et ${}^R A_{V, R}$ sont les activités initiales minimales compte tenu de la masse de matière (Bq), définies dans les éq. (50), (51) et (52) :

$${}^R A_{III, R} = \begin{cases} \min\{{}^R A_{2,III, R}, {}^R A_{3R,III, R}, {}^R A_{4,III, R}, {}^R A_{5,III, R}\} & \text{si } M \leq M_{III} \\ \text{Illimitée} & \text{si } M > M_{III} \end{cases}, \quad (50)$$

où :

${}^R A_{T,III, R}$ sont les activités initiales données par l'éq. (45) (Bq) ;

M est la masse⁹ (g) de matière ayant une activité égale au $\min\{{}^R A_{2,III, R}, {}^R A_{3R,III, R}, {}^R A_{4,III, R}, {}^R A_{5,III, R}\}$; et

M_{III} est la limite de masse (g) pour le scénario III donnée au tableau 11.

¹⁶ Pour simplifier, on suppose que la dose à la moelle osseuse rouge peut être utilisée comme approximation de la dose à tous les organes du torse.

$${}^R A_{IV} = \begin{cases} \min\{{}^R A_{2,IV}, {}^R A_{4,IV}, {}^R A_{5,IV}\} & \text{si } M \leq M_{IV} \\ \text{Illimitée} & \text{si } M > M_{IV} \end{cases}, \quad (51)$$

où :

${}^R A_{T,IV}$ sont les activités initiales données par l'éq. (46) (Bq) ;

M est la masse⁹ (g) de matière ayant une activité égale au $\min\{{}^R A_{2,IIIR}, {}^R A_{3R,IIIR}, {}^R A_{4,IIIR}, {}^R A_{5,IIIR}\}$; et

M_{IV} est la limite de masse (g) pour le scénario IV ;

$${}^R A_V = \begin{cases} {}^R A_{6R,V} & \text{si } M \leq M_V \\ \text{Illimitée} & \text{si } M > M_V \end{cases}, \quad (52)$$

où :

${}^R A_{6R,V}$ est l'activité initiale donnée par l'éq. (47) (Bq) ;

M est la masse⁹ (g) de matière d'activité ${}^R A_{6R,V}$; et

M_V est la limite de masse (g) pour le scénario V donnée au tableau 8.

Pour les gaz rares, la valeur ${}^R D_2$ (Bq) est la plus petite des activités A_C et ${}^R A_{VI}$ et est donnée par :

$${}^R D_2 = \min\{{}^R A_{VI}, A_C\}, \quad (53)$$

où :

A_C est l'activité de la limite de criticité (Bq) donnée au tableau 28 ;

${}^R A_{VI}$ est l'activité initiale donnée par l'éq. (54) (Bq) :

$${}^R A_{VI} = \begin{cases} {}^R A_{7,VI} & \text{si } M \leq M_{VI} \\ \text{Illimitée} & \text{si } M > M_{VI} \end{cases}, \quad (54)$$

où :

${}^R A_{7,VI}$ est l'activité initiale donnée par l'éq. (48) (Bq) ;

M est la masse⁹ (g) de matière d'activité ${}^R A_{7,VI}$, (g) ; et

M_{VI} est la limite de masse (g) pour le scénario VI donnée au tableau 11.

La valeur ${}^R D_2$ pour une matière donnée, autre qu'un gaz rare, est illimitée si les valeurs de ${}^R A_{IIIR}$, ${}^R A_{IV}$, ${}^R A_V$ et A_C sont illimitées. Elle est illimitée pour un gaz rare radioactif si les valeurs de ${}^R A_{VI}$ et A_C pour ce radionucléide sont illimitées. Les valeurs ${}^R D_2$ sont données aux tableaux 1 et 24 (pour les radionucléides pour lesquels l'approche expert a aussi été utilisée).

APPENDICE IV

FACTEURS DE CONVERSION DU DÉBIT DE DOSE EXTERNE

Le présent appendice présente en détail le calcul des facteurs de conversion du débit de dose pour la caractérisation des sources d'exposition externe selon les scénarios I et II. Deux types de facteurs de conversion ont été utilisés dans les approches expert et risque pour le calcul des valeurs D_1 :

- a) facteurs de conversion du débit de dose caractérisant les sources émettant seulement des rayonnements à faible TLE ; et
- b) facteurs de conversion du débit de dose caractérisant les sources émettant une combinaison de rayonnements à fort et à faible TLE.

Les facteurs de conversion du débit de dose pour les émetteurs de rayonnements à faible TLE utilisés dans les approches expert et risque sont indiqués au tableau 15, et ceux pour les émetteurs de rayonnements à fort TLE aux tableaux 14 et 13. Les facteurs dépendent du scénario d'exposition et des énergies et intensités des rayonnements émis par la source. Le premier dépend des émissions des radionucléides encapsulés dans la source ainsi que des interactions de ce rayonnement primaire avec les matières de la source. Les énergies et intensités des rayonnements émis par les radionucléides ont été prises de la publication 38 de la CIPR [38]. On a pris en considération l'impact de la croissance interne due aux descendants sur les caractéristiques dosimétriques d'une source, comme indiqué à l'appendice VIII.

On a fait l'hypothèse que la source consistait en une matière radioactive uniformément répartie encapsulée dans de l'acier inoxydable. Comme la source est encapsulée, les particules alpha et les électrons émis (électrons bêta et de conversion) ne s'en échappent pas. Cependant, les particules bêta et les électrons de conversion donnent lieu à un rayonnement de freinage quand les électrons sont ralentis dans la matière de la source et l'acier inoxydable. La production d'un rayonnement de freinage dans la matière de la source a été prise en compte pour les émetteurs bêta. L'auto-absorption dans la source a aussi été prise en compte. Les valeurs des facteurs de conversion de dose pour les émetteurs bêta incluaient le rayonnement de freinage estimé ainsi que l'émission gamma.

On a supposé que la source encapsulée avait la forme d'un cylindre droit de 0,5 cm de diamètre et 1,5 cm de longueur. La géométrie de l'exposition externe de l'organisme humain à une source non dispersée a été définie par le scénario d'exposition en cours d'évaluation :

- a) Pour le scénario I (scénario « poche »), on calcule la dose moyenne sur une masse d'environ 63 g, prise comme un cylindre de 10 cm de diamètre et de 0,2 cm de hauteur, centré sur l'axe longitudinal de la source située 2 cm au-dessus. La face du cylindre est parallèle à l'axe longitudinal de la source. Cela équivaut approximativement à la dose reçue d'une source en mouvement transportée par une personne pendant plusieurs heures, comme expliqué à l'appendice II.
- b) Le scénario II (scénario « pièce ») concerne l'exposition d'un homme de référence adulte à une petite source encapsulée, non protégée et isotrope, placée perpendiculairement au centre de son torse à une distance de 1 m. La matière entre la source et le torse est de l'air d'une densité de $1,2 \times 10^{-3} \text{ g/cm}^3$.

IV.1. RAYONNEMENTS À FAIBLE TLE

IV.1.1. Facteurs de dose utilisés dans l'approche expert

Les facteurs de dose caractérisant l'exposition externe aux sources de rayonnements à faible TLE¹⁷ incluent :

- a) les photons résultant de la transformation nucléaire d'un radionucléide dans la source ; et
- b) les photons de freinage résultant des interactions des particules bêta avec la matière de la source.

Les facteurs de conversion de dose spécifiques des radionucléides

- a) $DF_{1,I}^L$, débit de dose absorbée au tissu mou selon le scénario « poche » (scénario I) ($Gy/(Bq \times s)$), et
- b) $DF_{2,II}^L$, débit de dose absorbée à la moelle osseuse rouge due à une source de rayonnement à faible TLE située à 1 m de l'organisme (scénario II),

sont donnés par :

$$DF_{T,S}^L = \sum_i^n Y_i^\gamma d_{T,S}^\gamma(E_{\gamma,i}) + \sum_j^m Y_j^e \int_{E_0}^{E_{e,j}} S(E_\gamma, E_{e,j}) d_{T,S}^\gamma(E_\gamma) dE_\gamma + \int_{E_0}^{E_e^0} S_\beta(E_\gamma, E_e^0) d_{T,S}^\gamma(E_\gamma) dE_\gamma, \quad (55)$$

où :

$DF_{T,S}^L$ est le facteur de conversion de la dose absorbée à l'organe ou au tissu T, irradié par un rayonnement à faible TLE provenant d'une source telle que décrite dans le scénario S ($Gy/(Bq \times s)$) ;

$d_{T,S}^\gamma(E_\gamma)$ est une fonction de réaction à la dose absorbée égale à la dose absorbée à l'organe ou au tissu T, irradié par un photon provenant d'une source monoénergétique d'énergie E_γ comme indiqué dans le scénario S ($Gy/(Bq \times s)$).

Les trois termes de l'éq. (55) sont, respectivement :

- a) la contribution des photons discrets d'énergie $E_{\gamma,i}$ et d'intensité Y_i^γ par transformation nucléaire ;
- b) la contribution du spectre de freinage continu $S(E_\gamma, E_{e,j})$ résultant du ralentissement de chaque électron de conversion de rendement Y_j^e et d'énergie cinétique $E_{e,j}$; et
- c) la contribution du spectre de freinage continu $S_\beta(E_\gamma, E_e^0)$ résultant d'un spectre bêta d'énergie maximale E_e^0 .

¹⁷ Texte préparé par K.F. Eckerman, Laboratoire national d'Oak Ridge (États-Unis).

La limite inférieure des intégrales des deuxième et troisième termes, E_0 , est 10 keV.

La prise en compte de la production du rayonnement de freinage dans le calcul des valeurs D reposait sur les travaux de Dillman et Eckerman [39] comme indiqué à l'appendice C du rapport fédéral d'orientation n° 12 [40]. $S(E_\gamma, E_e) dE_\gamma$ est défini comme le nombre de photons de freinage d'une énergie comprise entre E_γ et $E_\gamma + dE_\gamma$ résultant d'un électron monoénergétique d'énergie cinétique initiale E_e . Le spectre de freinage ajusté $S'(E_\gamma, E_e)$ est alors défini par :

$$S'(E_\gamma, E_e) = 100 \frac{E_\gamma}{E_e} S(E_\gamma, E_e) \text{ pour } 0 \leq E_\gamma \leq E_e, \quad (56)$$

et exprimé en pourcentage. Il est donné dans la réf. [39] pour les matières ayant des pouvoirs d'arrêt différents. Le rendement de freinage, pourcentage de l'énergie électronique convertie en rayonnement de freinage, Y_{BS} , est :

$$Y_{BS}(E_e) = \int_0^{E_e} S'(E_\gamma, E_e) dE_\gamma. \quad (57)$$

Le spectre de freinage ajusté $S'(E_\gamma, E_e)$ et le rendement de freinage pour l'acier inoxydable ($Z \approx 26$) sont donnés au tableau 12.

Si on prend en compte un spectre bêta d'énergie maximale E_e^0 et si $n_\beta(E_e, E_e^0) dE_e$ est le nombre de particules bêta d'une énergie comprise entre E_e et $E_e + dE_e$, alors le spectre de freinage résultant est :

$$S_\beta(E_\gamma, E_e^0) = \frac{1}{100 E_\gamma} \int_{E_\gamma}^{E_e^0} n_\beta(E_e, E_e^0) S'(E_\gamma, E_e) E_e dE_e \quad (58)$$

TABLEAU 12. SPECTRE DE FREINAGE AJUSTE POUR LES ELECTRONS DANS L'ACIER INOXYDABLE

E_e (MeV)	E_γ/E_e						
	0	0.05	0.10	0.20	0.30	0.40	0.50
0.001	17.7	14.5	12.4	9.93	8.30	6.97	5.76
0.0025	11.0	9.67	8.78	7.69	6.71	5.75	4.79
0.005	9.28	8.77	8.29	7.38	6.44	5.49	4.55
0.01	9.05	8.72	8.31	7.32	6.28	5.26	4.29
0.025	9.28	8.87	8.32	7.04	5.86	4.78	3.82
0.05	9.75	8.84	7.97	6.44	5.18	4.13	3.23
0.075	9.66	8.63	7.67	6.01	4.73	3.71	2.86
0.1	9.66	8.46	7.39	5.67	4.40	3.40	2.59
0.2	9.49	7.88	6.62	4.81	3.58	2.65	1.94
0.3	9.30	7.45	6.11	4.30	3.11	2.25	1.61
0.4	9.11	7.13	5.74	3.95	2.80	1.99	1.40
0.5	8.87	6.87	5.47	3.70	2.59	1.82	1.27
0.6	8.72	6.66	5.25	3.52	2.44	1.70	1.17
0.8	8.47	6.35	4.95	3.26	2.24	1.54	1.06
1	8.26	6.13	4.75	3.10	2.12	1.46	0.992
1.2	8.09	5.96	4.60	3.00	2.04	1.40	0.955

E_e	E_γ/E_e						
(MeV)	0	0.05	0.10	0.20	0.30	0.40	0.50
1.4	7.92	5.82	4.49	2.92	1.98	1.37	0.933
1.6	7.77	5.71	4.40	2.86	1.95	1.35	0.920
1.8	7.64	5.62	4.33	2.81	1.93	1.33	0.913
2	7.56	5.55	4.27	2.78	1.91	1.33	0.910
2.5	7.34	5.39	4.15	2.73	1.88	1.32	0.908
3	7.13	5.24	4.06	2.69	1.87	1.31	0.911
4	6.72	5.02	3.93	2.63	1.85	1.31	0.920
5	6.38	4.84	3.82	2.59	1.84	1.31	0.928
6	6.10	4.69	3.74	2.56	1.82	1.31	0.934
8	5.66	4.44	3.58	2.49	1.79	1.31	0.938
10	5.35	4.24	3.44	2.41	1.76	1.29	0.934

Suite du tableau 12.

E_e	E_γ/E_e					Yield
(MeV)	0.60	0.70	0.80	0.90	0.95	(%)
0.001	4.57	3.41	2.27	1.13	0.567	0.0063
0.0025	3.84	2.88	1.93	0.968	0.484	0.0122
0.005	3.61	2.69	1.78	0.883	0.439	0.0229
0.01	3.36	2.47	1.61	0.793	0.393	0.0443
0.025	2.93	2.11	1.35	0.652	0.319	0.104
0.05	2.43	1.73	1.09	0.520	0.254	0.188
0.075	2.13	1.49	0.933	0.439	0.213	0.260
0.1	1.90	1.32	0.815	0.380	0.184	0.325
0.2	1.37	0.921	0.550	0.248	0.118	0.543
0.3	1.11	0.724	0.422	0.185	0.087	0.724
0.4	0.952	0.611	0.349	0.150	0.069	0.885
0.5	0.851	0.538	0.303	0.128	0.059	1.03
0.6	0.782	0.490	0.274	0.114	0.052	1.18
0.8	0.698	0.433	0.239	0.097	0.044	1.47
1	0.653	0.404	0.221	0.089	0.039	1.75
1.2	0.628	0.388	0.211	0.084	0.037	2.03
1.4	0.615	0.379	0.206	0.081	0.035	2.31
1.6	0.608	0.375	0.203	0.079	0.034	2.59
1.8	0.604	0.373	0.201	0.078	0.033	2.88
2	0.603	0.373	0.201	0.077	0.032	3.17
2.5	0.605	0.375	0.201	0.076	0.031	3.88
3	0.609	0.379	0.202	0.075	0.030	4.59
4	0.620	0.387	0.207	0.076	0.030	5.98
5	0.630	0.395	0.212	0.077	0.031	7.35
6	0.638	0.402	0.216	0.078	0.031	8.68
8	0.647	0.411	0.220	0.080	0.031	11.3
10	0.648	0.414	0.223	0.081	0.032	13.7

Pour calculer les facteurs de dose pour le scénario I, la fonction de réaction à la dose absorbée $d_{I,I}^\gamma(E_\gamma)$ due aux photons émis dans la source a été calculée comme une moyenne pour les tissus dans un cylindre de 10 cm de rayon et de 0,2 cm de longueur. Il s'agissait d'obtenir une approximation de la dose due à une source en mouvement transportée dans une poche. Les calculs ont été réalisés avec

le programme de calcul MCNP, qui utilise un fantôme à plaques de tissu mou de la composition spécifiée dans la publication 44 de la CIUR [41]. La fonction de réaction à la dose en profondeur absorbée selon l'énergie des photons émis est illustrée à la figure 6 (courbe pleine). Certaines des données en dessous de 30 keV sont des extrapolations faites à partir des énergies plus élevées lorsque les résultats obtenus par la méthode de Monte-Carlo étaient jugés non fiables à ces faibles énergies.

Pour calculer les facteurs de dose pour le scénario II, la fonction de réaction à la dose absorbée $d_{2,II}^{\gamma}(E_{\gamma})$ due aux photons émis dans la source a été calculée pour l'exposition d'un homme de référence adulte à une petite source encapsulée, non protégée et isotrope, placée perpendiculairement au centre de son torse à une distance de 1 m. La matière entre la source et le torse est de l'air d'une densité de $1,2 \times 10^{-3} \text{ g/cm}^3$. Ces calculs ont été réalisés avec le programme ALGAMP du Laboratoire national d'Oak Ridge [40] pour une source ponctuelle. La distribution en énergie et en intensité des photons pour la source ponctuelle était basée sur les calculs MCNP de l'émission à partir de la source non protégée. La fonction de réaction à la dose absorbée à la moelle osseuse rouge selon l'énergie des photons émis est illustrée à la figure 6 (courbe en tirets). Certaines des données concernant les photons d'énergie inférieure à 30 keV sont des extrapolations faites à partir des énergies plus élevées lorsque les résultats obtenus par la méthode de Monte-Carlo étaient jugés non fiables à ces faibles énergies.

Le libre parcours moyen¹⁸ des photons dans l'air est d'environ 50 m pour les photons ayant une énergie de 10 keV et de 400 m pour les photons ayant une énergie de 1 MeV [42]. Par conséquent, la diffusion multiple des photons dans l'air entre la source et la surface de l'organisme humain (effet de ciel) est négligeable et n'a pas été prise en compte. Comme le montre la publication 74 de la CIPR [43], la dose absorbée moyenne de rayonnement à faible TLE à la moelle osseuse rouge ne diffère pas sensiblement de celle à n'importe lequel des organes considérés comme faisant partie du torse. Par conséquent, les facteurs de conversion du débit de dose pour la moelle osseuse rouge sont utilisés pour le calcul de la dose au « torse ».

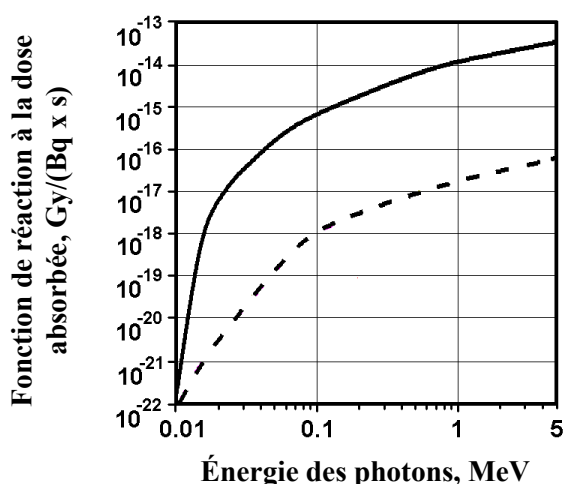


FIG. 6. Fonction de réaction à la dose absorbée pour les photons émis dans la source encapsulée. La courbe pleine représente la dose au tissu mou pour le scénario I. La courbe en tirets représente la dose à la moelle osseuse rouge pour le scénario II.

IV.1.2. Facteurs de dose utilisés dans l'approche risque

Dans le cadre de l'approche risque, des calculs indépendants ont été réalisés pour confirmer que les facteurs de conversion du débit de dose pour l'exposition à une source proche (scénario I) étaient

¹⁸ Le libre parcours moyen est la distance moyenne qu'une particule ou un photon parcourt avant interaction d'un type (ou de types) donné(s) dans un milieu donné.

raisonnables. Ces calculs indépendants concernaient une source proche émettant des photons ayant une énergie supérieure à 50 keV. Dans ce cas, les facteurs de conversion du débit de dose ont été calculés comme le produit de la constante de kerma des photons ayant une énergie donnée et du facteur géométrique [44]. Une constante de kerma a été calculée à l'aide du programme RadSum 32 Code A Win 32 version [45]. Le facteur géométrique était basé sur les données utilisées dans l'approche expert comme indiqué ci-dessus.

Les calculs ont montré que pour les photons ayant une énergie supérieure à 50 keV les facteurs de conversion du débit de dose pour les géométries ci-après sont égaux avec une incertitude d'environ 2 % :

- Le débit de dose est la moyenne sur un cylindre de 10 cm de diamètre et 0,2 cm de longueur (c'est la base de calcul du facteur de conversion du débit de dose utilisée dans l'approche expert) ;
- Le débit de dose est la moyenne sur le cylindre A (illustré à la figure 7) d'un diamètre de 10 cm (superficie de 314 cm²) et d'une longueur de 0,5 cm ; et
- Le débit de dose est le débit minimal dans un cylindre M (figure 7) d'une superficie de 100 cm² (diamètre d'environ 6 cm) et une profondeur de 0,5 cm.

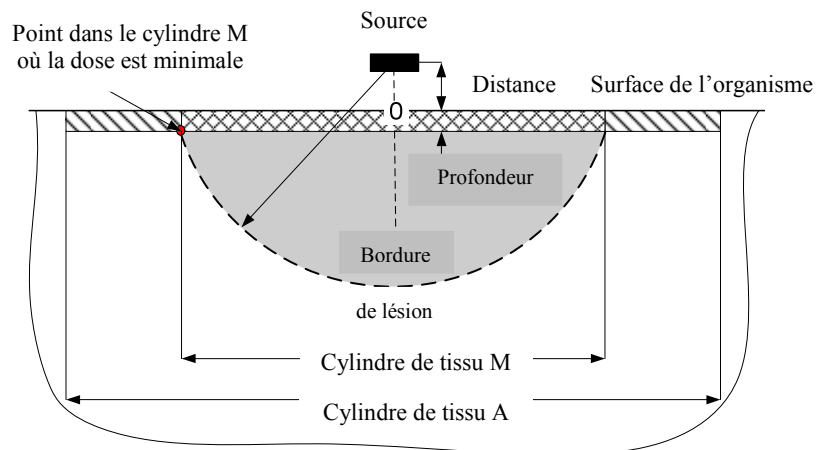


FIG. 7. Géométries pour la vérification du facteur de dose pour une source proche.

Dans les cas b) et c), la source est centrée sur le cylindre à une distance de 1,5 cm au-dessus de la face du cylindre et la dose est estimée à partir d'une profondeur de 0,5 cm. Une dose supérieure au seuil pour la nécrose cause une lésion dans le tissu mou. Dans la figure 7, le bord de la lésion due à une source proche apparaît comme un plan semi-cylindrique sur lequel la dose est égale au seuil de nécrose du tissu mou (TD_1) donné au tableau 8 et égal à 25 Gy-Eq. L'irradiation du tissu mou par cette source est hétérogène. La figure 8 montre la transformation de la valeur approximative de dose au sein d'un cylindre de tissu analogue au cylindre A. Cela concerne un émetteur gamma ayant une activité égale à valeur $A_{1,I}$ donnée par l'éq. (46) pour le scénario d'exposition I. La dose est maximale au centre du cylindre de tissu irradié directement sous la source et diminue rapidement à mesure qu'on s'éloigne du centre. La figure 9 illustre la dose moyenne dans une zone approximativement circulaire autour de la source proche ayant une activité égale à $A_{1,I}$ en fonction du rayon du cercle. La figure 10 illustre la zone du cylindre A où la dose due à cette source dépasserait 25 Gy. Cela montre que la zone où la dose est supérieure à 25 Gy concorde apparemment avec les données d'expérience concernant la formation de nécroses lors d'urgence mettant en jeu des sources transportées dans une poche.

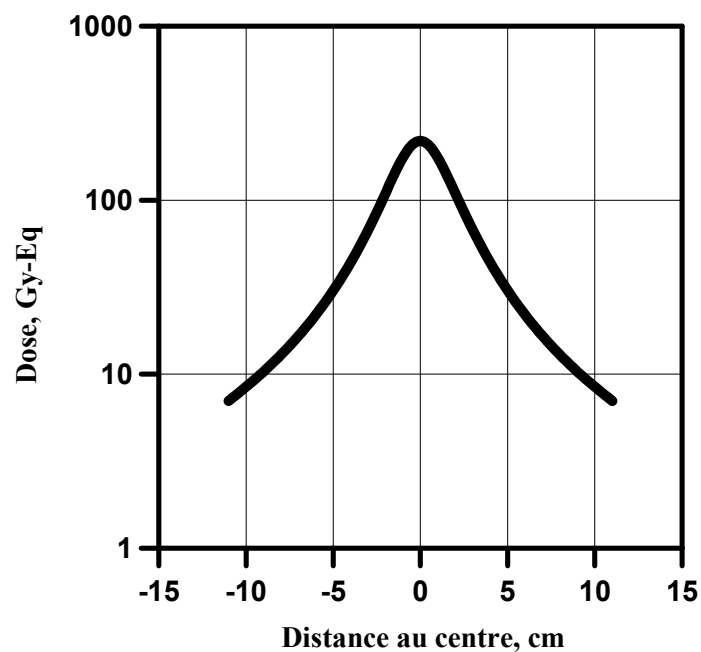


FIG. 8. Dose approximative pour une source d'activité $A_{1,I}$ à une distance donnée de la normale à la source à 2 cm au-dessus de la base d'un cylindre de tissu (à 1,5 cm de la surface de l'organisme).

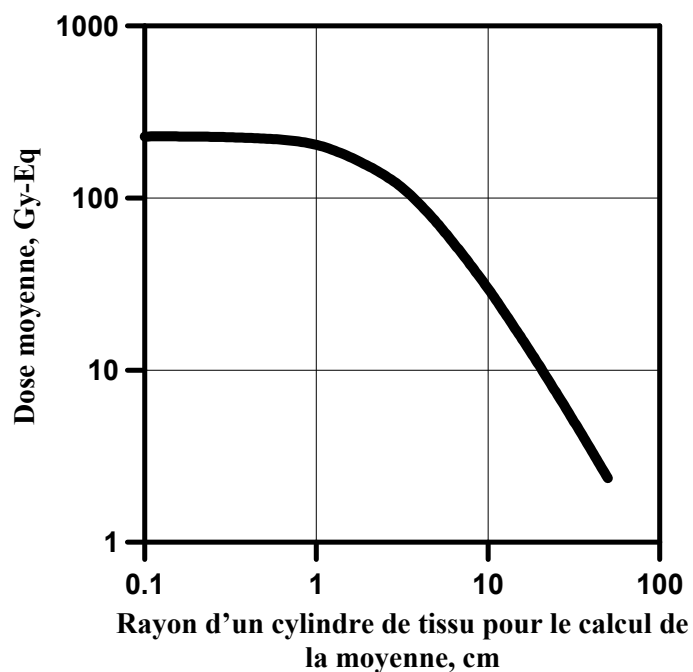


FIG. 9. Dose moyenne dans une zone approximativement circulaire autour de la source décrite à la figure 8 en fonction du rayon du cercle.

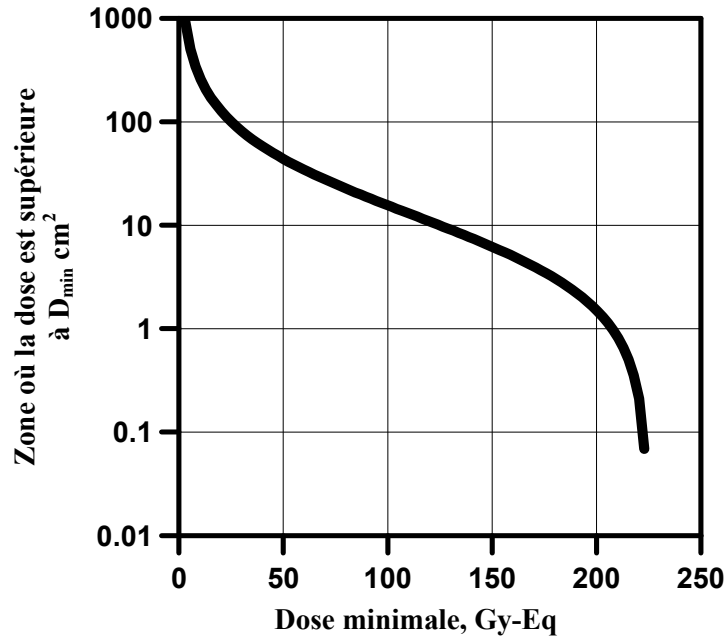


FIG. 10. Zone approximative où la dose dépasserait 25 Gy-Eq pour une source à 2 cm au-dessus de la base du cylindre de tissu (à 1,5 cm au-dessus de la surface de l'organisme).

Le facteur de conversion de dose $AF_{1,I}$ pour l'irradiation d'un tissu mou par une source proche (scénario I) est donné par :

$$AF_{1,I} = RBE^L \times DF_{1,I}^L, \quad (59)$$

où :

$AF_{1,I}$ est le facteur de conversion de la dose pondérée par l'EBR à un tissu mou irradié par une source proche telle que décrite dans le scénario I ((Gy-Eq)/(Bq×s)) ;

RBE^L est l'EBR pour les rayonnements à faible TLE, égale à l'unité ((Gy-Eq)/Gy) ; et

$DF_{1,I}^L$ est le facteur de conversion de la dose absorbée à un tissu mou, irradié par un rayonnement à faible TLE provenant d'une source proche telle que décrite dans le scénario I (Gy/(Bq×s)).

Le facteur de conversion de dose $AF_{2,II}$ pour l'irradiation de la moelle osseuse rouge par une source distante (scénario II) est donné par :

$$AF_{2,II} = RBE^L \times DF_{2,II}^L, \quad (60)$$

où :

$AF_{2,II}$ est le facteur de conversion de la dose pondérée par l'EBR à la moelle osseuse rouge irradiée par une source distante telle que décrite dans le scénario II ((Gy-Eq)/(Bq×s)) ;

RBE^L est l'EBR pour les rayonnements à faible TLE, égale à l'unité ((Gy-Eq)/Gy) ; et

$DF_{2,II}^L$ est le facteur de conversion de la dose absorbée à la moelle osseuse rouge, irradiée par un rayonnement à faible TLE provenant d'une source distante telle que décrite dans le scénario II (Gy/(Bq×s)).

L'EBR pour les rayonnements à faible TLE est égale à l'unité comme indiqué au tableau 10. Par conséquent, le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR dans le cas d'une source n'émettant qu'un rayonnement à faible TLE est numériquement égal au facteur de conversion du débit de dose absorbée correspondant.

IV.2. RAYONNEMENTS À FORT TLE

Pour l'exposition externe, le seul rayonnement à fort TLE d'intérêt est le rayonnement neutronique. Plusieurs importantes sources de neutrons devaient être évaluées car éventuellement dangereuses. Les caractéristiques nucléaires de certaines sources communes de neutrons sont indiquées au tableau 27. Les sources contenant ^{252}Cf et les mélanges solides de $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ ou $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ sont les plus importantes sources de neutrons. Les sources de neutrons émettent aussi des photons ; le débit de dose d'une source de neutrons doit donc aussi inclure le rayonnement à faible TLE résultant de la décroissance nucléaire ou de la fission spontanée, ainsi que le rayonnement neutronique à fort TLE.

IV.2.1. Facteurs de dose utilisés dans l'approche expert

Pour les sources de neutrons contenant ^{252}Cf , les facteurs de conversion du débit de dose absorbée ont été estimés à partir du débit de dose efficace donné dans la réf. [46]. Le débit de dose efficace pour les neutrons a été divisé par 10 pour estimer le facteur de conversion du débit de dose absorbée pour un rayonnement à fort TLE¹⁹, $DF_{2,\text{II}}^{\text{H+L}}$, à la moelle osseuse rouge à une distance de 1 m de la source (scénario II). Le facteur de débit de dose absorbée $DF_{1,\text{I}}^{\text{H+L}}$ pour les tissus mous selon le scénario « poche » (scénario I) a été supposé 1 000 fois plus grand que $DF_{2,\text{II}}^{\text{H+L}}$.

Pour les sources de neutrons contenant $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ et $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$, les facteurs de conversion du débit de dose absorbée ont été estimés à partir du débit d'équivalent de dose donné dans la réf. [47]. Cette référence donne, au tableau 3.1, une formule pour le débit d'équivalent de dose à partir d'une source isotrope ponctuelle de neutrons ayant une énergie de 2 MeV. Il est égal à l'énergie moyenne des neutrons émis par une source non protégée contenant $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ ou $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$:

$$h_{\text{point}}^n(r) \approx 4.2 \times 10^{-10} \frac{Y_n}{4\pi r^2}, \quad (61)$$

où :

$h_{\text{point}}^n(r)$ est la constante de débit d'équivalent de dose pour une source isotrope ponctuelle de neutrons d'énergie 2 MeV (Sv/(Bq×s)) ;

r est la distance de la source ponctuelle (cm) ; et

Y_n est le rendement neutronique de la source, à savoir le nombre de neutrons émis en 1 s par une source d'activité unitaire d'un radionucléide émetteur alpha (neutrons/(Bq×s)).

La référence [47] donne, au tableau 7.5, des rendements similaires d'environ 6×10^{-5} neutrons/(Bq×s) pour les sources $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ et $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ ²⁰. Pour ce rendement, l'éq. (61) donne un débit d'équivalent de dose d'environ 4×10^{-16} Sv/(Bq×s) pour un rayonnement à fort TLE à 2 cm de la source. Si l'on y ajoute la dose due aux photons de $8,7 \times 10^{-17}$ Gy/(Bq×s) pour un rayonnement à faible TLE émis par désintégration alpha de ^{241}Am (tableau 15), l'équivalent de dose total est d'environ 5×10^{-16} Sv/(Bq×s). La valeur de $DF_{1,\text{I}}^{\text{H+L}}$, facteur de conversion de dose pour l'exposition à une source proche telle que définie dans le scénario I, a été considérée comme égale à cette valeur. On a supposé aussi que le

¹⁹ La contribution du rayonnement à faible TLE à la dose efficace due à ^{252}Cf ne dépasse pas 6 % [46].

²⁰ La même valeur est donnée au tableau 27.

facteur de conversion de dose pour l'exposition à une source à 1 mètre, $DF_{2,II}^H$, valait 1/1 000 de $DF_{1,I}^{H+L}$. Les valeurs de $DF_{1,I}^{L+H}$ et $DF_{2,II}^{L+H}$ pour les émetteurs de neutrons pris en compte par l'approche expert utilisées pour l'évaluation des valeurs D_1 sont données au tableau 13. Ces valeurs sont des estimations approximatives de la dose absorbée en termes d'équivalent de dose pour des neutrons de 2 MeV. Par conséquent, cela reviendra à largement surestimer la dose absorbée et donc le danger de l'exposition externe à ces sources, comme on peut le voir en comparant ces valeurs aux doses calculées selon l'approche risque données au tableau 14.

IV.2.2. Facteurs de dose utilisés dans l'approche risque

Le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR pour une source de neutrons est composé de deux facteurs de conversion de dose partiels correspondant au rayonnement à faible TLE et au rayonnement à fort TLE :

$$AF_{T,S} = AF_{T,S}^L + AF_{T,S}^H, \quad (62)$$

où :

$AF_{T,S}^L$ est le facteur de conversion du débit de dose partiel correspondant aux photons résultant d'une désintégration alpha ou bêta, d'une fission spontanée ou de la réaction (α,n) , et est égal au débit de dose pondérée par l'EBR au tissu T, selon le scénario S, dû à une source de neutrons d'une activité de 1 Bq ((Gy-Eq)/(Bqxs)) ; et

$AF_{T,S}^H$ est le facteur de conversion du débit de dose partiel pour les neutrons et est égal au débit de dose pondérée par l'EBR au tissu T, selon le scénario S, dû à une source de neutrons d'une activité de 1 Bq ((Gy-Eq)/(Bqxs)).

Les valeurs des facteurs de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR utilisées dans l'approche risque pour calculer les valeurs D_1 pour les sources de neutrons (fort TLE) sont données au tableau 14.

Les facteurs de conversion du débit de dose partiel pour les photons résultant d'une désintégration alpha ou bêta, d'une fission spontanée ou de la réaction (α,n) , $AF_{T,S}^L$, ont été calculés à partir des données nucléaires de base concernant l'émission de rayonnements à faible TLE par des sources de neutrons et sont donnés au tableau 27. Les fonctions de réaction à la dose $d_{1,I}^\gamma(E_\gamma)$ et $d_{2,II}^\gamma(E_\gamma)$ qui ont servi à calculer les facteurs de conversion du débit de dose pour les radionucléides émettant un rayonnement à faible TLE étaient les mêmes que ceux utilisés pour l'approche expert et proportionnels à l'énergie des photons pour des photons d'énergie supérieure à 0,1 MeV. L'analyse de ces dépendances basée sur les valeurs de $AF_{1,II}$ et $AF_{7,II}$ calculées pour des radionucléides sources de photons monoénergétiques, tels que ^{109}Cd , ^{169}Yb , ^{57}Co , ^{174}Lu , ^{99m}Tc , ^{203}Hg , ^{135}Xe , ^{51}Cr , ^{115m}In , ^{131}I , ^{87m}Sr , ^{113m}In , ^{198}Au , ^{103}Ru , ^{85}Kr , ^{135m}Xe , ^{74}As , ^{106}Rh , ^{132}Cs , ^{137+}Cs , ^{110}Ag , ^{95}Nb , ^{210}Po , ^{54}Mn , ^{86}Rb , ^{65}Zn , ^{123}Sn , ^{60}Co , ^{41}Ar , ^{40}K et ^{42}K , donne les dépendances ci-après pour les fonctions de réaction à la dose pondérée par l'EBR :

$$dA_{T,S}^\gamma(E_\gamma) \cong \alpha_{T,S}^\gamma \times Y_i^\gamma \times E_\gamma, \quad (63)$$

où :

$dA_{T,S}^\gamma(E_\gamma)$ est la fonction de réaction à la dose pondérée par l'EBR égale à la dose pondérée par l'EBR à l'organe ou au tissu T, irradié par un photon provenant d'une source monoénergétique d'énergie E_γ comme indiqué dans le scénario S ((Gy-Eq)/(Bqxs)) ;

$\alpha_{T,S}^\gamma$ est un facteur d'exposition spécifique de l'organe et du scénario ((Gy-Eq)/MeV) ;

Y_i^γ est le rendement des photons monoénergétiques dans la décroissance nucléaire (photon/(Bq×s)) ; et

E_γ est l'énergie des photons monoénergétiques résultant d'une transformation nucléaire (MeV/photon).

Par conséquent, les facteurs de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR partiels sont égaux à :

$$AF_{T,S}^L = \alpha_{T,S}^\gamma \times \sum_i (Y_i^\gamma E_{\gamma,i}), \quad (64)$$

où :

$AF_{T,S}^L$ est le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR partiel pour les rayonnements à faible TLE résultant d'une fission spontanée ou de la réaction (α,n) et est égal au débit de dose pondérée par l'EBR au tissu T, selon le scénario S, dû à une source de neutrons d'une activité²¹ de 1 Bq ((Gy-Eq)/(Bq×s)) ;

$\sum_i (Y_i^\gamma E_{\gamma,i})$ est le rendement énergétique²¹ des photons provenant de la source de neutrons (MeV/(Bq×s)), donné au tableau 27 ;

$\alpha_{T,S}^\gamma$ est un facteur d'exposition spécifique de l'organe et du scénario égal à :

- a) $\alpha_{I,I}^\gamma = 9.6 \times 10^{-15}$ (Gy-Eq)/MeV pour l'exposition d'un tissu mou à une source proche ; et
- b) $\alpha_{2,II}^\gamma = 1.4 \times 10^{-17}$ (Gy-Eq)/MeV pour l'exposition de la moelle osseuse rouge à une source distante.

Le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR partiel pour la moelle osseuse rouge irradiée par des neutrons provenant d'une fission spontanée ou de la réaction (α,n) selon le scénario II, $AF_{2,II}^H$, a été calculé à partir des données dosimétriques concernant l'irradiation de la moelle osseuse rouge par des neutrons dans une géométrie rotationnelle présentées au tableau A.31 de la réf. [43] :

$$AF_{2,II}^H = \frac{Y^n(S_n)}{4\pi r_{II}^2} RBE_2^H \times \int_0^\infty S_n(E_n) \times d_{FG,ROT}^n(E_n) dE_n, \quad (65)$$

où :

$AF_{2,II}^H$ est le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR pour les neutrons provenant d'une fission spontanée ou de la réaction (α,n) dans la moelle osseuse rouge selon le scénario II ((Gy-Eq)/(Bq×s)) ;

$S_n(E_n)dE_n$ est le spectre neutronique donné comme la probabilité d'émission de neutrons ayant une énergie comprise entre E_n et $E_n + dE_n$ par la source de neutrons ;

$d_{FG,ROT}^n(E_n)$ est la fonction de réaction à la dose absorbée égale à la dose absorbée d'un rayonnement neutronique à la moelle osseuse rouge par unité de fluence des neutrons d'énergie

²¹ L'activité des sources de neutrons considérées est exprimée en nombre de transformations alpha par seconde.

E_n incidents dans une géométrie rotationnelle (ROT) sur l'homme de référence ($Gy \times cm^2$), donné au tableau A.31 de la réf. [43] :

$$a) \quad \int_0^{\infty} S_n(E_n) \times d_{FG,ROT}^n(E_n) dE_n = 4.0 \times 10^{-11} Gy \times cm^2 \text{ pour } ^{252}Cf ; \text{ et}$$

$$b) \quad \int_0^{\infty} S_n(E_n) \times d_{FG,ROT}^n(E_n) dE_n = 4.3 \times 10^{-11} Gy \times cm^2 \text{ pour } ^{241}Am/^9Be.$$

RBE_2^H est l'EBR pour le déclenchement d'effets déterministes graves dans la moelle osseuse rouge causés par l'exposition externe aux neutrons, donnée au tableau 10 ;

$Y^n(S_n)$ est le rendement²¹ d'une source de neutrons (neutron/(Bq×s)), donné au tableau 27 ; et

r_{II} est la distance entre la source de neutrons et le tissu cible (cm), définie dans le scénario II, égale à 100 cm.

Les données concernant les spectres non modifiés de neutrons de la réf. [48] ont été utilisées en tant que $S_n(E_n)$:

- le spectre neutronique résultant de la fission spontanée de ^{252}Cf a été utilisé comme référence pour tous les émetteurs de neutrons résultant d'une fission spontanée ; et
- le spectre neutronique d'une source $^{241}Am/^9Be$ a aussi été utilisé dans le cas d'une source $^{239}Pu/^9Be$.

Le facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR partiel pour les tissus mous irradiés par des neutrons résultant d'une fission spontanée ou de la réaction (α, n) selon le scénario I, $AF_{1,I}^H$, a été calculé à partir de $AF_{2,II}^H$ en tenant compte des géométries d'exposition pour le scénario « poche » (scénario I) et du facteur d'exposition $\alpha_{T,S}^\gamma$ défini pour l'éq. (64) :

$$AF_{1,I}^H = \frac{\alpha_{1,I}^\gamma}{\alpha_{7,II}^\gamma} AF_{2,II}^H \cong 600 AF_{2,II}^H. \quad (66)$$

IV.3. LISTE DES FACTEURS DE CONVERSION DE DOSE EXTERNE

TABLEAU 13. FACTEURS DE CONVERSION DU DÉBIT DE DOSE ABSORBÉE AUX TISSUS MOUS ET À LA MOELLE OSSEUSE ROUGE POUR LES ÉMETTEURS DE RAYONNEMENTS À FORT TLE (NEUTRONS)

Radio-nucléide	Source proche	Source distante
	Tissu mou	Moelle osseuse rouge
	$DF_{1,I}^{L+H \ a,c}$	$DF_{2,II}^{L+H \ b,c}$
	(Gy/(Bq×s))	(Gy/(Bq×s))
Cf-252	3.0 E-14	3.0 E-17
$^{239}Pu/^9Be^c$	5.0 E-16	5.0 E-19

$$^{241}\text{Am}/^9\text{Be}^c \quad 5.0 \text{ E-16} \quad 5.0 \text{ E-19}$$

- ^a Facteur de conversion du débit de dose absorbée au tissu mou selon le scénario « poche ».
^b Débit de dose à la moelle osseuse rouge à une distance de 1 mètre de la source.
^c Les doses dues aux rayonnements à faible et fort TLE ont été prises en compte et additionnées.
^e L'activité indiquée est celle du radionucléide émetteur alpha, par ex. ²³⁹Pu ou ²⁴¹Am.

TABLEAU 14. FACTEURS DE CONVERSION DU DÉBIT DE DOSE PONDÉRÉE PAR L'EBR AUX TISSUS MOUS ET A LA MOELLE OSSEUSE ROUGE POUR LES ÉMETTEURS DE RAYONNEMENTS À FORT TLE (NEUTRONS)

Source de neutrons	Origine des neutrons	Tissu mou			Moelle osseuse rouge		
		AF _{1,I} ^L	AF _{1,I} ^H	AF _{1,I}	AF _{2,II} ^L	AF _{2,II} ^H	AF _{2,II}
		((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))
²⁴⁸ Cm	SF ^a	1.2E-14	1.4E-13	1.5E-13	2.1E-17	2.4E-16	2.6E-16
²⁵⁰ Cf	SF	1.1E-16	1.5E-15	1.6E-15	1.8E-19	2.4E-18	2.6E-18
²⁵² Cf	SF	4.5E-15	6.0E-14	6.4E-14	7.5E-18	1.0E-16	1.1E-16
²⁵⁴ Cf	SF	1.6E-13	2.1E-12	2.3E-12	2.7E-16	3.5E-15	3.8E-15
²³⁹ Pu/ ⁹ Be ^b	(α,n)	9.0E-18	4.0E-17	4.9E-17	1.5E-20	6.7E-20	8.2E-20
²⁴¹ Am/ ⁹ Be ^b	(α,n)	8.9E-17 ^c	5.0E-17	1.4E-16	9.4E-20 ^c	8.4E-20	1.8E-19

^a Fission spontanée.

^b L'activité indiquée est celle du radionucléide émetteur alpha, par ex. ²³⁹Pu ou ²⁴¹Am.

^c Ce radionucléide émet des photons d'une énergie d'environ 60 keV pour lesquels l'éq. (64) ne donne qu'une estimation très approximative en raison d'une importante autoprotection. Par conséquent, la valeur donnée ici est la somme du facteur de conversion de dose pour ²⁴¹Am du tableau 15 (qui ne prend pas en compte l'autoprotection) et du facteur calculé à partir de l'éq. (64) pour les photons résultant de la production de neutrons.

TABLEAU 15. FACTEURS DE CONVERSION DU DÉBIT DE DOSE PONDÉRÉE PAR L'EBR POUR L'EXPOSITION EXTERNE À DES ÉMETTEURS DE RAYONNEMENTS À FAIBLE TLE

Radionucléides ^a	Source proche	Source distante
	Tissu mou	Moelle osseuse rouge
	AF _{I,I} ^b	AF _{2,II} ^c
	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))
H-3	7.6E-27	2.9E-29
Be-7	5.2E-16	8.3E-19
Be-10	2.4E-18	3.6E-21
C-11	1.1E-14	1.8E-17
C-14	1.6E-20	1.8E-23
N-13	1.1E-14	1.8E-17
F-18	1.1E-14	1.8E-17
Na-22	2.2E-14	3.7E-17
Na-24	3.6E-14	6.3E-17
Mg-28	3.0E-14	5.1E-17
Al-26	2.6E-14	4.3E-17
Si-31	5.2E-17	8.2E-20
Si-32 +	5.2E-17	8.3E-20
P-32	5.2E-17	8.3E-20

Radionucléides ^a	Source proche	Source distante
	Tissu mou	Moelle osseuse rouge
	AF _{I,I} ^b	AF _{2,II} ^c
	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))
P-33	9.3E-20	1.2E-22
S-35	1.9E-20	2.1E-23
Cl-36	6.4E-18	9.7E-21
Cl-38	1.4E-14	2.4E-17
Ar-37	0.0E+00	0.0E+00
Ar-39	2.0E-18	3.0E-21
Ar-41	1.3E-14	2.1E-17
K-40	1.5E-15	2.6E-18
K-42	3.1E-15	5.3E-18
K-43	1.0E-14	1.7E-17
Ca-41	0.0E+00	0.0E+00
Ca-45	1.1E-19	1.3E-22
Ca-47 +	1.1E-14	1.9E-17
Sc-44	2.2E-14	3.6E-17
Sc-46	2.0E-14	3.4E-17
Sc-47	9.7E-16	1.4E-18
Sc-48	3.3E-14	5.6E-17
Ti-44 +	2.3E-14	3.7E-17
V-48	2.9E-14	4.9E-17
V-49	0.0E+00	0.0E+00
Cr-51	3.3E-16	5.1E-19
Mn-52	3.4E-14	5.8E-17
Mn-53	0.0E+00	0.0E+00
Mn-54	8.6E-15	1.4E-17
Mn-56	1.6E-14	2.8E-17
Fe-52 +	3.2E-14	5.3E-17
Fe-55	0.0E+00	0.0E+00
Fe-59	1.2E-14	2.0E-17
Fe-60 +	1.1E-14	1.9E-17
Co-55 +	2.0E-14	3.3E-17
Co-56	3.4E-14	5.8E-17
Co-57	9.6E-16	1.4E-18
Co-58	1.0E-14	1.7E-17
Co-58m +	1.0E-14	1.7E-17
Co-60	2.4E-14	4.1E-17
Ni-59	0.0E+00	0.0E+00
Ni-63	2.3E-22	1.2E-25
Ni-65	5.4E-15	9.1E-18
Cu-64	2.0E-15	3.2E-18
Cu-67	1.0E-15	1.6E-18
Zn-65	5.8E-15	9.8E-18
Zn-69	8.3E-18	1.2E-20
Zn-69m+	4.4E-15	7.0E-18
Ga-67	1.4E-15	2.1E-18
Ga-68	1.0E-14	1.7E-17
Ga-72	2.6E-14	4.3E-17
Ge-68 +	1.0E-14	1.7E-17
Ge-71	1.9E-23	4.9E-24

Radionucléides ^a	Source proche	Source distante
	Tissu mou	Moelle osseuse rouge
	AF _{I,I} ^b	AF _{2,II} ^c
	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))
Ge-77 +	1.1E-14	1.8E-17
As-72	1.9E-14	3.1E-17
As-73	1.9E-17	1.8E-20
As-74	8.0E-15	1.3E-17
As-76	4.7E-15	7.7E-18
As-77	9.2E-17	1.4E-19
Se-75	3.7E-15	5.8E-18
Se-79	2.2E-20	2.4E-23
Br-76	2.5E-14	4.2E-17
Br-77	3.3E-15	5.2E-18
Br-82	2.7E-14	4.4E-17
Kr-81	5.6E-17	8.7E-20
Kr-85	2.7E-17	4.3E-20
Kr-85m	1.5E-15	2.2E-18
Kr-87	7.9E-15	1.3E-17
Rb-81	6.4E-15	1.0E-17
Rb-83	5.2E-15	8.4E-18
Rb-84	9.4E-15	1.6E-17
Rb-86	1.0E-15	1.7E-18
Rb-87	2.2E-19	2.9E-22
Sr-82	1.2E-14	1.9E-17
Sr-85	5.3E-15	8.6E-18
Sr-85m +	6.8E-15	1.1E-17
Sr-87m	3.4E-15	5.2E-18
Sr-89	4.3E-17	6.8E-20
Sr-90 +	1.5E-16	2.4E-19
Sr-91 +	1.1E-14	1.8E-17
Sr-92 +	1.6E-14	2.7E-17
Y-87 +	8.1E-15	1.3E-17
Y-88	2.5E-14	4.3E-17
Y-90	1.5E-16	2.4E-19
Y-91	8.2E-17	1.3E-19
Y-91m +	5.7E-15	9.1E-18
Y-92	3.1E-15	5.1E-18
Y-93	1.2E-15	1.9E-18
Zr-88 +	2.9E-14	5.0E-17
Zr-93 +	6.0E-20	4.0E-23
Zr-95 +	1.6E-14	2.6E-17
Zr-97 +	1.6E-14	2.6E-17
Nb-93m	2.8E-19	1.9E-22
Nb-94	1.6E-14	2.7E-17
Nb-95	7.9E-15	1.3E-17
Nb-97	6.9E-15	1.1E-17
Mo-93 +	1.6E-18	1.1E-21
Mo-99 +	2.5E-15	3.9E-18
Tc-95m	7.1E-15	1.1E-17
Tc-96	2.6E-14	4.2E-17
Tc-96m +	2.6E-14	4.2E-17
Tc-97	2.3E-18	1.3E-21

Radionucléides ^a	Source proche	Source distante
	Tissu mou	Moelle osseuse rouge
	AF _{I,I} ^b	AF _{2,II} ^c
	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))
Tc-97m	4.6E-18	4.2E-21
Tc-98	1.5E-14	2.4E-17
Tc-99	2.1E-19	2.8E-22
Tc-99m	1.1E-15	1.6E-18
Ru-97	2.2E-15	3.4E-18
Ru-103 +	5.0E-15	7.9E-18
Ru-105 +	9.0E-15	1.4E-17
Ru-106 +	2.6E-15	4.3E-18
Rh-99	5.9E-15	9.4E-18
Rh-101	2.3E-15	3.6E-18
Rh-102	2.2E-14	3.6E-17
Rh-102m	6.0E-15	9.7E-18
Rh-103m	7.5E-19	3.4E-22
Rh-105	8.0E-16	1.2E-18
Pd-103 +	8.0E-18	4.8E-21
Pd-107	3.9E-24	2.3E-27
Pd-109	4.3E-17	5.8E-20
Ag-105	5.2E-15	8.3E-18
Ag-108m	1.7E-14	2.8E-17
Ag-110m	2.8E-14	4.7E-17
Ag-111	2.8E-16	4.4E-19
Cd-109	3.4E-17	3.3E-20
Cd-113m	1.6E-18	2.3E-21
Cd-115 +	4.0E-15	6.4E-18
Cd-115m	2.7E-16	4.4E-19
In-111	3.7E-15	5.7E-18
In-113m	2.7E-15	4.1E-18
In-114m	9.1E-16	1.4E-18
In-115m	1.6E-15	2.4E-18
Sn-113 +	2.7E-15	4.2E-18
Sn-117m	1.3E-15	1.9E-18
Sn-119m	9.4E-18	3.9E-21
Sn-121m +	5.9E-18	3.0E-21
Sn-123	1.0E-16	1.7E-19
Sn-125	7.3E-15	1.2E-17
Sn-126 +	2.1E-14	3.3E-17
Sb-122	4.7E-15	7.6E-18
Sb-124	1.8E-14	3.0E-17
Sb-125 +	4.4E-15	7.0E-18
Sb-126	3.0E-14	4.8E-17
Te-121	5.9E-15	9.4E-18
Te-121m +	7.2E-15	1.1E-17
Te-123m	1.2E-15	1.8E-18
Te-125m	4.3E-17	2.1E-20
Te-127	5.4E-17	8.4E-20
Te-127m +	6.7E-17	9.1E-20
Te-129	6.1E-16	9.8E-19
Te-129m +	7.2E-16	1.1E-18

Radionucléides ^a	Source proche	Source distante
	Tissu mou	Moelle osseuse
	AF _{I,I} ^b	AF _{2,II} ^c
	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))
Te-131m +	1.9E-14	3.1E-17
Te-132 +	2.6E-14	4.2E-17
I-123	1.4E-15	2.1E-18
I-124	1.1E-14	1.8E-17
I-125	4.9E-17	2.1E-20
I-126	4.7E-15	7.4E-18
I-129	3.5E-17	1.7E-20
I-131	4.0E-15	6.2E-18
I-132	2.3E-14	3.9E-17
I-133	6.6E-15	1.1E-17
I-134	2.7E-14	4.4E-17
I-135	1.8E-14	3.1E-17
Xe-122	1.1E-14	1.7E-17
Xe-123 +	7.4E-15	1.2E-17
Xe-127	2.5E-15	3.8E-18
Xe-131m	5.1E-17	5.3E-20
Xe-133	2.0E-16	2.4E-19
Xe-135	2.5E-15	3.9E-18
Cs-129	2.6E-15	4.1E-18
Cs-131	3.1E-17	1.3E-20
Cs-132	7.2E-15	1.1E-17
Cs-134	1.6E-14	2.7E-17
Cs-134m +	1.6E-14	2.6E-17
Cs-135	5.2E-20	6.4E-23
Cs-136	2.2E-14	3.6E-17
Cs-137 +	5.9E-15	9.6E-18
Ba-131 +	4.4E-15	6.9E-18
Ba-133	3.7E-15	5.7E-18
Ba-133m	2.3E-15	3.4E-18
Ba-140 +	2.4E-14	4.1E-17
La-137	3.8E-17	1.9E-20
La-140	2.2E-14	3.8E-17
Ce-139	1.2E-15	1.8E-18
Ce-141	6.1E-16	9.2E-19
Ce-143 +	2.7E-15	4.2E-18
Ce-144 +	7.6E-16	1.2E-18
Pr-142	6.6E-16	1.1E-18
Pr-143	8.2E-18	1.2E-20
Nd-147 +	1.2E-15	1.9E-18
Nd-149 +	3.9E-15	6.0E-18
Pm-143	3.0E-15	4.9E-18
Pm-144	1.6E-14	2.6E-17
Pm-145	6.8E-17	4.8E-20
Pm-147	8.5E-20	1.1E-22
Pm-148m	2.1E-14	3.4E-17
Pm-149	1.2E-16	1.9E-19
Pm-151	3.2E-15	5.0E-18
Sm-145 +	1.7E-16	1.2E-19
Sm-147	0.0E+00	0.0E+00

Radionucléides ^a	Source proche	Source distante
	Tissu mou	Moelle osseuse rouge
	AF _{I,I} ^b	AF _{2,II} ^c
	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))
Sm-151	3.6E-21	1.7E-24
Sm-153	3.1E-16	4.0E-19
Eu-147	4.6E-15	7.4E-18
Eu-148	2.2E-14	3.7E-17
Eu-149	3.9E-16	5.4E-19
Eu-150b	4.6E-16	7.3E-19
Eu-150a	1.5E-14	2.4E-17
Eu-152	1.1E-14	1.9E-17
Eu-152m	2.9E-15	4.8E-18
Eu-154	1.2E-14	2.0E-17
Eu-155	3.5E-16	4.8E-19
Eu-156	1.3E-14	2.1E-17
Gd-146 +	2.7E-14	4.3E-17
Gd-148	0.0E+00	0.0E+00
Gd-153	4.9E-16	6.0E-19
Gd-159	4.5E-16	6.8E-19
Tb-157	6.4E-18	4.7E-21
Tb-158	7.7E-15	1.3E-17
Tb-160	1.1E-14	1.9E-17
Dy-159	1.2E-16	9.3E-20
Dy-165	2.4E-16	3.8E-19
Dy-166 +	4.7E-16	6.8E-19
Ho-166	2.9E-16	4.7E-19
Ho-166m	1.8E-14	2.9E-17
Er-169	2.8E-19	3.9E-22
Er-171	3.7E-15	5.7E-18
Tm-167	1.1E-15	1.6E-18
Tm-170	3.4E-17	4.3E-20
Tm-171	2.2E-18	2.2E-21
Yb-169	2.1E-15	3.0E-18
Yb-175	3.9E-16	6.1E-19
Lu-172	1.8E-14	3.1E-17
Lu-173	8.0E-16	1.1E-18
Lu-174	9.1E-16	1.4E-18
Lu-174m +	1.1E-15	1.6E-18
Lu-177	3.0E-16	4.6E-19
Hf-172 +	1.9E-14	3.1E-17
Hf-175	3.5E-15	5.3E-18
Hf-181	5.6E-15	8.8E-18
Hf-182 +	1.4E-14	2.3E-17
Ta-178a	9.7E-15	1.4E-17
Ta-179	1.1E-16	1.2E-19
Ta-182	1.2E-14	2.1E-17
W-178	7.7E-16	1.1E-18
W-181	1.5E-16	1.6E-19
W-185	9.5E-19	1.3E-21
W-187	4.8E-15	7.8E-18
W-188 +	6.5E-16	1.0E-18

Radionucléides ^a	Source proche	Source distante
	Tissu mou	Moelle osseuse rouge
	AF _{I,I} ^b	AF _{2,II} ^c
	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))
Re-184	8.7E-15	1.4E-17
Re-184m +	1.0E-14	1.7E-17
Re-186	1.6E-16	2.2E-19
Re-187	0.0E+00	0.0E+00
Re-188	6.4E-16	1.0E-18
Re-189	6.3E-16	9.7E-19
Os-185	7.2E-15	1.1E-17
Os-191	4.6E-16	6.3E-19
Os-191m +	5.0E-16	6.7E-19
Os-193	6.9E-16	1.1E-18
Os-194 +	1.0E-15	1.7E-18
Ir-189	4.7E-16	6.3E-19
Ir-190	1.5E-14	2.3E-17
Ir-192	8.5E-15	1.3E-17
Ir-194	1.0E-15	1.7E-18
Pt-188 +	1.6E-14	2.7E-17
Pt-191	2.5E-15	3.8E-18
Pt-193	1.8E-21	2.3E-23
Pt-193m	5.0E-17	6.1E-20
Pt-195m	3.7E-16	4.7E-19
Pt-197	1.6E-16	2.2E-19
Pt-197m+	7.8E-16	1.1E-18
Au-193	1.2E-15	1.7E-18
Au-194	1.0E-14	1.7E-17
Au-195	4.0E-16	5.1E-19
Au-198	4.3E-15	6.7E-18
Au-199	7.5E-16	1.1E-18
Hg-194 +	1.0E-14	1.7E-17
Hg-195m +	3.2E-15	4.9E-18
Hg-197	3.3E-16	4.2E-19
Hg-197m +	9.8E-16	1.3E-18
Hg-203	2.4E-15	3.7E-18
Tl-200	1.3E-14	2.1E-17
Tl-201	5.3E-16	7.2E-19
Tl-202	4.6E-15	7.2E-18
Tl-204	9.4E-18	1.3E-20
Pb-201 +	7.9E-15	1.2E-17
Pb-202 +	4.6E-15	7.1E-18
Pb-203	2.8E-15	4.3E-18
Pb-205	2.6E-21	3.0E-23
Pb-210 +	1.8E-17	2.4E-20
Pb-212 +	1.4E-14	2.3E-17
Bi-205	1.6E-14	2.7E-17
Bi-206	3.3E-14	5.3E-17
Bi-207	1.5E-14	2.6E-17
Bi-210 +	1.3E-17	2.0E-20
Bi-210m	2.6E-15	4.0E-18
Bi-212 +	1.3E-14	2.2E-17
Po-210	8.8E-20	1.4E-22

Radionucléides ^a	Source proche	Source distante
	Tissu mou	Moelle osseuse rouge
	AF _{I,I} ^b	AF _{2,II} ^c
	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))
At-211	1.3E-15	2.1E-18
Rn-222	1.7E-14	2.9E-17
Ra-223 +	2.8E-15	4.3E-18
Ra-224 +	1.4E-14	2.4E-17
Ra-225 +	2.3E-15	3.6E-18
Ra-226	1.7E-14	2.9E-17
Ra-228 +	2.1E-14	3.6E-17
Ac-225	2.2E-15	3.6E-18
Ac-227 +	3.7E-15	5.8E-18
Ac-228	2.3E-14	3.9E-17
Th-227 +	3.8E-15	5.8E-18
Th-228 +	1.4E-14	2.4E-17
Th-229 +	2.9E-15	4.4E-18
Th-230 +	2.3E-18	3.1E-21
Th-231	7.1E-17	9.4E-20
Th-232 +	7.7E-15	1.3E-17
Th-234 +	2.8E-16	4.4E-19
Pa-230 +	6.4E-15	1.0E-17
Pa-231 +	8.9E-16	1.3E-18
Pa-233	1.9E-15	2.9E-18
U-230 +	1.8E-16	2.8E-19
U-232 +	1.0E-14	1.8E-17
U-233	2.7E-18	3.9E-21
U-234 +	8.2E-19	9.8E-22
U-235 +	1.5E-15	2.2E-18
U-236	4.5E-19	4.9E-22
U-238 +	2.8E-16	4.4E-19
Np-235	6.5E-18	8.4E-21
Np-236b +	4.1E-16	6.2E-19
Np-236a	8.8E-16	1.3E-18
Np-237 +	2.0E-15	3.1E-18
Np-239	1.4E-15	2.1E-18
Pu-236	5.8E-16	9.9E-19
Pu-237	3.1E-16	4.4E-19
Pu-238	3.7E-19	3.0E-22
Pu-239	5.9E-19	7.9E-22
Pu-240	3.6E-19	2.9E-22
Pu-241 +	1.1E-20	1.7E-23
Pu-242	3.1E-19	2.6E-22
Pu-244 +	3.5E-15	5.7E-18
Am-241	8.7E-17	9.1E-20
Am-242m +	1.0E-16	1.4E-19
Am-243 +	1.7E-15	2.6E-18
Am-244	8.1E-15	1.3E-17
Cm-240	5.2E-16	8.9E-19
Cm-241 +	4.8E-15	7.6E-18
Cm-242	4.7E-19	3.3E-22
Cm-243	1.1E-15	1.7E-18

Radionucléides ^a	Source proche	Source distante
	Tissu mou	Moelle osseuse rouge
	AF _{I,I} ^b	AF _{2,II} ^c
	((Gy-Eq)/ (Bq×s))	((Gy-Eq)/ (Bq×s))
Cm-244	3.5E-19	2.0E-22
Cm-245	6.5E-16	9.6E-19
Cm-246	3.2E-19	1.9E-22
Cm-247	3.4E-15	5.3E-18
Bk-247	8.2E-16	1.2E-18
Bk-249	5.9E-17	9.2E-20
Cf-248 +	4.7E-19	2.4E-22
Cf-249	3.4E-15	5.3E-18
Cf-251	1.0E-15	1.6E-18
Cf-253	6.1E-17	9.6E-20

^a La croissance interne due aux descendants radioactifs a été prise en compte pour le calcul des facteurs de dose pour tous les radionucléides comme indiqué à l'appendice VIII. Un « + » signale les radionucléides pour lesquels les descendants étaient des sources importantes de dose pour les scénarios considérés.

^b Facteur de conversion du débit de dose pondérée par l'EBR au tissu mou selon le scénario « poche ».

^c Débit de dose pondérée par l'EBR à la moelle osseuse rouge à une distance de 1 m de la source.

APPENDICE V

FACTEURS DE CONVERSION DE DOSE PAR INHALATION, PAR IMMERSION ET À LA PEAU UTILISÉS DANS L'APPROCHE EXPERT

Les facteurs de conversion de dose utilisés pour calculer les valeurs $^E D_2$ prenaient en compte l'inhalation, la contamination de la peau et l'immersion.

V.1. INHALATION

On a supposé que l'inhalation de matières radioactives dispersées était une voie d'exposition majeure pour le calcul des valeurs $^E D_2$. Les détails des propriétés chimiques et physiques des matières radioactives, ainsi que le scénario « inhalation » (scénario IIIIE) sont décrits à l'appendice II. Les valeurs des facteurs de conversion de dose utilisés dans le calcul des valeurs $^E D_2$ figurent aux tableaux 16 et 17. Sauf indication contraire, les facteurs de dose pour la moelle osseuse rouge et le tractus respiratoire étaient basés sur le débit de dose absorbée au « poumon » donné dans la réf. [49]. Cette base de données contient les facteurs de dose pour les trois types d'absorption pulmonaire des particules définis dans le modèle de tractus respiratoire de la CIPR [11, 16] (c.-à-d. F, M et S) en supposant un DAMA de 1 micron. D'autres formes physiques (par ex. gaz et vapeur) ont aussi été prises en compte. Il convient de noter que la « dose au poumon » donnée dans la réf. [49] est la somme pondérée de la dose absorbée aux différents tissus de la région thoracique du tractus respiratoire. Elle est analogue à la dose efficace et reflète l'exposition interne non uniforme des tissus du tractus respiratoire. Ces tissus ont des radiosensibilités différentes pour ce qui est du déclenchement des effets stochastiques sur la santé. C'est pourquoi, pour éviter toute confusion, l'expression « région thoracique » est utilisée pour désigner l'organe critique censé être affecté par une lésion grave dans l'approche expert. Comme indiqué dans la réf. [15], il aurait été plus approprié d'utiliser la dose à la région alvéolaire du tractus respiratoire pour l'évaluation de la pneumonite, comme cela a été fait dans l'approche risque.

Les facteurs de dose pour les matières contenant le même radionucléide, mais ayant différents types d'absorption pulmonaire sont différents. Dans l'approche expert pour la moelle osseuse rouge et le tractus respiratoire, on a utilisé le facteur de dose pour le type ou la forme d'absorption qui donnait la dose engagée à l'organe la plus élevée. Pour chaque radionucléide, le tableau 17 contient les valeurs du facteur de conversion de dose maximal pour un organe ou tissu donné. Les types de matières pris en compte pour l'évaluation des valeurs $^E D_2$ du scénario IIIIE proviennent du tableau II-VIII de la réf. [11]. Les facteurs de conversion et les paramètres de scénario utilisés concernent l'exposition de l'adulte de référence en ce qui concerne le public. L'utilisation de facteurs de conversion pour d'autres groupes d'âge entraînerait une surestimation de la dose engagée. Les valeurs de la dose engagée sur 365 jours due à un rayonnement à fort TLE à la région thoracique du tractus respiratoire ont été estimés en multipliant la dose absorbée engagée sur 30 jours de la réf. [49] par quatre, sur la base d'un jugement d'expert. Le facteur de conversion de dose pour ^{252}Cf n'était pas donné dans [49]. Il a donc été estimé en multipliant le facteur de conversion de dose pour ^{241}Am par le rapport entre la dose efficace pour ^{252}Cf et la dose efficace pour ^{241}Am pris dans [11]. Ce rapport est d'environ 0,5.

Pour l'exposition de la thyroïde après inhalation, on a utilisé les facteurs de dose absorbée donnés dans la réf. [28]. Ces facteurs ont trait à un engagement sur la durée de vie, mais compte tenu des périodes biologiques et physiques des radionucléides qui entraînent une dose importante à la thyroïde (isotopes de I et Te), ils concernaient en fait une durée d'engagement nettement inférieure à 365 jours ; cependant, on a retenu une durée d'engagement (Δ) de 365 jours.

V.2. CONTAMINATION DE LA PEAU

Les facteurs de conversion de dose de la réf. [35] ont été utilisés dans l'approche expert pour estimer l'exposition de la peau par contact suite à une contamination superficielle. Ces facteurs de dose

concernent la couche basale de la peau à une profondeur de 70 µm (7 mg/cm²). Toutefois, les effets déterministes à long terme résultant d'une exposition de la peau se produisent principalement à une profondeur de 300 à 500 µm [17, 18]. Par conséquent, les calculs basés sur les facteurs de dose de la réf. [35] devraient sous-estimer l'occurrence d'effets déterministes graves sur la santé. Les facteurs de conversion de dose utilisés dans l'approche expert pour l'évaluation de l'exposition par contact de la peau sont donnés au tableau 16.

TABLEAU 16. FACTEURS DE CONVERSION DE DOSE ABSORBEE ENGAGEE PAR INHALATION ET DE DOSE ABSORBEE PAR CONTAMINATION

Radionucléide ^a	Inhalation			Contamination
	Moelle osseuse rouge	Tractus respiratoire Faible TLE	Tractus respiratoire Fort TLE	Membrane basale de la peau
	DF _{2,III} ^{L+H} (Δ) ^b	DF _{3E,III} ^L (Δ) ^c	DF _{3E,III} ^{HS} (Δ) ^d	DF _{6E,V} ^L ^e
	(Gy/Bq)	(Gy/Bq)	(Gy/Bq)	(Gy/(Bq×s/cm²))
H-3	2.2E-12	5.4E-12	NG ^f	0.0E+00
C-14	6.5E-12	1.1E-09	NG	8.8E-11
P-32	2.5E-10	3.6E-09	NG	4.7E-10
S-35	1.7E-11	1.1E-09	NG	9.4E-11
Cl-36	3.5E-11	2.8E-09	NG	4.4E-10
Cr-51	2.2E-12	1.1E-11	NG	2.8E-13
Fe-55	1.3E-11	5.6E-12	NG	2.8E-13
Co-57	7.4E-12	1.6E-10	NG	2.1E-11
Co-60	1.3E-10	2.4E-09	NG	2.9E-10
Ni-63	2.8E-12	1.1E-09	NG	2.8E-13
Zn-65	3.6E-11	1.5E-10	NG	6.7E-12
Ge-68	9.4E-11	3.4E-08	NG	4.2E-10
Se-75	2.4E-11	2.9E-10	NG	2.8E-11
Sr-89	2.5E-10	3.4E-09	NG	4.6E-10
Sr-90+	1.8E-10	() ^g	NG	8.8E-10
Y-90	3.4E-10	3.5E-09	NG	4.7E-10
Y-91	2.9E-10	3.5E-09	NG	4.6E-10
Zr-95+	1.2E-10	2.3E-09	NG	3.3E-10
Nb-95	5.9E-11	1.1E-09	NG	4.0E-10
Nb-95m+	6.0E-11	2.0E-09	NG	ND ^h
Mo-99+	7.7E-11	2.7E-09	NG	5.1E-10
Tc-99m	1.7E-12	8.4E-11	NG	6.5E-11
Ru-103+	9.0E-11	2.0E-09	NG	1.8E-10
Ru-106+	2.9E-10	5.7E-09	NG	4.9E-10
Pd-103+	4.9E-13	4.5E-10	NG	2.8E-13
Cd-109	5.2E-12	2.1E-09	NG	1.4E-10
Te-132+	3.3E-10	4.4E-09	NG	6.6E-10
I-125	2.9E-12	1.0E-10	NG	2.8E-13
I-129	5.2E-12	1.2E-09	NG	ND
I-131	3.3E-11	2.4E-09	NG	4.0E-10
Cs-134	1.1E-10	2.3E-09	NG	3.0E-10
Cs-137+	6.5E-11	2.9E-09	NG	4.4E-10
Ba-133	5.4E-11	8.9E-10	NG	2.7E-11
Ce-141	5.7E-11	2.9E-09	NG	4.8E-10
Ce-144+	3.4E-10	7.4E-09	NG	7.3E-10
Pm-147	2.7E-11	1.4E-09	NG	1.6E-10
Eu-152	1.4E-10	1.9E-09	NG	2.1E-10
Eu-154	2.0E-10	4.0E-09	NG	5.0E-10

Radionucléide ^a	Inhalation			Contamination
	Moelle osseuse rouge	Tractus respiratoire Faible TLE	Tractus respiratoire Fort TLE	Membrane basale de la peau
	$DF_{2,III}^{L+H}(\Delta)$ ^b	$DF_{3E,III}^L(\Delta)$ ^c	$DF_{3E,III}^{HS}(\Delta)$ ^d	$DF_{6E,V}^L$ ^e
	(Gy/Bq)	(Gy/Bq)	(Gy/Bq)	(Gy/(Bq×s/cm ²))
Gd-153	2.9E-11	7.9E-10	NG	3.1E-11
Tm-170	2.0E-10	3.2E-09	NG	4.5E-10
Yb-169	8.6E-11	2.3E-09	NG	2.7E-10
Re-188	3.4E-11	2.3E-09	NG	5.2E-10
Ir-192	5.9E-11	3.0E-09	NG	4.5E-10
Au-198	3.7E-11	2.4E-09	NG	4.6E-10
Hg-203	3.3E-11	2.8E-08	NG	2.5E-10
Po-210	2.1E-09	NG	3.9E-06	2.8E-13
Ra-226+	3.9E-09	NG	3.8E-06	1.0E-09
Th-230	2.3E-09	NG	3.4E-06	ND
Th-232	2.0E-09	NG	2.5E-06	ND
U-232	9.2E-10	NG	4.4E-06	1.5E-12
U-234	8.2E-10	NG	3.2E-06	ND
U-235+	2.8E-09	NG	3.2E-06	ND
U-237	3.8E-11	3.6E-09	NG	ND
U-238	7.3E-10	NG	2.8E-06	ND
U naturel	ND	NG	2.8E-06	ND
U appauvri	ND	NG	2.8E-06	ND
U enrichi	ND	NG	3.2E-06	ND
Np-237+	1.8E-09	NG	3.5E-06	ND
Pu-238	1.7E-09	NG	4.4E-06	2.8E-13
Pu-239	1.6E-09	NG	3.9E-06	ND
Pu-240	1.6E-09	NG	3.9E-06	ND
Pu-241+	2.1E-11	NG	8.9 E-08	2.8E-13
Pu-242	1.5E-09	NG	3.6E-06	ND
Am-241	1.6E-09	NG	4.4E-06	7.4E-13
Cm-242	1.7E-09	NG	5.2E-06	2.8E-13
Cm-244	1.7E-09	NG	4.8E-06	2.8E-13
Cf-252	ND	2.3E-10	2.2E-06 ^j	ND

^a La croissance interne due aux descendants radioactifs a été prise en compte avant l'incorporation pour le calcul des facteurs de dose pour tous les radionucléides comme indiqué à l'appendice VIII. Un « + » signale les radionucléides pour lesquels les descendants étaient des sources importantes de dose pour les scénarios considérés.

^b Facteur de conversion de dose absorbée engagée sur 2 jours au tissu 2 (moelle osseuse rouge) due à l'inhalation de 1 Bq d'un radionucléide émettant une combinaison quelconque de rayonnements à faible et fort TLE selon la réf. [49].

^c Facteur de conversion de dose absorbée engagée sur 2 jours au tissu 3E (région thoracique du tractus respiratoire) due à l'inhalation de 1 Bq d'un radionucléide émettant un rayonnement à faible TLE selon la réf. [49].

^d Facteur de conversion de dose absorbée engagée sur 365 jours au tissu 3E (région thoracique du tractus respiratoire) due à l'inhalation de 1 Bq d'un aérosol de type S d'un radionucléide émettant un rayonnement à fort TLE. La dose engagée sur 365 jours a été supposée égale à 4 fois la dose engagée sur 30 jours de la réf. [49].

^e Facteur de conversion du débit de dose absorbée au tissu 6E (membrane basale de la peau) due à l'activité superficielle d'un radionucléide émettant un rayonnement à faible TLE.

^f « NG » signifie « négligeable ».

^g Pour le cas spécial du composé insoluble ⁹⁰SrTiO₃, comme indiqué à l'appendice I, on a utilisé le facteur de conversion de dose absorbée engagée sur 365 jours au tissu 3E (région thoracique du tractus respiratoire) $DF_{3E,III}^{LS}(\Delta)$, qui est 3.7E-07 Gy/Bq.

^h « ND » signifie « non disponible ».

ⁱ Le facteur de conversion de dose pour ^{252}Cf a été estimé en multipliant le facteur de conversion de dose pour ^{241}Am par le rapport entre la dose efficace pour ^{252}Cf et la dose efficace pour ^{241}Am pris dans [11]. Ce rapport est de 0,5.

TABLEAU 17. FACTEURS DE CONVERSION DE DOSE ABSORBÉE ENGAGÉE À LA THYROÏDE PAR INHALATION

Radionucléide ^a	Thyroïde
	$\text{DF}_{5,\text{III}}^{\text{L}}(\Delta)$ ^b
	(Gy/Bq)
Te-132+	5.8E-08
I-125	2.2E-07
I-129	1.6E-06
I-131	2.9E-07

^a Pour tous les autres radionucléides pris en compte dans l'approche expert, la dose à la thyroïde est négligeable.

^b Facteur de conversion de la dose absorbée engagée sur 365 jours au tissu 5 (thyroïde) due à l'incorporation de 1 Bq d'un radionucléide thyroïdophile émettant un rayonnement à faible TLE. Cela est considéré comme égal à la dose engagée sur la vie entière de la réf. [28].

V.3. IMMERSION

On a utilisé les facteurs de conversion de dose de la réf. [40] dans l'approche expert. On a supposé une immersion dans un panache semi-infini d'un gaz rare radioactif, ce qui surestimerait l'immersion dans une pièce de 300 m³ du scénario VI. Dans l'approche expert, seul ^{85}Kr a été pris en compte comme source d'immersion. Ce radionucléide émettant un rayonnement à faible TLE, le facteur de conversion du débit de dose absorbée $\text{DF}_{2,\text{VI}}^{\text{L}}$ correspondant a été pris comme numériquement égal au facteur de conversion de la dose pondérée par l'EBR $\text{AF}_{2,\text{VI}}$ donné pour ^{85}Kr dans le tableau 20.

APPENDICE VI

FACTEURS DE CONVERSION DE DOSE PAR INHALATION, PAR INGESTION, PAR IMMERSION ET À LA PEAU UTILISÉS DANS L'APPROCHE RISQUE

Les facteurs de conversion de dose utilisés pour calculer les valeurs $^R D_2$ prenaient en compte l'inhalation, l'ingestion, la contamination de la peau et l'immersion. Ils figurent aux tableaux 18, 19 et 20.

VI.1. INHALATION ET INGESTION

La base de données dosimétriques du Laboratoire national d'Oak Ridge [49] a été une importante source de données pour le calcul des facteurs de conversion de dose pour l'inhalation et l'ingestion de matières radioactives dispersées. Celle de la CIPR [50] a constitué une autre source de données dosimétriques pour le calcul des valeurs $^R D_2$. Les données de cette source ont été utilisées pour les radionucléides ne figurant pas dans la base du Laboratoire national d'Oak Ridge. Dans les tableaux 18 et 19, ces données sont signalées par un astérisque (*). Les facteurs de conversion et les paramètres de scénario concernent l'exposition de l'homme de référence adulte (public). L'utilisation de ces facteurs pour d'autres groupes d'âge entraînerait une surestimation de la dose engagée. La contribution du facteur de dose correspondant aux descendants présents dans l'air respiré a été prise en compte comme indiqué à l'appendice VIII. Si cette contribution dépassait de plusieurs points de pourcentage celle du précurseur, cela est indiqué par un « + » dans les tableaux.

Dans l'approche risque, on a utilisé une dose pondérée par l'EBR engagée suite à l'exposition interne d'un organe ou tissu R par une voie d'exposition S (scénario exposition), $AF_{T,S}(\Delta)$, pour caractériser l'incorporation du radionucléide. Cette grandeur est définie par l'éq. (4). Pour l'inhalation ou l'ingestion, la CIPR répartit les matières radioactives selon plusieurs types²² [11, 16]. Les facteurs de dose pour les matières contenant le même radionucléide, mais relevant de différents types sont différents. Pour chaque radionucléide, les tableaux contiennent les facteurs de conversion de dose maximaux pour un organe ou tissu donné. Les types de matières pris en compte pour le calcul des valeurs $^R D_2$ dans le scénario IIIR et le scénario IV ont été pris des tableaux II-V, II-IX et II-IV de la réf. [11]. Les facteurs de conversion de dose engagée suivants ont été utilisés :

- a) $AF_{2,IIIR}(\Delta)$ est le facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 2 (moelle osseuse rouge) reçue selon le scénario IIIR à la suite d'une incorporation par inhalation de 1 Bq d'un radionucléide (Gy-Eq)/Bq ;
- b) $AF_{3R,IIIR}(\Delta)$ est le facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 3R (région alvéolo-interstitielle du tractus respiratoire) reçue selon le scénario IIIR à la suite d'une incorporation par inhalation de 1 Bq d'un radionucléide (Gy-Eq)/Bq ;
- c) $AF_{4,IIIR}(\Delta)$ est le facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 4 (côlon)²³ reçue selon le scénario IIIR à la suite d'une incorporation par inhalation de 1 Bq d'un radionucléide (Gy-Eq)/Bq ;
- d) $AF_{5,IIIR}(\Delta)$ est le facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 365 jours au tissu 5 (thyroïde) reçue selon le scénario IIIR à la suite d'une incorporation par inhalation de 1 Bq d'un radionucléide (Gy-Eq)/Bq ;

²² On a besoin de types d'ingestion car les facteurs d'absorption dans l'intestin varient.

²³ La dose au côlon a été calculée en tant que dose moyenne sur la masse du gros intestin conformément à la recommandation de la CIPR dans la réf. [20].

- e) $AF_{2,IV}(\Delta)$ est le facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 2 (moelle osseuse rouge) reçue selon le scénario IV à la suite d'une incorporation par ingestion de 1 Bq d'un radionucléide (Gy-Eq)/Bq ;
- f) $AF_{4,IV}(\Delta)$ est le facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 4 (côlon)²³ reçue selon le scénario IV à la suite d'une incorporation par ingestion de 1 Bq d'un radionucléide (Gy-Eq)/Bq ; et
- g) $AF_{5,IV}(\Delta)$ est le facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 365 jours au tissu 5 (thyroïde) reçue selon le scénario IV à la suite d'une incorporation par ingestion de 1 Bq d'un radionucléide (Gy-Eq)/Bq.

Pour l'inhalation et l'ingestion, le supplément à la base de données dosimétriques du Laboratoire national d'Oak Ridge [49] et les données dosimétriques de la réf. [51] donnent les valeurs des débits de dose des rayonnements à faible et fort TLE pour 29 organes ou tissus d'êtres humains de différents âges (personnes de référence dans six groupes d'âge). Pour l'inhalation, on ne dispose que de données pour les aérosols d'un DAMA de 1 μ m. Pour chaque organe ou tissu, les débits de dose absorbée sont pour 128 repères temporels, de zéro à 27 500 jours après l'incorporation. En utilisant ces bases de données pour calculer les facteurs de conversion de dose engagée, la valeur de $AF_{T,S}(\Delta)$ a été calculée par intégration numérique du débit de dose absorbée :

$$AF_{T,S}(\Delta) = \int_0^{\Delta} \left[RBE_T^L \times \dot{d}_{T,S}^L(t) + RBE_T^H \times \dot{d}_{T,S}^H(t) \right] dt, \quad (67)$$

où :

$\dot{d}_{T,S}^L(t)$ et $\dot{d}_{T,S}^H(t)$ sont les débits de dose absorbée à un organe ou tissu T après incorporation de 1 Bq du radionucléide affecté à la voie d'exposition S (Gy/(Bq×s)), donnés dans les réf. [49, 51] ;

RBE_T^L et RBE_T^H sont les coefficients d'efficacité biologique relative pour les rayonnements à faible et fort TLE pour le déclenchement d'effets déterministes graves dans l'organe ou le tissu T ((Gy-Eq)/Gy), donnés au tableau 10 ; et

Δ est un plafond pour le temps d'intégration (d), donné au tableau 10.

La base de données dosimétriques de la CIPR [50] contient les valeurs des facteurs de conversion de dose $HF_{T,S}(\Delta)$ égaux à la dose pondérée selon le rayonnement engagée en fonction du temps (Δ) après une seule incorporation par ingestion ou inhalation de 1 Bq d'un radionucléide par des personnes du public (personnes de référence dans six groupes d'âge) et des travailleurs. Pour les radionucléides n'émettant que des rayonnements à faible TLE, les valeurs de $HF_{T,S}(\Delta)$ (Sv), et de $AF_{T,S}(\Delta)$ (Gy-Eq) sont numériquement égales et données par :

$$AF_{T,S}(\Delta) = \frac{RBE_T^L}{w_L} HF_{T,S}(\Delta), \quad (68)$$

où :

RBE_T^L est l'EBR pour un rayonnement à faible TLE ((Gy-Eq)/Gy), donnée au tableau 10 ; et

w_L est le facteur de pondération radiologique pour un rayonnement à faible TLE égal à 1 Sv/Gy [20].

Pour la plupart des radionucléides émetteurs alpha et des radionucléides ayant une forte probabilité de fission spontanée (dont la liste est donnée au tableau 27), les rayonnements à fort TLE sont les principaux contributeurs à la dose absorbée à l'organe ou au tissu critique [15]. Dans ce cas particulier :

$$AF_{T,S}(\Delta) = \frac{RBE_T^H}{w_H} HF_{T,S}(\Delta), \quad (69)$$

où :

RBE_T^H est l'EBR spécifique de l'effet pour un rayonnement à fort TLE ((Gy-Eq)/Gy), donnée au tableau 10 ; et

w_H est le facteur de pondération radiologique pour un rayonnement à fort TLE égal à 20 Sv/Gy pour les particules alpha, selon la définition de la CIPR [20], et égal à 12 Sv/Gy pour les spectres neutroniques d'intérêt.

Les équations (68) et (69) sont valables pour tous les radionucléides de $Z < 80$ et la plupart des radionucléides de $Z > 81$ énumérés au tableau 1. Les seules exceptions sont les huit radionucléides suivants : ^{210}Pb , ^{210}Bi , $^{210\text{m}}\text{Bi}$, ^{228}Ra , ^{230}Pa , $^{236\text{b}}\text{Np}$, ^{241}Pu , et $^{242\text{m}}\text{Am}$. Ces radionucléides ont des chaînes de décroissance radioactive complexes et des descendants émettant des rayonnements de TLE différents. Ceux-ci contribuent fortement à la dose pondérée selon le rayonnement.

Les facteurs de conversion de dose pondérée par l'EBR engagée par inhalation utilisés dans l'approche risque sont donnés au tableau 18.

TABLEAU 18. FACTEURS DE CONVERSION DE DOSE PONDEREE PAR L'EBR ENGAGEE PAR INHALATION

Radionucléide ^a	Inhalation			
	Moelle osseuse rouge	Région AI	Côlon	Thyroïde
	$AF_{2,\text{IIR}}(\Delta)^b$	$AF_{3\text{R},\text{IIR}}(\Delta)^c$	$AF_{4,\text{IIR}}(\Delta)^d$	$AF_{5,\text{IIR}}(\Delta)^e$
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)
H-3	2.1E-11	2.1E-11	2.1E-11	NA ^f
Be-7	1.5E-11	1.0E-10	2.4E-11	NA
Be-10	7.1E-11	1.0E-08	1.9E-09	NA
C-11	2.0E-12	2.1E-12	2.2E-12	NA
C-14	2.8E-12	2.8E-12	2.8E-12	NA
N-13	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
F-18 (*)	2.7E-11	5.3E-11	2.9E-12	NA
Na-22	1.2E-09	7.5E-10	8.7E-10	NA
Na-24 (*)	1.5E-10	1.2E-10	1.1E-10	NA
Mg-28 (*)	5.5E-10	2.6E-09	2.4E-09	NA
Al-26	4.4E-09	2.0E-08	4.4E-09	NA
Si-31 (*)	4.3E-12	1.4E-10	1.2E-10	NA

Radionucléide ^a	Inhalation			
	Moelle osseuse rouge	Région AI	Côlon	Thyroïde
	AF _{2,IIIR} (Δ) ^b	AF _{3R,IIIR} (Δ) ^c	AF _{4,IIIR} (Δ) ^d	AF _{5,IIIR} (Δ) ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)
Si-32 +	2.9E-09	2.8E-08	2.5E-09	NA
P-32	2.6E-09	1.3E-08	1.2E-09	NA
P-33	1.3E-10	1.8E-09	1.4E-10	NA
S-35	2.2E-10	1.5E-09	3.1E-10	NA
Cl-36	2.4E-10	9.3E-09	2.7E-10	NA
Cl-38 (*)	4.1E-12	8.2E-11	4.3E-12	NA
Ar-37(*)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Ar-39 (*)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Ar-41 (*)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
K-40	8.4E-10	8.5E-10	2.3E-09	NA
K-42 (*)	7.6E-11	9.6E-11	1.2E-10	NA
K-43 (*)	6.7E-11	7.0E-11	9.5E-11	NA
Ca-41	3.2E-12	9.2E-11	1.9E-11	NA
Ca-45	8.3E-11	2.4E-09	5.2E-10	NA
Ca-47 +	2.6E-10	4.5E-09	2.3E-09	NA
Sc-44 (*)	1.7E-11	2.6E-10	3.1E-10	NA
Sc-46	5.5E-10	8.1E-09	1.7E-09	NA
Sc-47	9.9E-12	1.2E-09	8.7E-10	NA
Sc-48	1.8E-10	1.6E-09	1.8E-09	NA
Ti-44 +	2.1E-09	3.0E-08	5.6E-09	NA
V-48	7.5E-10	6.2E-09	2.2E-09	NA
V-49	5.5E-12	1.5E-10	3.3E-11	NA
Cr-51	1.0E-11	2.0E-10	4.7E-11	NA
Mn-52	8.3E-10	2.7E-09	1.5E-09	NA
Mn-53	2.7E-11	1.8E-10	3.7E-11	NA
Mn-54	5.6E-10	1.9E-09	5.5E-10	NA
Mn-56 (*)	2.1E-11	1.9E-10	1.8E-10	NA
Fe-52 +	8.8E-10	1.0E-09	1.6E-09	NA
Fe-55	4.7E-11	2.0E-10	3.8E-11	NA
Fe-59	1.5E-09	5.1E-09	1.3E-09	NA
Fe-60 +	1.4E-09	1.1E-08	2.1E-09	NA
Co-55 +(*)	6.1E-11	8.5E-10	1.3E-09	NA
Co-56	9.0E-10	1.1E-08	2.4E-09	NA
Co-57	3.8E-11	1.2E-09	2.3E-10	NA
Co-58	2.7E-10	3.3E-09	7.1E-10	NA
Co-58m +	1.5E-12	3.7E-11	3.4E-11	NA
Co-60	7.2E-10	9.3E-09	1.8E-09	NA
Ni-59	1.8E-11	2.3E-10	4.7E-11	NA
Ni-63	4.4E-11	5.7E-10	1.2E-10	NA
Ni-65 (*)	2.6E-10	1.3E-10	1.2E-10	NA
Cu-64 (*)	9.1E-12	1.5E-10	1.3E-10	NA
Cu-67	3.8E-11	8.7E-10	4.2E-10	NA
Zn-65	1.7E-10	1.6E-09	3.4E-10	NA
Zn-69 (*)	1.1E-13	2.4E-11	7.5E-12	NA
Zn-69m +(*)	1.7E-11	4.0E-10	6.4E-10	NA
Ga-67	4.5E-11	3.0E-10	2.5E-10	NA
Ga-68 (*)	5.6E-12	7.4E-11	3.2E-11	NA

Radionucléide ^a	Inhalation			
	Moelle osseuse rouge	Région AI	Côlon	Thyroïde
	AF _{2,IIIR} (Δ) ^b	AF _{3R,IIIR} (Δ) ^c	AF _{4,IIIR} (Δ) ^d	AF _{5,IIIR} (Δ) ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)
Ga-72 (*)	1.3E-10	7.3E-10	1.2E-09	NA
Ge-68 +	2.9E-10	2.6E-08	2.3E-09	NA
Ge-71	5.9E-13	1.5E-10	2.1E-11	NA
Ge-77 +	3.5E-11	8.5E-10	2.4E-10	NA
As-72	9.1E-11	2.3E-09	2.3E-09	NA
As-73	1.1E-11	2.1E-09	3.9E-10	NA
As-74	1.9E-10	6.5E-09	1.6E-09	NA
As-76	3.8E-11	2.2E-09	2.2E-09	NA
As-77	6.5E-12	6.9E-10	5.8E-10	NA
Se-75	2.3E-10	1.4E-09	3.1E-10	NA
Se-79	5.6E-11	1.9E-09	3.7E-10	NA
Br-76 (*)	1.1E-10	1.1E-09	1.4E-10	NA
Br-77	2.9E-11	1.7E-10	4.7E-11	NA
Br-82	1.6E-10	9.2E-10	2.6E-10	NA
Kr-81	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Kr-85	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Kr-85m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Kr-87	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Rb-81 (*)	1.0E-11	1.2E-11	9.0E-12	NA
Rb-83	4.1E-10	2.8E-10	3.6E-10	NA
Rb-84	8.4E-10	5.4E-10	7.4E-10	NA
Rb-86	1.1E-09	6.0E-10	1.0E-09	NA
Rb-87	2.9E-10	1.5E-10	2.6E-10	NA
Sr-82	4.3E-09	4.1E-08	1.0E-08	NA
Sr-85	2.8E-10	1.7E-09	3.2E-10	NA
Sr-85m +	8.5E-13	4.2E-12	2.2E-12	NA
Sr-87m (*)	3.9E-12	2.3E-11	2.3E-11	NA
Sr-89	1.9E-09	1.9E-08	4.2E-09	NA
Sr-90 +	3.7E-09	4.5E-08	8.4E-09	NA
Sr-91 +	5.3E-10	1.7E-08	4.2E-09	NA
Sr-92 +(*)	6.1E-11	4.1E-10	6.5E-10	NA
Y-87 +	8.6E-11	9.1E-10	6.4E-10	NA
Y-88	8.7E-10	5.7E-09	1.2E-09	NA
Y-90	1.0E-10	5.1E-09	4.4E-09	NA
Y-91	5.6E-10	2.0E-08	4.3E-09	NA
Y-91m +	1.3E-12	1.7E-11	5.1E-12	NA
Y-92 (*)	5.8E-12	4.5E-10	4.9E-10	NA
Y-93 (*)	1.6E-11	1.0E-09	1.6E-09	NA
Zr-88 +	6.5E-10	2.8E-09	5.5E-10	NA
Zr-93 +	1.7E-10	1.3E-09	2.3E-10	NA
Zr-95 +	1.7E-09	6.3E-09	1.2E-09	NA
Zr-97 +(*)	3.5E-10	1.9E-09	2.9E-09	NA
Nb-93m	6.6E-12	1.2E-09	2.2E-10	NA
Nb-94	5.7E-10	1.0E-08	2.0E-09	NA
Nb-95	2.1E-10	2.8E-09	6.5E-10	NA
Nb-97 (*)	1.9E-12	5.4E-11	2.4E-11	NA
Mo-93 +	1.8E-11	1.0E-09	1.5E-10	NA
Mo-99 +	2.0E-10	2.4E-09	2.0E-09	NA

Radionucléide ^a	Inhalation			
	Moelle osseuse rouge	Région AI	Côlon	Thyroïde
	AF _{2,IIIR} (Δ) ^b	AF _{3R,IIIR} (Δ) ^c	AF _{4,IIIR} (Δ) ^d	AF _{5,IIIR} (Δ) ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)
Tc-95m	1.8E-10	1.9E-09	4.5E-10	3.3E-10
Tc-96	2.4E-10	1.3E-09	8.5E-10	6.8E-10
Tc-96m +	2.0E-12	1.3E-11	7.7E-12	1.2E-11
Tc-97	2.1E-12	4.6E-10	6.8E-11	7.0E-11
Tc-97m	1.8E-11	2.8E-09	6.3E-10	5.8E-10
Tc-98	4.1E-10	8.2E-09	1.8E-09	1.4E-09
Tc-99	2.1E-11	3.4E-09	7.3E-10	6.5E-10
Tc-99m (*)	1.7E-12	1.2E-11	7.9E-12	4.0E-11
Ru-97	3.8E-11	2.2E-10	4.2E-10	NA
Ru-103 +	4.1E-10	4.5E-09	2.8E-09	NA
Ru-105 +	2.4E-11	2.4E-10	7.7E-10	NA
Ru-106 +	2.6E-09	5.5E-08	2.7E-08	NA
Rh-99	1.6E-10	2.0E-09	5.6E-10	NA
Rh-101	1.2E-10	2.3E-09	4.0E-10	NA
Rh-102	7.5E-10	5.9E-09	1.5E-09	NA
Rh-102m	3.0E-10	7.7E-09	1.5E-09	NA
Rh-103m (*)	9.1E-14	3.2E-12	9.3E-13	NA
Rh-105	1.7E-11	4.8E-10	5.6E-10	NA
Pd-103 +	8.3E-12	1.2E-09	3.3E-10	NA
Pd-107	2.1E-12	3.7E-10	6.9E-11	NA
Pd-109 (*)	1.7E-12	5.1E-10	8.1E-10	NA
Ag-105	1.9E-10	1.9E-09	4.8E-10	NA
Ag-108m	7.5E-10	7.1E-09	1.7E-09	NA
Ag-110m	1.2E-09	9.5E-09	2.5E-09	NA
Ag-111	8.6E-11	4.9E-09	2.2E-09	NA
Cd-109	6.1E-11	3.7E-09	6.4E-10	NA
Cd-113m	1.2E-10	7.3E-09	1.3E-09	NA
Cd-115 +	7.3E-11	2.3E-09	2.1E-09	NA
Cd-115m	3.2E-10	1.9E-08	4.1E-09	NA
In-111	1.6E-10	3.6E-10	3.0E-10	NA
In-113m (*)	3.2E-12	2.1E-11	1.4E-11	NA
In-114m	1.5E-08	2.5E-08	6.0E-09	NA
In-115m (*)	1.6E-11	6.6E-11	8.6E-11	NA
Sn-113 +	3.1E-10	5.1E-09	1.2E-09	NA
Sn-117m	4.5E-10	3.2E-09	1.1E-09	NA
Sn-119m	1.2E-10	2.7E-09	5.9E-10	NA
Sn-121m +	2.0E-10	4.2E-09	9.2E-10	NA
Sn-123	7.0E-10	1.6E-08	3.7E-09	NA
Sn-125	1.7E-09	1.2E-08	5.1E-09	NA
Sn-126 +	3.0E-09	3.8E-08	9.4E-09	NA
Sb-122	4.1E-10	2.9E-09	2.7E-09	NA
Sb-124	1.4E-09	1.4E-08	3.4E-09	NA
Sb-125 +	7.5E-10	6.8E-09	1.5E-09	5.8E-10
Sb-126	1.1E-09	7.8E-09	2.9E-09	NA
Te-121	2.7E-10	1.1E-09	5.6E-10	6.7E-10
Te-121m +	6.8E-10	3.9E-09	1.2E-09	2.4E-09
Te-123m	5.2E-10	3.5E-09	8.4E-10	2.2E-09

Radionucléide ^a	Inhalation			
	Moelle osseuse rouge	Région AI	Côlon	Thyroïde
	AF _{2,IIIR} (Δ) ^b	AF _{3R,IIIR} (Δ) ^c	AF _{4,IIIR} (Δ) ^d	AF _{5,IIIR} (Δ) ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)
Te-125m	4.7E-10	3.5E-09	7.8E-10	2.1E-09
Te-127 (*)	2.6E-11	1.5E-10	2.3E-10	5.9E-11
Te-127m +	1.3E-09	9.2E-09	2.0E-09	5.8E-09
Te-129 (*)	3.0E-11	5.1E-11	2.0E-11	7.5E-12
Te-129m +	2.2E-09	1.6E-08	3.9E-09	1.0E-08
Te-131m +	2.8E-10	1.5E-09	1.5E-09	1.1E-07
Te-132 +	5.4E-10	4.5E-09	3.4E-09	7.4E-10
I-123 (*)	7.4E-12	6.2E-12	7.2E-12	4.6E-08
I-124	1.4E-10	1.3E-10	7.8E-11	2.4E-08
I-125	1.5E-11	1.2E-11	1.5E-11	8.8E-08
I-126	1.3E-10	1.3E-10	7.2E-11	6.6E-08
I-129	2.1E-11	1.9E-11	3.3E-11	7.4E-10
I-131	9.1E-11	8.8E-11	6.1E-11	7.4E-08
I-132 (*)	3.1E-11	2.7E-11	3.0E-11	3.6E-09
I-133 (*)	4.5E-11	4.4E-11	5.3E-11	7.6E-08
I-134 (*)	1.9E-11	1.5E-11	1.4E-11	7.0E-10
I-135 (*)	2.7E-11	2.8E-11	3.0E-11	1.3E-08
Xe-122	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Xe-123 +	8.3E-13	6.9E-13	8.0E-13	4.1E-10
Xe-127	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Xe-131m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Xe-133	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Xe-135	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Cs-129	1.8E-11	1.9E-11	2.1E-11	NA
Cs-131	1.2E-11	2.0E-11	2.0E-11	NA
Cs-132	1.6E-10	1.5E-10	1.8E-10	NA
Cs-134	1.3E-09	1.2E-09	1.5E-09	NA
Cs-134m +	1.5E-12	3.2E-12	1.9E-12	NA
Cs-135	1.1E-10	1.2E-10	1.5E-10	NA
Cs-136	8.3E-10	7.9E-10	9.7E-10	NA
Cs-137 +	7.9E-10	7.6E-10	9.7E-10	NA
Ba-131 +	1.6E-10	3.0E-11	6.7E-10	NA
Ba-133	2.5E-10	4.0E-11	8.2E-10	NA
Ba-133m	8.7E-11	8.6E-12	1.0E-09	NA
Ba-140 +	1.3E-09	1.6E-09	6.2E-09	NA
La-137	4.5E-11	4.5E-10	8.6E-11	NA
La-140	3.0E-10	2.1E-09	2.5E-09	NA
Ce-139	8.0E-11	1.9E-09	3.7E-10	NA
Ce-141	1.1E-10	5.2E-09	1.2E-09	NA
Ce-143 +	4.0E-11	1.9E-09	1.7E-09	NA
Ce-144 +	8.9E-10	5.0E-08	9.7E-09	NA
Pr-142 (*)	1.3E-11	1.3E-09	2.0E-09	NA
Pr-143	8.3E-11	6.5E-09	2.1E-09	NA
Nd-147 +	1.4E-10	5.2E-09	1.8E-09	NA
Nd-149 +	2.9E-12	1.4E-10	1.1E-10	NA
Pm-143	1.3E-10	1.3E-09	2.4E-10	NA
Pm-144	6.3E-10	4.6E-09	9.5E-10	NA
Pm-145	2.7E-11	8.3E-10	1.5E-10	NA

Radionucléide ^a	Inhalation			
	Moelle osseuse rouge	Région AI	Côlon	Thyroïde
	AF _{2,IIIR} (Δ) ^b	AF _{3R,IIIR} (Δ) ^c	AF _{4,IIIR} (Δ) ^d	AF _{5,IIIR} (Δ) ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)
Pm-147	6.0E-11	2.4E-09	4.6E-10	NA
Pm-148m	8.0E-10	1.0E-08	2.2E-09	NA
Pm-149	3.0E-11	1.7E-09	1.6E-09	NA
Pm-151	2.7E-11	8.1E-10	1.1E-09	NA
Sm-145 +	5.8E-11	1.5E-09	3.1E-10	NA
Sm-147 (*)	4.4E-09	5.3E-07	0.0E+00	NA
Sm-151	2.0E-11	6.6E-10	1.4E-10	NA
Sm-153	2.3E-11	1.0E-09	1.1E-09	NA
Eu-147	1.6E-10	1.8E-09	5.3E-10	NA
Eu-148	7.2E-10	4.6E-09	1.2E-09	NA
Eu-149	3.2E-11	6.1E-10	1.4E-10	NA
Eu-150b	6.2E-10	4.8E-09	1.1E-09	NA
Eu-150a (*)	5.1E-12	3.1E-10	5.2E-10	NA
Eu-152	5.4E-10	7.1E-09	1.6E-09	NA
Eu-152m	9.8E-12	3.9E-10	6.4E-10	NA
Eu-154	7.0E-10	1.2E-08	2.7E-09	NA
Eu-155	8.0E-11	2.3E-09	4.9E-10	NA
Eu-156	4.6E-10	9.4E-09	3.2E-09	NA
Gd-146 +	2.6E-09	8.9E-09	2.1E-09	NA
Gd-148 (*)	4.7E-08	7.7E-07	0.0E+00	NA
Gd-153	4.3E-10	1.9E-09	4.1E-10	NA
Gd-159 (*)	7.0E-11	4.4E-10	7.2E-10	NA
Tb-157	8.0E-12	2.2E-10	4.7E-11	NA
Tb-158	4.4E-10	5.7E-09	1.3E-09	NA
Tb-160	6.2E-10	9.5E-09	2.3E-09	NA
Dy-159	3.6E-11	6.5E-10	1.4E-10	NA
Dy-165 (*)	9.0E-13	8.3E-11	7.1E-11	NA
Dy-166 +	1.6E-10	5.2E-09	3.1E-09	NA
Ho-166	2.4E-11	1.4E-09	2.1E-09	NA
Ho-166m	7.9E-10	8.2E-09	1.8E-09	NA
Er-169	5.0E-11	1.5E-09	6.3E-10	NA
Er-171	1.0E-11	2.7E-10	4.3E-10	NA
Tm-167	9.7E-11	2.0E-09	8.6E-10	NA
Tm-170	4.4E-10	1.0E-08	2.3E-09	NA
Tm-171	3.7E-11	8.4E-10	1.8E-10	NA
Yb-169	2.0E-10	4.5E-09	1.1E-09	NA
Yb-175	2.8E-11	1.1E-09	7.2E-10	NA
Lu-172	3.2E-10	3.0E-09	1.4E-09	NA
Lu-173	1.1E-10	2.0E-09	3.7E-10	NA
Lu-174	1.1E-10	2.1E-09	4.0E-10	NA
Lu-174m +	1.7E-10	4.7E-09	9.2E-10	NA
Lu-177 (*)	5.7E-11	1.8E-09	9.7E-10	NA
Hf-172 +	3.2E-09	1.2E-08	2.8E-09	NA
Hf-175	6.6E-10	2.1E-09	5.3E-10	NA
Hf-181	1.8E-09	6.4E-09	1.7E-09	NA
Hf-182 +	1.6E-09	1.5E-08	3.0E-09	NA
Ta-178a (*)	5.1E-12	4.6E-11	4.1E-11	NA

Radionucléide ^a	Inhalation			
	Moelle osseuse rouge	Région AI	Côlon	Thyroïde
	AF _{2,IIIR} (Δ) ^b	AF _{3R,IIIR} (Δ) ^c	AF _{4,IIIR} (Δ) ^d	AF _{5,IIIR} (Δ) ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)
Ta-179	1.4E-11	5.1E-10	9.4E-11	NA
Ta-182	4.4E-10	1.1E-08	2.2E-09	NA
W-178	1.3E-11	5.2E-12	3.3E-10	NA
W-181	5.3E-12	2.1E-12	1.0E-10	NA
W-185	1.4E-11	4.3E-12	8.0E-10	NA
W-187 (*)	2.4E-11	1.6E-11	9.2E-10	NA
W-188 +	1.2E-10	9.6E-10	4.5E-09	2.7E-09
Re-184	2.3E-10	3.0E-09	6.7E-10	6.3E-10
Re-184m +	2.3E-10	6.2E-09	1.1E-09	1.1E-09
Re-186	4.0E-11	2.3E-09	1.1E-09	1.9E-09
Re-187	1.4E-13	2.2E-11	3.9E-12	4.2E-12
Re-188 (*)	3.3E-11	1.0E-09	6.7E-10	2.8E-09
Re-189	2.1E-11	6.7E-10	4.4E-10	1.4E-09
Os-185	2.7E-10	2.4E-09	5.6E-10	NA
Os-191	7.3E-11	3.2E-09	9.5E-10	NA
Os-191m +	4.4E-12	1.9E-10	1.5E-10	NA
Os-193	2.4E-11	9.8E-10	1.3E-09	NA
Os-194 +	6.2E-10	3.4E-08	6.3E-09	NA
Ir-189	3.8E-11	1.3E-09	3.9E-10	NA
Ir-190	3.6E-10	4.4E-09	1.5E-09	NA
Ir-192	4.3E-10	9.4E-09	2.0E-09	NA
Ir-194 (*)	3.3E-11	1.4E-09	2.0E-09	NA
Pt-188 +	2.2E-10	5.1E-10	1.2E-09	NA
Pt-191	3.1E-11	2.7E-11	3.1E-10	NA
Pt-193	2.8E-12	3.4E-12	5.3E-11	NA
Pt-193m	2.0E-11	2.2E-11	5.6E-10	NA
Pt-195m	3.1E-11	3.4E-11	7.6E-10	NA
Pt-197 (*)	9.8E-12	1.3E-11	3.9E-10	NA
Pt-197m +(*)	2.3E-12	6.7E-12	5.1E-11	NA
Au-193	7.2E-12	1.3E-10	1.7E-10	NA
Au-194	5.4E-11	3.8E-10	3.9E-10	NA
Au-195	2.7E-11	2.4E-09	4.0E-10	NA
Au-198	5.7E-11	2.0E-09	1.5E-09	NA
Au-199	2.1E-11	9.6E-10	6.8E-10	NA
Hg-194 +	2.3E-09	4.0E-09	2.7E-09	NA
Hg-195m +	1.5E-09	1.2E-09	7.9E-10	NA
Hg-197	6.7E-10	3.8E-10	3.3E-10	NA
Hg-197m +	1.2E-09	5.5E-10	6.8E-10	NA
Hg-203	1.9E-09	3.1E-09	8.4E-10	NA
Tl-200	5.8E-11	5.5E-11	9.0E-11	NA
Tl-201	2.0E-11	2.2E-11	7.3E-11	NA
Tl-202	1.2E-10	1.1E-10	2.7E-10	NA
Tl-204	2.0E-10	2.0E-10	1.3E-09	NA
Pb-201 +	2.4E-11	1.6E-11	8.2E-11	NA
Pb-202 +	3.6E-10	2.4E-10	4.4E-10	NA
Pb-203	4.8E-11	2.8E-11	1.6E-10	NA
Pb-205	2.6E-11	6.0E-12	3.0E-11	NA
Pb-210 +	6.0E-08	1.2E-06	2.8E-09	NA

Radionucléide ^a	Inhalation			
	Moelle osseuse rouge	Région AI	Côlon	Thyroïde
	AF _{2,IIIR} (Δ) ^b	AF _{3R,IIIR} (Δ) ^c	AF _{4,IIIR} (Δ) ^d	AF _{5,IIIR} (Δ) ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)
Pb-212 +(*)	1.1E-09	4.6E-09	0.0E+00	NA
Bi-205	2.8E-10	2.5E-09	8.7E-10	NA
Bi-206	3.8E-10	3.6E-09	1.9E-09	NA
Bi-207	4.2E-10	7.1E-09	1.6E-09	NA
Bi-210 +	1.8E-09	4.0E-08	2.1E-09	NA
Bi-210m	5.7E-10	1.2E-06	4.5E-09	NA
Bi-212 +(*)	1.8E-11	4.6E-09	0.0E+00	NA
Po-210	5.7E-08	1.2E-06	6.4E-15	NA
At-211	3.8E-10	2.8E-08	1.1E-12	NA
Rn-222	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Ra-223 +	7.4E-09	3.0E-06	7.1E-09	NA
Ra-224 +	4.3E-09	1.2E-06	3.9E-09	NA
Ra-225 +	5.7E-08	2.8E-06	2.6E-09	NA
Ra-226	2.2E-09	1.1E-06	1.7E-09	NA
Ra-228 +	4.6E-08	8.4E-06	1.1E-08	NA
Ac-225	1.2E-07	3.4E-06	4.3E-09	NA
Ac-227 +	6.5E-08	8.5E-06	1.0E-08	NA
Ac-228	9.9E-11	2.9E-09	4.2E-10	NA
Th-227 +	1.8E-08	3.8E-06	4.2E-09	NA
Th-228 +	4.4E-08	8.1E-06	6.5E-09	NA
Th-229 +	1.5E-07	8.7E-06	6.9E-09	NA
Th-230 +	1.4E-08	1.3E-06	1.2E-10	NA
Th-231	7.5E-12	3.9E-10	5.2E-10	NA
Th-232 +	4.4E-08	7.0E-06	7.8E-09	NA
Th-234 +	8.4E-10	2.4E-08	6.1E-09	NA
Pa-230 +	2.2E-09	2.9E-07	7.5E-10	NA
Pa-231 +	3.3E-08	3.8E-06	3.3E-09	NA
Pa-233	2.6E-10	6.0E-09	1.5E-09	NA
U-230 +	5.2E-08	6.1E-06	3.1E-10	NA
U-232 +	5.1E-08	8.9E-06	6.2E-09	NA
U-233	1.0E-08	1.4E-06	4.9E-11	NA
U-234 +	1.0E-08	1.3E-06	1.0E-10	NA
U-235 +	9.6E-09	1.3E-06	1.7E-09	NA
U-236	9.4E-09	1.3E-06	8.8E-11	NA
U-238 +	1.0E-08	1.2E-06	6.7E-09	NA
U appauvri	9.3E-09	1.2E-06	5.5E-10	NA
Np-235	1.3E-11	5.2E-10	8.7E-11	NA
Np-236b +	1.2E-09	1.3E-07	2.6E-10	NA
Np-236a	2.9E-10	8.9E-09	1.6E-09	NA
Np-237 +	1.1E-08	1.2E-06	2.1E-09	NA
Np-239	3.4E-11	1.2E-09	1.2E-09	NA
Pu-236	1.4E-08	1.6E-06	1.1E-10	NA
Pu-237	3.3E-11	8.7E-10	1.5E-10	NA
Pu-238	1.4E-08	1.6E-06	8.3E-11	NA
Pu-239	1.3E-08	1.5E-06	5.2E-11	NA
Pu-240	1.3E-08	1.5E-06	8.3E-11	NA
Pu-241 +	9.9E-11	1.7E-08	3.9E-11	NA

Radionucléide ^a	Inhalation			
	Moelle osseuse rouge	Région AI	Côlon	Thyroïde
	AF _{2,IIIR} (Δ) ^b	AF _{3R,IIIR} (Δ) ^c	AF _{4,IIIR} (Δ) ^d	AF _{5,IIIR} (Δ) ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)
Pu-242	1.2E-08	1.4E-06	6.8E-11	NA
Pu-244 +	1.3E-08	1.3E-06	6.4E-09	NA
Am-241	7.4E-09	1.3E-06	4.1E-10	NA
Am-242m +	7.0E-09	1.2E-06	1.7E-09	NA
Am-243 +	7.4E-09	1.3E-06	2.1E-09	NA
Am-244	1.9E-11	4.1E-10	5.4E-10	NA
Cm-240	5.7E-09	1.1E-06	7.5E-11	NA
Cm-241 +	2.7E-10	1.5E-08	1.2E-09	NA
Cm-242	7.7E-09	1.4E-06	7.0E-11	NA
Cm-243	8.0E-09	1.4E-06	1.1E-09	NA
Cm-244	7.8E-09	1.4E-06	6.4E-11	NA
Cm-245	7.3E-09	1.3E-06	5.3E-10	NA
Cm-246	7.3E-09	1.3E-06	5.9E-11	NA
Cm-247	6.9E-09	1.2E-06	1.5E-09	NA
Cm-248 (*)	2.7E-08	4.6E-06	ND	NA
Bk-247	1.6E-08	1.3E-06	5.0E-10	NA
Bk-249	4.7E-11	1.2E-09	2.3E-10	NA
Cf-248 +	1.7E-08	1.4E-06	4.5E-11	NA
Cf-249	1.7E-08	1.4E-06	5.0E-10	NA
Cf-250 ^g	1.7E-08	1.4E-06	4.3E-11	NA
Cf-251	1.7E-08	1.4E-06	1.5E-09	NA
Cf-252 (*)	3.3E-08	2.5E-06	ND	NA
Cf-253	5.1E-09	3.9E-07	5.2E-10	NA
Cf-254 (*)	1.1E-06	2.5E-05	1.2E-07	NA
²³⁹ Pu/ ⁹ Be ^{g, h}	1.3E-08	1.5E-06	5.2E-11	NA
²⁴¹ Am/ ⁹ Be ^{g, h}	7.4E-09	1.3E-06	4.1E-10	NA

^a La croissance interne due aux descendants radioactifs a été prise en compte pour le calcul des valeurs D pour tous les radionucléides comme indiqué à l'appendice VIII. Un « + » signale les radionucléides pour lesquels les descendants étaient des sources importantes de dose pour les scénarios considérés. Les facteurs sont basés sur les données de la réf. [49], sauf s'ils sont assortis d'un « * » indiquant qu'ils proviennent de la réf. [50].

^b Dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours (Δ) à la moelle osseuse rouge suite à l'inhalation du radionucléide.

^c Dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours (Δ) à la région AI du tractus respiratoire suite à l'inhalation du radionucléide.

^d Dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours (Δ) au côlon suite à l'inhalation du radionucléide.

^e Dose pondérée par l'EBR engagée sur 365 jours à la thyroïde suite à l'inhalation du radionucléide.

^f « NA » signifie « non applicable ».

^g L'activité indiquée est celle du radionucléide émetteur alpha, par ex. ²³⁹Pu ou ²⁴¹Am.

^h La dose due aux neutrons n'a pas été prise en compte, comme expliqué à la section 5.

TABLEAU 19. FACTEURS DE CONVERSION DE DOSE PONDÉRÉE PAR L'EBR ENGAGÉE
PAR INGESTION ET PAR CONTAMINATION

Radionucléides ^a	Ingestion			Contamination
	Moelle osseuse rouge	Côlon	Thyroïde	Derme
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/(s×Bq/cm ²))
H-3	2.1E-11	2.2E-11	NA ^f	0.0E+00
Be-7	1.1E-11	9.6E-11	NA	7.1E-13
Be-10	1.1E-11	8.1E-09	NA	1.7E-10
C-11	1.8E-12	3.4E-12	NA	1.4E-11
C-14	2.3E-10	2.5E-10	NA	0.0E+00
N-13	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
F-18 (*)	6.5E-11	1.5E-11	NA	1.8E-10
Na-22	3.5E-09	2.6E-09	NA	9.0E-11
Na-24 (*)	3.9E-10	4.0E-10	NA	3.6E-10
Mg-28 (*)	9.7E-10	1.2E-08	NA	5.3E-10
Al-26	6.6E-10	1.9E-08	NA	3.4E-10
Si-31 (*)	8.4E-14	6.5E-10	NA	3.3E-10
Si-32 +	6.4E-09	9.1E-09	NA	3.6E-10
P-32	6.4E-09	5.5E-09	NA	3.6E-10
P-33	3.2E-10	6.5E-10	NA	1.3E-12
S-35	2.4E-10	2.8E-10	NA	0.0E+00
Cl-36	7.1E-10	8.7E-10	NA	2.1E-10
Cl-38 (*)	8.1E-12	1.5E-11	NA	4.3E-10
Ar-37(*)	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Ar-39 (*)	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Ar-41 (*)	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
K-40	2.5E-09	6.8E-09	NA	2.7E-10
K-42 (*)	2.1E-10	4.5E-10	NA	4.5E-10
K-43 (*)	1.8E-10	3.1E-10	NA	2.1E-10
Ca-41	1.8E-11	7.0E-11	NA	1.0E-12
Ca-45	4.7E-10	1.9E-09	NA	1.8E-12
Ca-47 +	1.1E-09	8.9E-09	NA	4.6E-10
Sc-44 (*)	4.7E-11	1.6E-09	NA	4.1E-10
Sc-46	3.8E-10	7.2E-09	NA	4.2E-11
Sc-47	1.9E-11	4.1E-09	NA	7.4E-11
Sc-48	4.1E-10	8.5E-09	NA	1.7E-10
Ti-44 +	5.4E-10	2.4E-08	NA	4.1E-10
V-48	5.5E-10	9.5E-09	NA	1.6E-10
V-49	2.2E-13	1.4E-10	NA	2.7E-12
Cr-51	9.6E-12	2.0E-10	NA	3.9E-12
Mn-52	8.0E-10	6.9E-09	NA	7.9E-11
Mn-53	1.1E-11	1.6E-10	NA	ND ^f
Mn-54	3.6E-10	1.7E-09	NA	1.3E-11
Mn-56 (*)	2.4E-11	1.0E-09	NA	3.6E-10
Fe-52 +	3.8E-10	8.4E-09	NA	6.5E-10
Fe-55	1.8E-11	1.7E-10	NA	4.1E-12
Fe-59	7.7E-10	5.5E-09	NA	4.5E-11
Fe-60 +	7.7E-10	8.3E-09	NA	3.4E-11

Radionucléides ^a	Ingestion			Contamination
	Moelle osseuse rouge	Côlon	Thyroïde	Derme
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/(s×Bq/cm ²))
Co-55 +(*)	1.6E-10	6.2E-09	NA	ND
Co-56	7.8E-10	9.3E-09	NA	1.1E-10
Co-57	3.5E-11	9.0E-10	NA	1.1E-11
Co-58	2.4E-10	2.8E-09	NA	1.9E-11
Co-58m +	1.3E-12	1.6E-10	NA	2.3E-11
Co-60	5.8E-10	7.0E-09	NA	3.4E-11
Ni-59	6.4E-13	2.1E-10	NA	4.7E-12
Ni-63	1.6E-12	5.3E-10	NA	0.0E+00
Ni-65 (*)	7.1E-12	6.8E-10	NA	3.0E-10
Cu-64 (*)	1.9E-11	6.8E-10	NA	1.5E-10
Cu-67	7.0E-11	2.0E-09	NA	ND
Zn-65	7.3E-10	1.3E-09	NA	1.0E-11
Zn-69 (*)	5.6E-13	3.9E-11	NA	2.1E-10
Zn-69m +(*)	9.6E-11	2.0E-09	NA	2.4E-10
Ga-67	2.6E-11	1.2E-09	NA	9.2E-12
Ga-68 (*)	5.8E-12	2.0E-10	NA	3.9E-10
Ga-72 (*)	1.7E-10	6.3E-09	NA	2.7E-10
Ge-68 +	2.9E-10	7.0E-09	NA	4.0E-10
Ge-71	1.7E-12	6.2E-11	NA	4.8E-12
Ge-77 +	9.1E-11	7.5E-10	NA	4.8E-10
As-72	2.5E-10	1.1E-08	NA	ND
As-73	3.5E-11	1.7E-09	NA	1.0E-11
As-74	3.3E-10	7.0E-09	NA	2.0E-10
As-76	1.3E-10	1.1E-08	NA	4.0E-10
As-77	2.5E-11	2.8E-09	NA	1.4E-10
Se-75	5.8E-10	9.7E-10	NA	1.3E-11
Se-79	1.4E-10	6.6E-10	NA	0.0E+00
Br-76 (*)	2.9E-10	6.5E-10	NA	0.0E+00
Br-77	7.8E-11	1.5E-10	NA	0.0E+00
Br-82	4.3E-10	8.1E-10	NA	7.8E-11
Kr-81	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Kr-85	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Kr-85m	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Kr-87	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Rb-81 (*)	2.6E-11	3.4E-11	NA	ND
Rb-83	1.2E-09	1.1E-09	NA	ND
Rb-84	2.5E-09	2.2E-09	NA	1.1E-10
Rb-86	3.3E-09	3.1E-09	NA	3.3E-10
Rb-87	8.6E-10	7.9E-10	NA	3.0E-12
Sr-82	4.8E-09	3.5E-08	NA	3.9E-12
Sr-85	3.7E-10	1.1E-09	NA	1.3E-11
Sr-85m +	1.6E-12	1.1E-11	NA	2.0E-11
Sr-87m (*)	6.2E-12	1.2E-10	NA	6.4E-11
Sr-89	2.0E-09	1.4E-08	NA	3.2E-10
Sr-90 +	4.0E-09	3.3E-08	NA	5.0E-10
Sr-91 +	1.3E-10	1.8E-08	NA	3.2E-10
Sr-92 +(*)	6.4E-11	3.4E-09	NA	5.5E-10
Y-87 +	1.2E-10	3.0E-09	NA	ND

Radionucléides ^a	Ingestion			Contamination
	Moelle osseuse rouge	Côlon	Thyroïde	Derme
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/(s×Bq/cm ²))
Y-88	4.7E-10	4.7E-09	NA	2.7E-11
Y-90	3.7E-13	2.1E-08	NA	3.9E-10
Y-91	2.4E-12	1.9E-08	NA	3.2E-10
Y-91m +	2.3E-12	2.7E-11	NA	2.6E-11
Y-92 (*)	4.8E-12	2.6E-09	NA	4.4E-10
Y-93 (*)	4.4E-12	8.3E-09	NA	4.2E-10
Zr-88 +	1.9E-10	2.1E-09	NA	3.7E-11
Zr-93 +	7.7E-12	1.0E-09	NA	5.4E-13
Zr-95 +	2.3E-10	5.1E-09	NA	4.7E-11
Zr-97 +(*)	1.2E-10	1.5E-08	NA	6.3E-10
Nb-93m	1.9E-12	9.3E-10	NA	5.4E-13
Nb-94	3.6E-10	8.3E-09	NA	8.8E-11
Nb-95	1.6E-10	2.8E-09	NA	9.3E-12
Nb-97 (*)	4.1E-12	1.4E-10	NA	2.9E-10
Mo-93 +	4.7E-11	4.3E-10	NA	3.6E-12
Mo-99 +	6.1E-10	4.9E-10	6.7E-11	2.3E-10
Tc-95m	1.9E-10	1.5E-09	5.1E-10	ND
Tc-96	4.5E-10	3.0E-09	1.0E-09	3.1E-11
Tc-96m +	3.9E-12	2.8E-11	1.1E-11	3.3E-11
Tc-97	3.5E-12	2.3E-10	1.1E-10	2.9E-12
Tc-97m	2.9E-11	2.2E-09	9.1E-10	4.9E-12
Tc-98	4.6E-10	6.1E-09	2.2E-09	5.0E-11
Tc-99	3.3E-11	2.5E-09	1.0E-09	8.7E-12
Tc-99m (*)	4.2E-12	3.7E-11	8.5E-11	2.5E-12
Ru-97	3.9E-11	7.2E-10	NA	1.1E-11
Ru-103 +	1.3E-10	4.3E-09	NA	1.0E-11
Ru-105 +	2.2E-11	1.5E-09	NA	2.6E-10
Ru-106 +	2.9E-10	4.4E-08	NA	4.5E-10
Rh-99	1.4E-10	2.5E-09	NA	2.4E-11
Rh-101	7.7E-11	1.7E-09	NA	8.4E-12
Rh-102	5.5E-10	4.5E-09	NA	8.6E-11
Rh-102m	1.5E-10	6.2E-09	NA	1.5E-10
Rh-103m (*)	5.0E-15	5.7E-12	NA	4.3E-13
Rh-105	1.2E-11	2.8E-09	NA	7.3E-11
Pd-103 +	1.5E-12	1.5E-09	NA	2.6E-12
Pd-107	4.2E-14	3.0E-10	NA	0.0E+00
Pd-109 (*)	8.0E-13	4.1E-09	NA	2.3E-10
Ag-105	1.4E-10	1.7E-09	NA	1.5E-11
Ag-108m	4.7E-10	5.5E-09	NA	3.5E-10
Ag-110m	7.3E-10	7.9E-09	NA	5.9E-11
Ag-111	2.2E-11	9.7E-09	NA	2.2E-10
Cd-109	1.5E-11	2.8E-09	NA	3.6E-12
Cd-113m	2.3E-11	5.7E-09	NA	0.0E+00
Cd-115 +	6.5E-11	1.0E-08	NA	3.5E-10
Cd-115m	6.8E-11	1.8E-08	NA	2.9E-10
In-111	7.4E-11	1.5E-09	NA	1.5E-11
In-113m (*)	2.4E-12	8.1E-11	NA	1.2E-10

Radionucléides ^a	Ingestion			Contamination
	Moelle osseuse rouge	Côlon	Thyroïde	Derme
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/(s×Bq/cm ²))
In-114m	1.2E-09	2.8E-08	NA	6.2E-12
In-115m (*)	4.9E-12	4.8E-10	NA	2.2E-10
Sn-113 +	8.1E-11	5.1E-09	NA	1.2E-10
Sn-117m	6.7E-11	5.2E-09	NA	4.2E-12
Sn-119m	1.1E-11	2.6E-09	NA	2.2E-12
Sn-121m +	1.7E-11	4.0E-09	NA	3.5E-11
Sn-123	5.8E-11	1.6E-08	NA	2.9E-10
Sn-125	1.9E-10	2.4E-08	NA	6.7E-10
Sn-126 +	1.4E-09	4.0E-08	NA	3.3E-10
Sb-122	2.1E-10	1.2E-08	NA	3.1E-10
Sb-124	8.4E-10	1.4E-08	NA	2.0E-10
Sb-125 +	6.4E-10	5.7E-09	6.5E-10	3.7E-11
Sb-126	8.9E-10	1.2E-08	NA	2.2E-10
Te-121	3.3E-10	1.2E-09	2.4E-10	1.1E-11
Te-121m +	8.1E-10	2.9E-09	8.6E-10	1.7E-11
Te-123m	5.9E-10	2.7E-09	7.8E-10	3.5E-12
Te-125m	5.2E-10	2.8E-09	7.7E-10	3.8E-12
Te-127 (*)	1.0E-11	1.1E-09	1.7E-11	1.3E-10
Te-127m +	1.5E-09	7.1E-09	2.1E-09	5.3E-12
Te-129 (*)	9.4E-13	1.2E-10	7.5E-13	3.0E-10
Te-129m +	2.5E-09	1.4E-08	3.7E-09	1.1E-10
Te-131m +	3.4E-10	6.0E-09	9.3E-08	4.3E-10
Te-132 +	5.4E-10	1.3E-08	3.2E-08	3.0E-10
I-123 (*)	6.5E-12	1.2E-11	7.8E-10	4.4E-12
I-124	1.4E-10	1.4E-10	5.1E-08	ND
I-125	1.3E-11	2.4E-11	2.6E-08	4.3E-12
I-126	1.4E-10	1.2E-10	9.6E-08	1.0E-10
I-129	2.1E-11	5.4E-11	7.3E-08	2.2E-12
I-131	9.6E-11	1.2E-10	8.1E-08	1.1E-10
I-132 (*)	2.6E-11	4.6E-11	3.4E-09	2.9E-10
I-133 (*)	4.7E-11	1.1E-10	8.2E-08	2.6E-10
I-134 (*)	1.1E-11	2.1E-11	5.4E-10	3.5E-10
I-135 (*)	4.0E-11	7.3E-11	1.6E-08	2.3E-10
Xe-122	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Xe-123 +	7.3E-13	1.3E-12	4.4E-10	0.0E+00
Xe-127	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Xe-131m	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Xe-133	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Xe-135	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Cs-129	4.7E-11	6.8E-11	NA	0.0E+00
Cs-131	3.4E-11	6.0E-11	NA	2.3E-12
Cs-132	4.5E-10	5.4E-10	NA	0.0E+00
Cs-134	3.7E-09	4.4E-09	NA	1.1E-10
Cs-134m +	4.0E-12	7.4E-12	NA	0.0E+00
Cs-135	3.4E-10	4.6E-10	NA	2.0E-14
Cs-136	2.4E-09	2.9E-09	NA	4.6E-11
Cs-137 +	2.3E-09	2.9E-09	NA	1.4E-10
Ba-131 +	1.8E-10	2.3E-09	NA	1.4E-11

Radionucléides ^a	Ingestion			Contamination
	Moelle osseuse rouge	Côlon	Thyroïde	Derme
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/(s×Bq/cm ²))
Ba-133	2.5E-10	2.7E-09	NA	1.5E-11
Ba-133m	6.8E-11	4.0E-09	NA	ND
Ba-140 +	1.1E-09	2.3E-08	NA	4.9E-10
La-137	5.1E-12	3.9E-10	NA	ND
La-140	2.6E-10	1.3E-08	NA	3.2E-10
Ce-139	3.5E-11	1.6E-09	NA	5.1E-12
Ce-141	1.8E-11	5.5E-09	NA	5.6E-11
Ce-143 +	3.5E-11	8.4E-09	NA	4.5E-10
Ce-144 +	2.4E-11	4.2E-08	NA	4.3E-10
Pr-142 (*)	4.5E-12	1.0E-08	NA	3.6E-10
Pr-143	1.4E-12	9.4E-09	NA	2.0E-10
Nd-147 +	3.0E-11	8.3E-09	NA	1.3E-10
Nd-149 +	3.8E-12	5.5E-10	NA	5.1E-10
Pm-143	6.5E-11	9.9E-10	NA	ND
Pm-144	3.3E-10	3.7E-09	NA	ND
Pm-145	7.1E-12	6.4E-10	NA	ND
Pm-147	9.4E-13	2.0E-09	NA	2.1E-13
Pm-148m	4.1E-10	9.3E-09	NA	9.9E-11
Pm-149	2.1E-12	7.9E-09	NA	2.3E-10
Pm-151	3.7E-11	5.3E-09	NA	1.8E-10
Sm-145 +	1.5E-11	1.4E-09	NA	ND
Sm-147 (*)	6.8E-11	0.0E+00	NA	0.0E+00
Sm-151	3.0E-13	6.4E-10	NA	1.6E-14
Sm-153	9.5E-12	5.7E-09	NA	1.4E-10
Eu-147	9.8E-11	2.4E-09	NA	ND
Eu-148	4.4E-10	4.9E-09	NA	ND
Eu-149	1.4E-11	6.1E-10	NA	ND
Eu-150b	3.1E-10	4.4E-09	NA	ND
Eu-150a (*)	3.1E-12	2.8E-09	NA	ND
Eu-152	2.3E-10	6.7E-09	NA	6.9E-11
Eu-152m	1.5E-11	3.4E-09	NA	2.5E-10
Eu-154	2.5E-10	1.2E-08	NA	1.3E-10
Eu-155	1.5E-11	2.2E-09	NA	2.0E-12
Eu-156	2.3E-10	1.5E-08	NA	1.8E-10
Gd-146 +	4.4E-10	8.9E-09	NA	ND
Gd-148 (*)	9.7E-11	0.0E+00	NA	0.0E+00
Gd-153	2.5E-11	1.8E-09	NA	5.0E-12
Gd-159 (*)	4.6E-12	3.7E-09	NA	2.0E-10
Tb-157	7.0E-13	2.1E-10	NA	ND
Tb-158	1.6E-10	5.4E-09	NA	ND
Tb-160	2.2E-10	1.0E-08	NA	1.3E-10
Dy-159	1.1E-11	6.3E-10	NA	3.4E-12
Dy-165 (*)	3.5E-13	4.1E-10	NA	2.7E-10
Dy-166 +	1.2E-11	1.5E-08	NA	3.6E-10
Ho-166	3.3E-12	1.1E-08	NA	3.3E-10
Ho-166m	3.7E-10	7.7E-09	NA	2.9E-11
Er-169	8.4E-13	3.0E-09	NA	1.6E-11

Radionucléides ^a	Ingestion			Contamination
	Moelle osseuse rouge	Côlon	Thyroïde	Derme
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/(s×Bq/cm ²))
Er-171	1.7E-11	2.3E-09	NA	2.4E-10
Tm-167	3.1E-11	4.1E-09	NA	2.0E-11
Tm-170	8.1E-12	1.1E-08	NA	2.1E-10
Tm-171	7.2E-13	8.2E-10	NA	5.2E-14
Yb-169	7.0E-11	4.7E-09	NA	1.2E-11
Yb-175	7.4E-12	3.4E-09	NA	4.7E-11
Lu-172	3.2E-10	6.5E-09	NA	ND
Lu-173	3.1E-11	1.6E-09	NA	ND
Lu-174	2.7E-11	1.7E-09	NA	ND
Lu-174m +	1.6E-11	4.0E-09	NA	ND
Lu-177 (*)	7.6E-12	4.2E-09	NA	5.2E-11
Hf-172 +	4.0E-10	1.1E-08	NA	ND
Hf-175	8.5E-11	2.3E-09	NA	3.4E-11
Hf-181	1.3E-10	7.5E-09	NA	6.3E-11
Hf-182 +	3.1E-10	1.3E-08	NA	6.6E-11
Ta-178a (*)	1.3E-11	2.3E-10	NA	ND
Ta-179	7.7E-12	4.1E-10	NA	ND
Ta-182	2.5E-10	9.3E-09	NA	6.2E-11
W-178	2.9E-11	1.4E-09	NA	ND
W-181	1.1E-11	4.4E-10	NA	3.0E-12
W-185	1.6E-11	3.4E-09	NA	4.0E-11
W-187 (*)	5.4E-11	4.9E-09	NA	1.7E-10
W-188 +	1.8E-10	1.9E-08	6.3E-09	3.7E-10
Re-184	2.9E-10	2.2E-09	1.6E-09	1.6E-11
Re-184m +	3.0E-10	3.7E-09	2.8E-09	1.6E-11
Re-186	9.9E-11	4.2E-09	4.8E-09	2.2E-10
Re-187	3.5E-13	1.3E-11	1.1E-11	0.0E+00
Re-188 (*)	8.0E-11	3.1E-09	6.6E-09	3.6E-10
Re-189	5.2E-11	1.9E-09	3.5E-09	ND
Os-185	1.6E-10	2.1E-09	NA	1.6E-11
Os-191	1.9E-11	4.3E-09	NA	5.2E-12
Os-191m +	1.1E-12	7.1E-10	NA	7.5E-12
Os-193	9.5E-12	6.2E-09	NA	2.2E-10
Os-194 +	4.4E-11	2.7E-08	NA	3.7E-10
Ir-189	1.8E-11	1.8E-09	NA	ND
Ir-190	2.9E-10	6.5E-09	NA	4.0E-11
Ir-192	1.9E-10	8.5E-09	NA	1.3E-10
Ir-194 (*)	8.9E-12	1.0E-08	NA	3.7E-10
Pt-188 +	2.3E-10	5.4E-09	NA	2.2E-11
Pt-191	5.0E-11	2.1E-09	NA	2.1E-11
Pt-193	1.2E-13	2.5E-10	NA	2.0E-12
Pt-193m	2.8E-12	3.6E-09	NA	4.5E-12
Pt-195m	1.4E-11	4.9E-09	NA	7.5E-12
Pt-197 (*)	2.4E-12	3.0E-09	NA	1.1E-10
Pt-197m +(*)	9.2E-13	4.1E-10	NA	3.4E-10
Au-193	1.5E-11	8.5E-10	NA	ND
Au-194	1.3E-10	1.9E-09	NA	1.4E-11
Au-195	2.4E-11	1.8E-09	NA	6.0E-12

Radionucléides ^a	Ingestion			Contamination
	Moelle osseuse rouge	Côlon	Thyroïde	Derme
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/(s×Bq/cm ²))
Au-198	7.6E-11	7.3E-09	NA	2.1E-10
Au-199	2.1E-11	3.3E-09	NA	1.2E-11
Hg-194 +	2.1E-09	4.1E-09	NA	1.6E-11
Hg-195m +	1.4E-10	4.0E-09	NA	1.6E-11
Hg-197	5.9E-11	1.7E-09	NA	5.1E-12
Hg-197m +	7.8E-11	3.5E-09	NA	1.1E-11
Hg-203	7.3E-10	3.5E-09	NA	1.8E-11
Tl-200	1.5E-10	2.8E-10	NA	3.8E-11
Tl-201	5.6E-11	2.3E-10	NA	4.8E-12
Tl-202	3.5E-10	7.9E-10	NA	2.1E-11
Tl-204	5.9E-10	3.9E-09	NA	1.5E-10
Pb-201 +	4.7E-11	7.1E-10	NA	4.8E-12
Pb-202 +	5.4E-10	1.2E-09	NA	2.1E-11
Pb-203	6.8E-11	1.3E-09	NA	2.3E-11
Pb-205	1.9E-11	1.9E-10	NA	2.0E-12
Pb-210 +	2.5E-08	1.3E-08	NA	1.9E-10
Pb-212 +(*)	6.6E-09	1.9E-08	NA	6.1E-10
Bi-205	3.0E-10	3.7E-09	NA	2.8E-11
Bi-206	5.6E-10	8.8E-09	NA	9.8E-11
Bi-207	3.1E-10	6.5E-09	NA	7.0E-11
Bi-210 +	7.3E-10	1.0E-08	NA	1.9E-10
Bi-210m	1.7E-10	1.9E-08	NA	ND
Bi-212 +(*)	1.3E-12	0.0E+00	NA	5.7E-10
Po-210	2.3E-08	1.9E-14	NA	9.3E-17
At-211	1.1E-09	3.7E-12	NA	7.2E-11
Rn-222	0.0E+00	0.0E+00	NA	8.6E-15
Ra-223 +	2.9E-08	3.0E-08	NA	1.3E-11
Ra-224 +	1.9E-08	2.7E-08	NA	9.2E-13
Ra-225 +	2.7E-08	1.1E-08	NA	1.5E-11
Ra-226	7.7E-09	6.9E-09	NA	4.9E-10
Ra-228 +	2.7E-08	5.8E-08	NA	2.4E-10
Ac-225	1.1E-09	2.0E-08	NA	1.3E-12
Ac-227 +	2.9E-08	3.5E-08	NA	8.1E-12
Ac-228	3.3E-11	2.2E-09	NA	2.3E-10
Th-227 +	1.4E-08	1.6E-08	NA	2.1E-11
Th-228 +	2.4E-08	4.0E-08	NA	1.5E-12
Th-229 +	2.9E-08	2.9E-08	NA	2.2E-11
Th-230 +	2.5E-10	5.1E-10	NA	5.1E-13
Th-231	1.8E-12	2.6E-09	NA	9.0E-12
Th-232 +	1.9E-08	4.1E-08	NA	5.1E-13
Th-234 +	1.8E-11	2.7E-08	NA	1.2E-10
Pa-230 +	2.0E-10	3.3E-09	NA	2.5E-11
Pa-231 +	8.2E-09	1.2E-08	NA	6.5E-12
Pa-233	4.5E-11	6.5E-09	NA	4.4E-11
U-230 +	4.3E-09	1.4E-09	NA	7.3E-13
U-232 +	2.4E-08	3.8E-08	NA	1.3E-12
U-233	8.3E-10	2.1E-10	NA	7.0E-12

Radionucléides ^a	Ingestion			Contamination
	Moelle osseuse rouge	Côlon	Thyroïde	Derme
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/Bq)	((Gy-Eq)/(s×Bq/cm ²))
U-234 +	8.2E-10	4.3E-10	NA	1.1E-12
U-235 +	8.2E-10	7.3E-09	NA	1.3E-11
U-236	7.7E-10	3.7E-10	NA	1.1E-12
U-238 +	7.8E-10	2.9E-08	NA	1.4E-12
U appauvri	7.7E-10	1.5E-09	NA	7.1E-13
Np-235	6.4E-13	4.0E-10	NA	ND
Np-236b +	2.3E-11	1.3E-09	NA	ND
Np-236a	3.1E-11	7.1E-09	NA	ND
Np-237 +	2.1E-10	9.2E-09	NA	4.7E-11
Np-239	2.6E-11	6.0E-09	NA	5.2E-11
Pu-236	2.2E-10	4.5E-10	NA	ND
Pu-237	1.1E-11	6.7E-10	NA	ND
Pu-238	2.1E-10	3.6E-10	NA	6.0E-13
Pu-239	2.0E-10	2.3E-10	NA	2.3E-13
Pu-240	2.0E-10	3.6E-10	NA	5.7E-13
Pu-241 +	1.6E-12	1.7E-10	NA	1.7E-14
Pu-242	1.9E-10	3.0E-10	NA	4.9E-13
Pu-244 +	2.7E-10	2.7E-08	NA	4.9E-12
Am-241	1.2E-10	1.9E-09	NA	3.7E-12
Am-242m +	1.1E-10	7.6E-09	NA	1.3E-12
Am-243 +	1.6E-10	9.7E-09	NA	3.9E-13
Am-244	4.3E-11	2.9E-09	NA	6.0E-11
Cm-240	9.2E-11	3.6E-10	NA	ND
Cm-241 +	1.1E-10	5.2E-09	NA	ND
Cm-242	1.2E-10	3.3E-10	NA	5.4E-13
Cm-243	1.5E-10	4.8E-09	NA	1.8E-11
Cm-244	1.2E-10	2.9E-10	NA	5.1E-13
Cm-245	1.3E-10	2.4E-09	NA	4.5E-12
Cm-246	1.1E-10	2.7E-10	NA	1.7E-12
Cm-247	1.8E-10	6.4E-09	NA	1.1E-11
Cm-248 (*)	6.9E-10	ND	NA	2.8E-10
Bk-247	2.7E-10	2.2E-09	NA	ND
Bk-249	7.3E-13	1.1E-09	NA	1.3E-11
Cf-248 +	2.7E-10	2.0E-10	NA	ND
Cf-249	3.3E-10	2.1E-09	NA	1.7E-11
Cf-250 ^g	2.7E-10	1.9E-10	NA	3.5E-12
Cf-251	2.9E-10	6.8E-09	NA	3.6E-11
Cf-252 (*)	6.4E-10	ND	NA	3.7E-10
Cf-253	7.7E-11	2.4E-09	NA	3.8E-12
Cf-254 (*)	2.8E-08	5.0E-07	NA	3.5E-09
²³⁹ Pu/ ⁹ Be ^h	2.0E-10	2.3E-10	NA	2.3E-13
²⁴¹ Am/ ⁹ Be ^h	1.2E-10	1.9E-09	NA	3.7E-12

^a La croissance interne due aux descendants radioactifs a été prise en compte pour le calcul des valeurs D pour tous les radionucléides comme indiqué à l'appendice VIII. Un « + » signale les radionucléides pour lesquels les descendants étaient des sources importantes de dose pour les scénarios considérés. Les facteurs sont basés sur les données de la réf. [49], sauf s'ils sont assortis d'un « * » indiquant qu'ils proviennent de la réf. [50].

^b Dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours (Δ) à la moelle osseuse rouge par suite d'ingestion.

^c Dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours (Δ) au côlon par suite d'ingestion.

- ^d Dose pondérée par l'EBR engagée sur 365 jours (Δ) à la thyroïde par suite d'ingestion.
^e Débit de dose pondérée par l'EBR au derme.
^f « NA » signifie « non applicable ». « ND » signifie « non disponible ».
^g L'activité indiquée est celle du radionucléide émetteur alpha, par ex. ^{239}Pu ou ^{241}Am .
^h La dose due aux neutrons n'a pas été prise en compte, comme expliqué à la section 5.

VI.2. CONTAMINATION DE LA PEAU

L'approche risque utilisait des facteurs de conversion de dose $AF_{6R,V}$ égaux au débit de dose pondérée par l'EBR au tissu 6R (derme) par unité d'activité superficielle d'un radionucléide, reçu selon le scénario V. Les valeurs spécifiques des radionucléides de ces facteurs de conversion ont été calculées comme la somme des trois termes de l'éq. (70). Le premier terme à droite de l'éq. (70) représente les contributions des photons discrets d'énergie $E_{\gamma,i}$ et de rendement Y_i^γ par transformation nucléaire. Le deuxième terme représente la contribution des électrons de conversion de rendement Y_j^e et d'énergie cinétique $E_{e,j}$ et le dernier terme représente la contribution du spectre bêta d'une énergie maximale E_e^0 :

$$AF_{6R,V} = \sum_i^n Y_i^\gamma \times d_{6R,V}^\gamma(E_{\gamma,i}) + \sum_j^m Y_j^e \times d_{6R,V}^e(E_{e,j}) + \int_0^{E_e^0} n_\beta(E_e, E_e^0) d_{6R,V}^e(E_e) dE_e. \quad (70)$$

où :

$AF_{6R,V}$ est le facteur de conversion de dose pondérée par l'EBR au derme (tissu 6R) suite à une contamination uniforme de la surface de la peau comme indiqué dans le scénario V ((Gy-Eq)/(s×Bq/cm²)) ;

$n_\beta(E_e, E_e^0) dE_e$ est le nombre moyen d'électrons d'énergie comprise entre E_e et $E_e + dE_e$ résultant de la désintégration bêta d'un radionucléide d'une énergie maximale de décroissance bêta E_e^0 (MeV), repris de la réf. [52].

$d_{6R,V}^\gamma(E_\gamma)$ est la fonction de réaction égale à la dose pondérée par l'EBR au derme à 40 mg/cm² (0,4 mm ou 400 μm) de profondeur reçue d'une source de photons d'énergie E_γ , uniformément répartie sur la superficie de la peau ((Gy-Eq)×cm²) ;

$d_{6R,V}^e(E_e)$ est la fonction de réaction égale à la dose pondérée par l'EBR au derme reçue d'une source d'électrons d'énergie E_e , uniformément répartie sur la superficie de la peau ((Gy-Eq)×cm²).

La somme du premier terme à droite de l'éq. (70) est la dose pondérée par l'EBR pour l'irradiation du derme par des photons émis par le radionucléide considéré. Les valeurs de cette grandeur, données par Rohloff et Heinzelmann [53], ont servi à calculer les facteurs de conversion de dose. L'équation empirique élaborée par Faw [54] a servi à calculer la fonction de réaction de la dose pondérée par l'EBR au derme reçue d'une source d'électrons d'énergie E_e , uniformément répartie sur la superficie de la peau ((Gy-Eq)×cm²) :

$$d_{6R,V}^e(E_e) = 1.602 \times 10^{-10} \frac{2.7767 + y(8.5167 + y(8.1517 + 2.3104y))}{1 + y(2.5806 + y(1.6233 - 0.2723y))}, \quad (71)$$

où : $y = \log_{10} E_e$ et E_e est l'énergie des électrons (MeV). Cette équation est valable pour des électrons d'énergie minimale (E_{\min}) supérieure à 0,18 MeV. Pour les électrons d'énergie minimale inférieure à cette valeur, $d_{6R,V}^e(E_e)$ est égale à zéro.

La dose à une profondeur de 300 à 500 μm devrait être évaluée [15] afin d'estimer les effets déterministes graves tels que la desquamation humide. C'est la méthode qui a été utilisée dans l'approche risque, où l'on a supposé que des effets déterministes graves apparaissent après irradiation de plus de 100 cm^2 de tissu cutané [12] à une profondeur de 400 μm ($40 \text{ mg} \times \text{cm}^{-2}$).

La comparaison avec les résultats calculés à partir des données publiées [54, 55, 56, 57, 58] fait apparaître une bonne concordance. Les valeurs du facteur de conversion de dose $AF_{6R,V}$ figurent au tableau 19.

VI.3. IMMERSION

Dans l'approche risque, on a utilisé les facteurs de conversion de dose $AF_{2,VI}$ égaux au débit de dose pondérée par l'EBR au tissu 2 (moelle osseuse rouge) due à l'immersion dans un gaz rare radioactif. Les données concernant un panache semi-infini de la réf. [40] utilisées dans le calcul de $AF_{2,VI}$ représentent une bonne approximation de la situation d'immersion dans l'air. L'utilisation de ces facteurs de dose pour l'exposition externe au rayonnement gamma due à l'immersion dans une pièce de 300 m^3 (scénario VI) aboutit à des estimations prudentes pour l'exposition, en raison du volume de la pièce par rapport à un panache infini. Les valeurs du facteur de conversion de dose $AF_{2,VI}$ figurent au tableau 20.

TABLEAU 20. FACTEURS DE CONVERSION DE DOSE PONDEREE PAR L'EBR POUR L'IMMERSION DANS UN GAZ RADIOACTIF

Radionucléide	Moelle osseuse rouge	Radionucléide	Moelle osseuse rouge
	AF _{2,VI}		AF _{2,VI}
	(Gy-Eq)/(Bqxs/m ³)		(Gy-Eq)/(Bqxs/m ³)
N-13	4.60E-14	Kr-87	4.00E-14
Ar-37	0.00E+00	Xe-122	4.50E-14
Ar-39	6.60E-18	Xe-123	3.50E-14
Ar-41	6.30E-14	Xe-127	1.10E-14
Kr-81	2.40E-16	Xe-131m	2.30E-16
Kr-85	1.10E-16	Xe-133	1.10E-15
Kr-85m	6.40E-15	Xe-135	1.10E-14

APPENDICE VII ÉVALUATION DES VALEURS D

Le présent appendice contient une caractérisation générale et une évaluation des valeurs D recommandées figurant au tableau 1.

VII.1. CARACTÉRISATION GÉNÉRALE DES VALEURS D RECOMMANDÉES

Le tableau 21 indique les conditions qui limitent les valeurs D. Dans la plupart des cas (312 sur 369 analysés), l'exposition à une source proche définit l'activité dangereuse correspondant aux matières radioactives non dispersées. L'exposition à une source distante est limitative pour 13 radionucléides. En règle générale, ces radionucléides ont une très faible activité spécifique et ne réussissent pas le test « poche » car ils ne pourraient pas être transportés dans une poche. Dans 19 cas, la valeur D₁ est limitée par la criticité, et elle est illimitée dans 25 cas.

TABLEAU 21. CONDITIONS QUI LIMITENT LES VALEURS D₁

Limitées par le déclenchement d'effets déterministes graves dans l'organe ou le tissu :	Scénario	
	I	II
Tissu mou	312	
Moelle osseuse rouge		
Région AI du tractus respiratoire		
Côlon		
Thyroïde		
Derme		
Torse		13
Limitées par la criticité	19	
Illimitées	25	
Total	369	

Le tableau 22 indique les conditions qui limitent les valeurs D₂. Dans la plupart des cas (314 sur 369 analysés), l'exposition par inhalation et l'exposition du derme par contact définissent l'activité dangereuse correspondant aux matières radioactives dispersées. La moelle osseuse rouge, la région alvéolo-interstitielle du tractus respiratoire et le derme sont les organes critiques qui définissent les valeurs D₂. Le tableau 22 montre aussi que l'incorporation par ingestion associée à l'ingestion par inadvertance ou à la consommation d'eau contaminée n'est importante que dans le cas de ¹⁴C. Dans dix cas, la valeur D₂ est limitée par la criticité, et elle est illimitée dans 17 cas.

TABLEAU 22. CONDITIONS QUI LIMITENT LES VALEURS D₂

Limitées par le déclenchement d'effets déterministes graves dans l'organe ou le tissu :	Scénario			
	IIIR	IV	V	VI
Tissu mou				
Moelle osseuse rouge	119	1		12
Région AI du tractus respiratoire	76			
Côlon	10	0		
Thyroïde	28	0		
Derme			96	
Torse				
Limitées par la criticité	10			
Illimitées	17			
Total	369			

Le tableau 23 indique les conditions qui limitent la valeur D (plus petite de D₁ et D₂). Dans la plupart des cas (266 sur 369 analysés), l'exposition à une source proche définit l'activité dangereuse correspondant aux matières radioactives. Ce n'est que dans six cas (^{97m}Tc, ⁹⁹Tc, ^{125m}Te, ^{127m}Te, ¹²⁵I et ¹²⁶I) que la valeur D est limitée par l'exposition de la thyroïde à des matières dispersées contenant des radionucléides thyroïdiques. À titre de comparaison, cet effet limite la valeur D₂ dans tous les cas d'inhalation où les matières dispersées contiennent des radionucléides thyroïdiques. Dans neuf cas, la valeur D est limitée par la criticité, et elle est illimitée dans 15 cas.

TABLEAU 23. CONDITIONS QUI LIMITENT LES VALEURS D

Limitées par le déclenchement d'effets déterministes graves dans l'organe ou le tissu :	Scénario					
	I	II	IIIR	IV	V	VI
Tissu mou	266					
Moelle osseuse rouge			27	1		0
Région AI du tractus respiratoire			32			
Côlon			0	0		
Thyroïde			6	0		
Derme					8	
Torse		5				
Limitées par la criticité	9					
Illimitées	15					
Total	369					

VII.2. VÉRIFICATION DES VALEURS D RECOMMANDÉES

Le document IAEA-TECDOC-1432, « Development of extended framework for emergency response criteria » [15], reconnaît que l'on ne peut éviter des incertitudes lors de l'évaluation des doses et donne des conseils pour établir les niveaux de référence génériques aux fins des interventions d'urgence. Il existe des incertitudes considérables dans l'établissement des valeurs D et on estime que, sur la base des données et des hypothèses, les résultats pourraient facilement varier d'un facteur dix ou plus. Deux comparaisons ont été faites afin de valider dans une certaine mesure les valeurs D recommandées figurant au tableau 1. La première a consisté à comparer les valeurs calculées par l'approche expert avec celles calculées par l'approche risque. La seconde a consisté à analyser si les valeurs D calculées étaient comparables aux valeurs mesurées pour des sources ayant été mises en jeu dans des situations réelles d'urgence radiologique.

Des données dosimétriques et des critères très différents ont été utilisés dans les approches expert et risque pour établir les valeurs D₂. Les valeurs D basées sur l'approche risque ont été utilisées comme référence car elles avaient été obtenues avec les méthodes les plus récentes de projection de l'occurrence d'effets déterministes présentées dans la réf. [15].

Pour comparer les valeurs D obtenues par les approches expert et risque, en tenant compte des incertitudes relatives aux facteurs de dose, aux critères de dose et aux paramètres de scénario, il semble approprié de considérer comme négligeable une différence de moins d'un facteur cinq entre les valeurs D.

Le tableau 24 présente les valeurs D calculées par les approches expert et risque pour les radionucléides pris en compte dans l'approche expert. La comparaison des valeurs D₁ obtenues par l'approche expert avec celles obtenues par l'approche risque vérifiée montre que les différences sont négligeables. Cela prouve la pertinence des données dosimétriques et des critères utilisés dans ces approches. Les données figurant au tableau 24 montrent que l'approche expert aboutit systématiquement à des estimations plus basses (prudentes) des valeurs D₂. La valeur moyenne du rapport ${}^E D_2 / {}^R D_2$ est $1,1 \pm 0,3$ (niveau de confiance de 99 %). Il n'y a que trois cas dans lesquels les valeurs D₂ obtenues par l'approche expert sont inférieures de plus d'un facteur deux à celles obtenues par l'approche risque, et aucun où elles sont inférieures de plus d'un facteur cinq. En outre, les valeurs D ont été comparées aux valeurs calculées de façon totalement indépendante par des méthodes empiriques et en utilisant des facteurs de dose correspondant à d'autres sources. Ces résultats concordaient aussi avec les valeurs D calculées ici.

TABLEAU 24. COMPARAISON DES VALEURS D OBTENUES PAR LES APPROCHES EXPERT ET RISQUE

Radio-nucléide ^a	Valeur D			Valeur D ₁			Valeur D ₂		
	(TBq)		E/R ^b	(TBq)		E/R	(TBq)		E/R
	E ^b	R ^b		E	R		E	R	
H-3	2.E+3	1.E+3	2.	ILL ^c	ILL	1.	2.E+3 ^e	1.E+3	2.
C-14	5.E+1	9.E+2	0.06	2.E+5	1.E+5	2.	5.E+1	9.E+2	0.06
P-32	1.E+1	8.E+0	1.	1.E+1	1.E+1	1.	2.E+1	8.E+0	3.
S-35	6.E+1	9.E+1	0.7	4.E+4	4.E+4	1.	6.E+1	9.E+1	0.7
Cl-36	2.E+1	3.E+1	0.7	3.E+2	2.E+2	2.	2.E+1 ^f	3.E+1	0.7
Cr-51	2.E+0	2.E+0	1.	2.E+0	2.E+0	1.	5.E+3	1.E+3	5.
Fe-55	8.E+2	4.E+2	2.	ILL	ILL	1.	8.E+2	4.E+2	2.
Co-57	7.E-1	7.E-1	1.	7.E-1	7.E-1	1.	4.E+2	3.E+2	1.
Co-60	3.E-2	3.E-2	1.	3.E-2	3.E-2	1.	3.E+1	3.E+1	1.

Radio-nucléide ^a	Valeur D			Valeur D ₁			Valeur D ₂		
	(TBq)		E/R ^b	(TBq)		E/R	(TBq)		E/R
	E ^b	R ^b		E	R		E	R	
Ni-63	6.E+1	5.E+2	0.1	ILL	ILL	1.	6.E+1	5.E+2	0.1
Zn-65	1.E-1	1.E-1	1.	1.E-1	1.E-1	1.	3.E+2	1.E+2	3.
Ge-68+	7.E-2	7.E-2	1.	7.E-2	7.E-2	1.	2.E+1	1.E+1	2.
Se-75	2.E-1	2.E-1	1.	2.E-1	2.E-1	1.	2.E+2	9.E+1	2.
Kr-85	3.E+1	3.E+1	1.	3.E+1	3.E+1	1.	2.E+3	2.E+3	1.
Sr-89	2.E+1	1.E+1	2.	2.E+1	2.E+1	1.	2.E+1	1.E+1	2.
Sr-90+	1.E+0	5.E+0	0.2	4.E+0	5.E+0	0.8	1.E+0	5.E+0	0.2
Y-90	5.E+0	5.E+0	1.	5.E+0	5.E+0	1.	1.E+1	1.E+1	1.
Y-91	8.E+0	9.E+0	0.9	8.E+0	9.E+0	0.9	2.E+1	2.E+1	1.
Zr-95+	4.E-2	4.E-2	1.	4.E-2	4.E-2	1.	1.E+1	1.E+1	1.
Nb-95	9.E-2	9.E-2	1.	9.E-2	9.E-2	1.	6.E+1	9.E+1	0.7
Mo-99+	3.E-1	3.E-1	1.	3.E-1	3.E-1	1.	2.E+1	2.E+1	1.
Tc-99m	7.E-1	6.E-1	1.	7.E-1	6.E-1	1.	7.E+2	5.E+2	1.
Ru-103+	1.E-1	1.E-1	1.	1.E-1	1.E-1	1.	3.E+1	5.E+1	0.6
Ru-106+	3.E-1	3.E-1	1.	3.E-1	3.E-1	1.	1.E+1	5.E+0	2.
Pd-103+	9.E+1	9.E+1	1.	9.E+1	9.E+1	1.	1.E+2	2.E+2	0.5
Cd-109	2.E+1	2.E+1	1.	2.E+1	2.E+1	1.	3.E+1	8.E+1	0.4
Te-132+	3.E-2	3.E-2	1.	3.E-2	3.E-2	1.	8.E-1	3.E-1	3.
I-125	2.E-1	2.E-1	1.	1.E+1	1.E+1	1.	2.E-1	8.E-1	0.3
I-129	ILL ^c	ILL		ILL	ILL		ILL	ILL	
I-131	2.E-1	2.E-1	1.	2.E-1	2.E-1	1.	2.E-1	3.E-1	0.7
Cs-134	4.E-2	4.E-2	1.	4.E-2	4.E-2	1.	3.E+1	2.E+1	2.
Cs-137+	1.E-1	1.E-1	1.	1.E-1	1.E-1	1.	2.E+1	3.E+1	0.7
Ba-133	2.E-1	2.E-1	1.	2.E-1	2.E-1	1.	7.E+1	8.E+1	0.9
Ce-141	1.E+0	1.E+0	1.	1.E+0	1.E+0	1.	2.E+1	6.E+1	0.3
Ce-144+	9.E-1	9.E-1	1.	9.E-1	9.E-1	1.	9.E+0	6.E+0	2.
Pm-147	4.E+1	1.E+2	0.4	8.E+3	8.E+3	1.	4.E+1	1.E+2	0.4
Eu-152	6.E-2	6.E-2	1.	6.E-2	6.E-2	1.	3.E+1	4.E+1	0.8
Eu-154	6.E-2	6.E-2	1.	6.E-2	6.E-2	1.	2.E+1	3.E+1	0.7
Gd-153	1.E+0	1.E+0	1.	1.E+0	1.E+0	1.	8.E+1	5.E+1	2.
Tm-170	2.E+1	2.E+1	1.	2.E+1	2.E+1	1.	2.E+1	3.E+1	0.7
Yb-169	3.E-1	3.E-1	1.	3.E-1	3.E-1	1.	3.E+1	7.E+1	0.4
Re-188	1.E+0	1.E+0	1.	1.E+0	1.E+0	1.	3.E+1	7.E+0	4.
Ir-192	8.E-2	8.E-2	1.	8.E-2	8.E-2	1.	2.E+1	3.E+1	0.7
Au-198	2.E-1	2.E-1	1.	2.E-1	2.E-1	1.	3.E+1	3.E+1	1.
Hg-203	3.E-1	3.E-1	1.	3.E-1	3.E-1	1.	2.E+0	1.E+1	0.2
Tl-204	2.E+1	4.E+1	0.5	7.E+1	7.E+1	1.	2.E+1	4.E+1	0.5
Po-210	6.E-2	3.E-1	0.2	8.E+3	8.E+3	1.	6.E-2	3.E-1	0.2
Ra-226+	4.E-2	4.E-2	1.	4.E-2	4.E-2	1.	7.E-2	3.E-1	0.2

Radio-nucléide ^a	Valeur D			Valeur D ₁			Valeur D ₂		
	(TBq)		E/R ^b	(TBq)		E/R	(TBq)		E/R
	E ^b	R ^b		E	R		E	R	
Th-230	7.E-2	1.E-1	0.7	9.E+2	7.E+2	1.	7.E-2	1.E-1	0.7
Th-232	ILL ^f	ILL	1.	ILL	ILL	1.	ILL	ILL	1.
U-232	6.E-2	3.E-2	2.	7.E-2	7.E-2	1.	6.E-2 ^f	3.E-2	2.
U-235+	8.E-5	8.E-5	1.	8.E-5	8.E-5	1.	8.E-5	8.E-5	1.
U-238	ILL	ILL	1.	ILL	ILL	1.	ILL	ILL	1.
U naturel	ILL	ND ^c	-	ILL	ND	-	ILL	ND	-
U appauvri	ILL	ND	-	ILL	ND	-	ILL	ND	-
U enrichi > 20 %	8E-5	ND	-	8E-5 ^g	ND	-	8E-5	ND	-
U enrichi 10 % - 20 %	8E-4	ND	-	8E-4 ^g	ND	-	8E-4	ND	-
Np-237+	7.E-2	2.E-1	0.4	3.E-1	3.E-1	1.	7.E-2	2.E-1	0.4
Pu-238	6.E-2	2.E-1	0.3	3.E+2	3.E+2	1.	6.E-2	2.E-1	0.3
Pu-239	6.E-2	2.E-1	0.3	1.E+0	1.E+0	1.	6.E-2	2.E-1	0.3
Pu-240	6.E-2	2.E-1	0.3	4.E+0	4.E+0	1.	6.E-2	2.E-1	0.3
Pu-241+	3.E+0	2.E+1	0.2	2.E+3	2.E+3	1.	3.E+0	2.E+1	0.2
Pu-242	7.E-2	7.E-2	1.	7.E-2	7.E-2	1.	7.E-2 ^g	7.E-2	1.
Am-241	6.E-2	2.E-1	0.3	8.E+0	8.E+0	1.	6.E-2	2.E-1	0.3
Cm-242	4.E-2	2.E-1	0.2	2.E+3	2.E+3	1.	4.E-2	2.E-1	0.2
Cm-244	5.E-2	2.E-1	0.3	1.E+4	3.E+3	3.	5.E-2	2.E-1	0.3
Cf-252	2.E-2	9.E-3	2.	2.E-2	9.E-3	2.	1.E-1	6.E-2	2.
²³⁹ Pu/ ⁹ Be ^d	6.E-2	2.E-1	0.3	1.E+0 ^g	1.E+0	1.	6.E-2	2.E-1	0.3
²⁴¹ Am/ ⁹ Be ^d	6.E-2	2.E-1	0.3	1.E+0	5.E+0	0.2	6.E-2	2.E-1	0.3

^a La croissance interne due aux descendants radioactifs a été prise en compte pour le calcul des valeurs D pour tous les radionucléides comme indiqué à l'appendice VIII. Un « + » signale les radionucléides pour lesquels les descendants étaient des sources importantes de dose pour les scénarios considérés.

^b « E » et « R » dénotent les approches expert et risque ; « E/R » est le rapport entre les valeurs D calculées selon les approches expert et risque.

^c « ILL » – signifie « quantité illimitée » comme défini à l'appendice II. « ND » signifie « non disponible ».

^d Générateur de neutrons. L'activité indiquée est celle du radionucléide émetteur alpha, par ex. ²³⁹Pu ou ²⁴¹Am.

VII.3. EXPÉRIENCE EN MATIÈRE DE SITUATIONS D'URGENCE

Le tableau 25 présente une récapitulation des principaux faits publiés dans des rapports concernant des sources perdues ou volées. Il indique aussi le rapport entre l'activité et la valeur D₁ du radionucléide (A/D₁). Le tableau n'inclut pas un événement au cours duquel une source de curiethérapie de 0,13 TBq de ¹⁹²Ir avait été laissée dans le corps d'une patiente pendant quatre jours, ce qui a provoqué son décès [59]. Ce qui est sans doute la plus petite source non contrôlée à l'origine d'une lésion diminuant la qualité de vie est une source de ¹³⁷Cs qu'un père avait placée intentionnellement dans le lit et les écouteurs de son fils pendant des semaines ou des mois. Il en est résulté des lésions nécessitant une intervention chirurgicale et une perte fonctionnelle [64]. Le père avait une licence pour la détention d'une source de ¹³⁷Cs de 4 Ci (0,14 TBq), mais il est impossible de déterminer la quantité exacte de matière utilisée. La plus petite source à causer accidentellement de

graves lésions par exposition externe était une source de ^{137}Cs de 0,12 à 0,16 TBq [27]. Cela était juste au-dessus de la valeur D_1 de 0,10 TBq donnée pour ^{137}Cs au tableau 1. La plus petite source non contrôlée à l'origine d'une exposition mortelle parmi le public était une source de ^{192}Ir de 1,2 TBq [60], soit environ dix fois la valeur D_1 . Le seul décès résultant d'une incorporation a été causé par l'incorporation de 10^{-5} de la matière très dispersable d'une source de ^{137}Cs [36]. C'est la fraction d'incorporation prise comme hypothèse pour le calcul des valeurs D_2 . Un examen des situations d'urgence ayant comporté des décès dus à l'exposition de l'organisme entier montre que le débit de dose à la moelle osseuse rouge à une distance de 1 mètre (scénario « pièce ») était probablement de l'ordre de 10 à 50 mGy/h pendant la période d'exposition. Cet élément a été pris en compte dans les critères utilisés pour ce scénario (scénario II). Par conséquent, il apparaît que les critères de définition des sources dangereuses concordent avec l'expérience opérationnelle et représentent environ un dixième à un centième du niveau des doses mortelles reçues pendant des urgences réelles mettant en jeu des sources radioactives non contrôlées.

TABLEAU 25. RECAPITULATION DE SITUATIONS D'URGENCE METTANT EN JEU DES SOURCES PERDUES OU VOLEES

Situations d'urgence			D_1^a , TBq	A/ D_1	Conséquences sanitaires
Situation d'urgence	Source	A^b , TBq			
Istanbul [61]	Co-60	23,5	0,03	783	Lésion grave, exposition délétère
Samut Prakarn [62]	Co-60	15	0,03	500	3 décès
Goiânia [36]	Cs-137	50	0,1	500	4 décès
Géorgie, GTR ^c	Sr-90	1000	5	200	1 décès, lésion grave et exposition délétère
Tammiku [63]	Cs-137	7,4	0,1	74	1 décès
Yanango [26, 31]	Ir-192	1,37	0,08	17	Lésion grave, exposition délétère
Cas 20 [60]	Ir-192	1,2	0,08	13,8	8 décès ^d
Chine [64]	Co-60	0,37	0,03	12	2 décès ^e
Algérie [64]	Ir-192	0,97	0,08	11	Exposition délétère ^f
États-Unis [64]	Ir-192	1	0,08	11	Lésion grave
Algérie [64]	Ir-192	1	0,08	11	Lésion grave
Cas 43 [60]	Ir-192	0,3	0,08	3,8	Lésion grave
Gilan [32]	Ir-192	0,185	0,08	2,3	Lésion grave
Cas 37 [60]	Ir-192	0,26	0,08	3,3	Lésion grave
Japon [64]	Ir-192	0,19	0,08	2,3	Exposition délétère ^g
Lilo [27]	Cs-137	0,12-0,16	0,1	1,2-1,6	Lésion grave

^a Valeur D_1 pour le radionucléide concerné prise du tableau 1.

^b Activité (TBq) enregistrée dans la situation d'urgence.

^c Deux personnes exposées, une décédant 1,5 an après l'exposition.

^d La source est peut-être restée dans la pièce jusqu'à quatre mois, avec un débit de dose probable compris entre 20 et 50 mSv/h à 1 mètre de la source.

^e La source a été laissée dans la pièce pendant deux semaines, causant une exposition mortelle avec un débit de dose d'environ 50 mGy/h à 1 m de la source.

^f La source a été laissée dans la pièce pendant cinq semaines, mais sans causer de décès. Le débit de dose était d'environ 10 mGy/h à 1 m de la source.

^g La source a été conservée dans la pièce pendant six jours et manipulée.

APPENDICE VIII CARACTÉRISTIQUES DES SOURCES RADIOACTIVES

Le présent appendice décrit les caractéristiques nucléaires fondamentales des radionucléides considérés. Il s'agit notamment des périodes des radionucléides, des constantes de désintégration et des activités spécifiques, de la production de neutrons, des paramètres nucléaires des émetteurs radioactifs de neutrons, des chaînes de désintégration, de la criticité, des valeurs limites de criticité et de la toxicité chimique. L'appendice décrit aussi l'approche utilisée pour prendre en compte la décroissance radioactive, l'augmentation d'activité due aux descendants (croissance interne) et la criticité.

VIII.1. PÉRIODE ET ACTIVITÉ SPÉCIFIQUE

La période ($T_{1/2}$) et l'activité spécifique (SA) de chaque radionucléide d'intérêt sont indiquées dans le tableau 26. Les valeurs concernant la période sont tirées de la publication 38 de la CIPR [38].

TABLEAU 26. PERIODES, CONSTANTES DE DESINTEGRATION ET ACTIVITES SPECIFIQUES DE RADIONUCLEIDES

Radio-nucléide	$T_{1/2}^a$	$T_{1/2}$	SA
		(s)	(Bq/g)
H-3	12.3 a	3.88E+08	3.59E+14
Be-7	53.3 d	4.61E+06	1.29E+16
Be-10	1.60E+6 a	5.05E+13	8.27E+08
C-11	20.38 min	1.22E+03	3.10E+19
C-14	5.73E+3 a	1.81E+11	1.65E+11
N-13	9.965 min	5.98E+02	5.37E+19
F-18	109.77 min	6.59E+03	3.52E+18
Na-22	2.60 a	8.20E+07	2.31E+14
Na-24	15.00 h	5.40E+04	3.22E+17
Mg-28	20.91 h	7.53E+04	1.98E+17
Al-26	7.16E+5 a	2.26E+13	7.11E+08
Si-31	157.3 min	9.44E+03	1.43E+18
Si-32	4.50E+2 a	1.42E+10	9.19E+11
P-32	14.3 d	1.24E+06	1.06E+16
P-33	25.4 d	2.19E+06	5.76E+15
S-35	87.4 d	7.55E+06	1.58E+15
Cl-36	3.01E+5 a	9.49E+12	1.22E+09
Cl-38	37.21 min	2.23E+03	4.92E+18
Ar-37	35.02d	3.03E+06	3.73E+15
Ar-39	269 a	8.48E+09	1.26E+12
Ar-41	1.827 h	6.58E+03	1.55E+18
K-40	1.28E+9 a	4.04E+16	2.58E+05
K-42	12.36 h	4.45E+04	2.23E+17
K-43	22.6 h	8.14E+04	1.19E+17
Ca-41	1.40E+5 a	4.42E+12	2.31E+09
Ca-45	163 d	1.41E+07	6.58E+14
Ca-47	4.53 d	3.91E+05	2.27E+16

Radio-nucléide	T _{1/2} ^a	T _{1/2}	SA
		(s)	(Bq/g)
Sc-44	3.927 h	1.41E+04	6.71E+17
Sc-46	83.8 d	7.24E+06	1.25E+15
Sc-47	3.35 d	2.89E+05	3.07E+16
Sc-48	1.82 d	1.57E+05	5.53E+16
Ti-44	47.3 a	1.49E+09	6.36E+12
V-48	16.2 d	1.40E+06	6.21E+15
V-49	330 d	2.85E+07	2.99E+14
Cr-51	27.7 d	2.39E+06	3.42E+15
Mn-52	5.59 d	4.83E+05	1.66E+16
Mn-53	3.70E+6 a	1.17E+14	6.75E+07
Mn-54	312 d	2.70E+07	2.87E+14
Mn-56	2.5785 h	9.28E+03	8.03E+17
Fe-52	8.28 h	2.98E+04	2.69E+17
Fe-55	2.70 a	8.51E+07	8.91E+13
Fe-59	44.5 d	3.84E+06	1.84E+15
Fe-60	1.00E+5 a	3.15E+12	2.21E+09
Co-55	17.54 h	6.31E+04	1.20E+17
Co-56	78.7 d	6.80E+06	1.10E+15
Co-57	271 d	2.34E+07	3.13E+14
Co-58	70.8 d	6.12E+06	1.18E+15
Co-58m	9.15 h	3.29E+04	2.18E+17
Co-60	5.27 a	1.66E+08	4.18E+13
Ni-59	7.50E+4 a	2.37E+12	2.99E+09
Ni-63	96.0 a	3.03E+09	2.19E+12
Ni-65	2.520 h	9.07E+03	7.08E+17
Cu-64	12.701 h	4.57E+04	1.43E+17
Cu-67	2.58 d	2.23E+05	2.79E+16
Zn-65	244 d	2.11E+07	3.05E+14
Zn-69	57 min	3.42E+03	1.77E+18
Zn-69m	13.76 h	4.95E+04	1.22E+17
Ga-67	3.26 d	2.82E+05	2.21E+16
Ga-68	68.0 min	4.08E+03	1.50E+18
Ga-72	14.1 h	5.08E+04	1.14E+17
Ge-68	288 d	2.49E+07	2.47E+14
Ge-71	11.8 d	1.02E+06	5.76E+15
Ge-77	11.3 h	4.07E+04	1.33E+17
As-72	1.08 d	9.33E+04	6.21E+16
As-73	80.3 d	6.94E+06	8.24E+14
As-74	17.8 d	1.54E+06	3.67E+15
As-76	1.10 d	9.50E+04	5.78E+16
As-77	1.62 d	1.40E+05	3.87E+16
Se-75	120 d	1.04E+07	5.37E+14
Se-79	6.50E+4 a	2.05E+12	2.58E+09
Br-76	16.2 h	5.83E+04	9.41E+16

Radio- nucléide	$T_{1/2}^a$	$T_{1/2}$	SA
		(s)	(Bq/g)
Br-77	2.33 d	2.01E+05	2.69E+16
Br-82	1.47 d	1.27E+05	4.01E+16
Kr-81	2.1E5 a	6.62E+12	7.78E+08
Kr-85	10.72 a	3.38E+08	1.45E+13
Kr-85m	4.48 h	1.61E+04	3.04E+17
Kr-87	76.3 min	4.58E+03	1.05E+18
Rb-81	4.58 h	1.65E+04	3.12E+17
Rb-83	86.2 d	7.45E+06	6.75E+14
Rb-84	32.8 d	2.83E+06	1.75E+15
Rb-86	18.6 d	1.61E+06	3.02E+15
Rb-87	4.7E+10 a	1.48E+18	3.24E+03
Sr-82	25.0 d	2.16E+06	2.36E+15
Sr-85	64.8 d	5.60E+06	8.77E+14
Sr-85m	1.16 h	4.18E+03	1.18E+18
Sr-87m	2.805 h	1.01E+04	4.75E+17
Sr-89	50.5 d	4.36E+06	1.07E+15
Sr-90	29.1 a	9.18E+08	5.05E+12
Sr-91	9.50 h	3.42E+04	1.34E+17
Sr-92	2.71 h	9.76E+03	4.65E+17
Y-87	3.35 d	2.89E+05	1.66E+16
Y-88	107 d	9.24E+06	5.13E+14
Y-90	2.67 d	2.31E+05	2.01E+16
Y-91	58.5 d	5.05E+06	9.07E+14
Y-91m	0.828 h	2.98E+03	1.54E+18
Y-92	3.54 h	1.27E+04	3.56E+17
Y-93	10.1 h	3.64E+04	1.23E+17
Zr-88	83.4 d	7.21E+06	6.58E+14
Zr-93	1.53E+6 a	4.83E+13	9.30E+07
Zr-95	64.0 d	5.53E+06	7.94E+14
Zr-97	16.90 h	6.08E+04	7.07E+16
Nb-93m	13.6 a	4.29E+08	1.05E+13
Nb-94	2.03E+4 a	6.40E+11	6.93E+09
Nb-95	35.1 d	3.03E+06	1.45E+15
Nb-97	72.1 min	4.33E+03	9.94E+17
Mo-93	3.50E+3 a	1.10E+11	4.07E+10
Mo-99	2.75 d	2.38E+05	1.77E+16
Tc-95m	61.0 d	5.27E+06	8.33E+14
Tc-96	4.28 d	3.70E+05	1.18E+16
Tc-96m	0.858 h	3.09E+03	1.41E+18
Tc-97	2.60E+6 a	8.20E+13	5.25E+07
Tc-97m	87.0 d	7.52E+06	5.72E+14
Tc-98	4.20E+6 a	1.32E+14	3.21E+07
Tc-99	2.13E+5 a	6.72E+12	6.27E+08
Tc-99m	6.02 h	2.17E+04	1.94E+17

Radio-nucléide	T _{1/2} ^a	T _{1/2}	SA
		(s)	(Bq/g)
Ru-97	2.90 d	2.51E+05	1.72E+16
Ru-103	39.3 d	3.40E+06	1.19E+15
Ru-105	4.44 h	1.60E+04	2.49E+17
Ru-106	1.01 a	3.19E+07	1.24E+14
Rh-99	16.0 d	1.38E+06	3.05E+15
Rh-101	3.20 a	1.01E+08	4.09E+13
Rh-102	2.90 a	9.15E+07	4.47E+13
Rh-102m	207 d	1.79E+07	2.29E+14
Rh-103m	56.12 min	3.37E+03	1.20E+18
Rh-105	1.47 d	1.27E+05	3.13E+16
Pd-103	17.0 d	1.47E+06	2.76E+15
Pd-107	6.50E+6 a	2.05E+14	1.90E+07
Pd-109	13.427 h	4.83E+04	7.92E+16
Ag-105	41.0 d	3.54E+06	1.12E+15
Ag-108m	1.27E+2 a	4.01E+09	9.65E+11
Ag-110m	250 d	2.16E+07	1.76E+14
Ag-111	7.45 d	6.44E+05	5.84E+15
Cd-109	1.27 a	4.01E+07	9.56E+13
Cd-113m	13.6 a	4.29E+08	8.61E+12
Cd-115	2.23 d	1.93E+05	1.88E+16
Cd-115m	44.6 d	3.85E+06	9.42E+14
In-111	2.83 d	2.45E+05	1.54E+16
In-113m	1.658 h	5.97E+03	6.19E+17
In-114m	49.5 d	4.28E+06	8.56E+14
In-115m	4.486 h	1.61E+04	2.25E+17
Sn-113	115 d	9.94E+06	3.72E+14
Sn-117m	13.6 d	1.18E+06	3.04E+15
Sn-119m	293 d	2.53E+07	1.39E+14
Sn-121m	55.0 a	1.73E+09	1.99E+12
Sn-123	129 d	1.11E+07	3.04E+14
Sn-125	9.64 d	8.33E+05	4.01E+15
Sn-126	1.00E+5 a	3.15E+12	1.05E+09
Sb-122	2.70 d	2.33E+05	1.47E+16
Sb-124	60.2 d	5.20E+06	6.47E+14
Sb-125	2.77 a	8.74E+07	3.82E+13
Sb-126	12.4 d	1.07E+06	3.09E+15
Te-121	17.0 d	1.47E+06	2.35E+15
Te-121m	154 d	1.33E+07	2.59E+14
Te-123m	120 d	1.04E+07	3.27E+14
Te-125m	58.0 d	5.01E+06	6.66E+14
Te-127	9.35 h	3.37E+04	9.76E+16
Te-127m	109 d	9.42E+06	3.49E+14
Te-129	69.6 min	4.18E+03	7.75E+17

Radio-nucléide	$T_{1/2}^a$	$T_{1/2}$	SA
		(s)	(Bq/g)
Te-129m	33.6 d	2.90E+06	1.11E+15
Te-131m	1.25 d	1.08E+05	2.95E+16
Te-132	3.26 d	2.82E+05	1.12E+16
I-123	13.2 h	4.75E+04	7.14E+16
I-124	4.18 d	3.61E+05	9.32E+15
I-125	60.1 d	5.19E+06	6.43E+14
I-126	13.0 d	1.12E+06	2.95E+15
I-129	1.57E+7 a	4.95E+14	6.53E+06
I-131	8.04 d	6.95E+05	4.59E+15
I-132	2.30 h	8.28E+03	3.82E+17
I-133	20.8 h	7.49E+04	4.19E+16
I-134	52.6 min	3.16E+03	9.87E+17
I-135	6.61 h	2.38E+04	1.30E+17
Xe-122	20.1 h	7.24E+04	4.73E+16
Xe-123	2.08 h	7.49E+03	4.53E+17
Xe-127	36.41d	3.15E+06	1.04E+15
Xe-131m	11.9d	1.03E+06	3.10E+15
Xe-133	5.245d	4.53E+05	6.92E+15
Xe-135	9.09 h	3.27E+04	9.45E+16
Cs-129	1.34 d	1.16E+05	2.79E+16
Cs-131	9.69 d	8.37E+05	3.80E+15
Cs-132	6.48 d	5.60E+05	5.65E+15
Cs-134	2.06 a	6.50E+07	4.79E+13
Cs-134m	2.90 h	1.04E+04	2.98E+17
Cs-135	2.30E+6 a	7.25E+13	4.26E+07
Cs-136	13.1 d	1.13E+06	2.71E+15
Cs-137	30.0 a	9.46E+08	3.22E+12
Ba-131	11.8 d	1.02E+06	3.12E+15
Ba-133	10.7 a	3.37E+08	9.30E+12
Ba-133m	1.62 d	1.40E+05	2.24E+16
Ba-140	12.7 d	1.10E+06	2.72E+15
La-137	6.00E+4 a	1.89E+12	1.61E+09
La-140	1.68 d	1.45E+05	2.05E+16
Ce-139	138 d	1.19E+07	2.52E+14
Ce-141	32.5 d	2.81E+06	1.05E+15
Ce-143	1.38 d	1.19E+05	2.45E+16
Ce-144	284 d	2.45E+07	1.18E+14
Pr-142	19.13 h	6.89E+04	4.27E+16
Pr-143	13.6 d	1.18E+06	2.48E+15
Nd-147	11.0 d	9.50E+05	2.99E+15
Nd-149	1.73 h	6.23E+03	4.50E+17
Pm-143	265 d	2.29E+07	1.27E+14
Pm-144	363 d	3.14E+07	9.24E+13
Pm-145	17.7 a	5.58E+08	5.16E+12

Radio-nucléide	$T_{1/2}^a$	$T_{1/2}$	SA
		(s)	(Bq/g)
Pm-147	2.62 a	8.26E+07	3.44E+13
Pm-148m	41.3 d	3.57E+06	7.90E+14
Pm-149	2.21 d	1.91E+05	1.47E+16
Pm-151	1.18 d	1.02E+05	2.71E+16
Sm-145	340 d	2.94E+07	9.80E+13
Sm-147	1.1E+11 a	3.34E+18	8.49E+02
Sm-151	90.0 a	2.84E+09	9.74E+11
Sm-153	1.95 d	1.68E+05	1.62E+16
Eu-147	24.0 d	2.07E+06	1.37E+15
Eu-148	54.5 d	4.71E+06	5.99E+14
Eu-149	93.1 d	8.04E+06	3.48E+14
Eu-150a	12.62 h	4.54E+04	6.12E+16
Eu-150b	34.2 a	1.08E+09	2.58E+12
Eu-152	13.3 a	4.19E+08	6.55E+12
Eu-152m	9.32 h	3.36E+04	8.18E+16
Eu-154	8.80 a	2.78E+08	9.76E+12
Eu-155	4.96 a	1.56E+08	1.72E+13
Eu-156	15.2 d	1.31E+06	2.04E+15
Gd-146	48.3 d	4.17E+06	6.85E+14
Gd-148	93.0 a	2.93E+09	9.61E+11
Gd-153	242 d	2.09E+07	1.30E+14
Gd-159	18.56 h	6.68E+04	3.93E+16
Tb-157	1.50E+2 a	4.73E+09	5.62E+11
Tb-158	1.50E+2 a	4.73E+09	5.58E+11
Tb-160	72.3 d	6.25E+06	4.17E+14
Dy-159	144 d	1.24E+07	2.11E+14
Dy-165	2.334 h	8.40E+03	3.01E+17
Dy-166	3.40 d	2.94E+05	8.56E+15
Ho-166	1.12 d	9.68E+04	2.60E+16
Ho-166m	1.20E+3 a	3.78E+10	6.64E+10
Er-169	9.30 d	8.04E+05	3.07E+15
Er-171	7.52 h	2.71E+04	9.01E+16
Tm-167	9.24 d	7.98E+05	3.13E+15
Tm-170	129 d	1.11E+07	2.20E+14
Tm-171	1.92 a	6.05E+07	4.03E+13
Yb-169	32.0 d	2.76E+06	8.93E+14
Yb-175	4.19 d	3.62E+05	6.59E+15
Lu-172	6.70 d	5.79E+05	4.19E+15
Lu-173	1.37 a	4.32E+07	5.58E+13
Lu-174	3.31 a	1.04E+08	2.30E+13
Lu-174m	142 d	1.23E+07	1.95E+14
Lu-177	6.71 d	5.80E+05	4.07E+15
Hf-172	1.87 a	5.90E+07	4.11E+13
Hf-175	70.0 d	6.05E+06	3.94E+14

Radio-nucléide	$T_{1/2}^a$	$T_{1/2}$	SA
		(s)	(Bq/g)
Hf-181	42.4 d	3.66E+06	6.29E+14
Hf-182	9.00E+6 a	2.84E+14	8.08E+06
Ta-178b	2.2 h	7.92E+03	2.96E+17
Ta-179	1.82 a	5.74E+07	4.06E+13
Ta-182	115 d	9.94E+06	2.31E+14
W-178	21.7 d	1.87E+06	1.25E+15
W-181	121 d	1.05E+07	2.21E+14
W-185	75.1 d	6.49E+06	3.48E+14
W-187	23.9 h	8.60E+04	2.59E+16
W-188	69.4 d	6.00E+06	3.70E+14
Re-184	38.0 d	3.28E+06	6.91E+14
Re-184m	165 d	1.43E+07	1.59E+14
Re-186	3.78 d	3.27E+05	6.87E+15
Re-187	5.0E+10 a	1.58E+18	1.42E+03
Re-188	16.98 h	6.11E+04	3.63E+16
Re-189	1.01 d	8.73E+04	2.53E+16
Os-185	94.0 d	8.12E+06	2.78E+14
Os-191	15.4 d	1.33E+06	1.64E+15
Os-191m	13.0 h	4.68E+04	4.67E+16
Os-193	1.25 d	1.08E+05	2.00E+16
Os-194	6.00 a	1.89E+08	1.14E+13
Ir-189	13.3 d	1.15E+06	1.92E+15
Ir-190	12.1 d	1.05E+06	2.10E+15
Ir-192	74.0 d	6.39E+06	3.40E+14
Ir-194	19.15 h	6.89E+04	3.12E+16
Pt-188	10.2 d	8.81E+05	2.52E+15
Pt-191	2.80 d	2.42E+05	9.03E+15
Pt-193	50.0 a	1.58E+09	1.37E+12
Pt-193m	4.33 d	3.74E+05	5.78E+15
Pt-195m	4.02 d	3.47E+05	6.16E+15
Pt-197	18.3 h	6.59E+04	3.22E+16
Pt-197m	94.4 min	5.66E+03	3.74E+17
Au-193	17.6 h	6.34E+04	3.41E+16
Au-194	1.64 d	1.42E+05	1.52E+16
Au-195	183 d	1.58E+07	1.35E+14
Au-198	2.69 d	2.32E+05	9.07E+15
Au-199	3.14 d	2.71E+05	7.73E+15
Hg-194	2.60E+2 a	8.20E+09	2.62E+11
Hg-195m	1.73 d	1.49E+05	1.43E+16
Hg-197	2.67 d	2.31E+05	9.18E+15
Hg-197m	23.8 h	8.57E+04	2.47E+16
Hg-203	46.6 d	4.03E+06	5.11E+14
Tl-200	1.09 d	9.42E+04	2.22E+16
Tl-201	3.04 d	2.63E+05	7.90E+15

Radio-nucléide	$T_{1/2}^a$	$T_{1/2}$	SA
		(s)	(Bq/g)
Tl-202	12.2 d	1.05E+06	1.96E+15
Tl-204	3.78 a	1.19E+08	1.72E+13
Pb-201	9.40 h	3.38E+04	6.13E+16
Pb-202	3.00E+5 a	9.46E+12	2.18E+08
Pb-203	2.17 d	1.87E+05	1.10E+16
Pb-205	1.43E+7 a	4.51E+14	4.51E+06
Pb-210	22.3 a	7.03E+08	2.83E+12
Pb-212	10.64 h	3.83E+04	5.14E+16
Bi-205	15.3 d	1.32E+06	1.54E+15
Bi-206	6.24 d	5.39E+05	3.76E+15
Bi-207	38.0 a	1.20E+09	1.68E+12
Bi-210	5.01 d	4.33E+05	4.59E+15
Bi-210m	3.00E+6 a	9.46E+13	2.10E+07
Bi-212	60.55 min	3.63E+03	5.42E+17
Po-210	138 d	1.19E+07	1.67E+14
At-211	7.21 h	2.60E+04	7.62E+16
Rn-222	3.8235d	3.30E+05	5.69E+15
Ra-223	11.4 d	9.85E+05	1.90E+15
Ra-224	3.66 d	3.16E+05	5.89E+15
Ra-225	14.8 d	1.28E+06	1.45E+15
Ra-226	1.60E+3 a	5.05E+10	3.66E+10
Ra-228	5.75 a	1.81E+08	1.01E+13
Ac-225	10.0 d	8.64E+05	2.15E+15
Ac-227	21.8 a	6.87E+08	2.67E+12
Ac-228	6.13 h	2.21E+04	8.29E+16
Th-227	18.7 d	1.62E+06	1.14E+15
Th-228	1.91 a	6.02E+07	3.04E+13
Th-229	7.34E+3 a	2.31E+11	7.87E+09
Th-230	7.70E+4 a	2.43E+12	7.47E+08
Th-231	1.06 d	9.16E+04	1.97E+16
Th-232	1.4E+10 a	4.42E+17	4.07E+03
Th-234	24.1 d	2.08E+06	8.56E+14
Pa-230	17.4 d	1.50E+06	1.21E+15
Pa-231	3.27E+4 a	1.03E+12	1.75E+09
Pa-233	27.0 d	2.33E+06	7.68E+14
U-230	20.8 d	1.80E+06	1.01E+15
U-232	72.0 a	2.27E+09	7.92E+11
U-233	1.58E+5 a	4.98E+12	3.59E+08
U-234	2.44E+5 a	7.69E+12	2.32E+08
U-235	7.04E+8 a	2.22E+16	8.00E+04
U-236	2.34E+7 a	7.38E+14	2.40E+06
U-238	4.47E+9 a	1.41E+17	1.24E+04
Np-235	1.08 a	3.41E+07	5.21E+13
Np-236b	1.15E+5 a	3.63E+12	4.88E+08

Radio-nucléide	$T_{1/2}^a$	$T_{1/2}$	SA
		(s)	(Bq/g)
Np-236a	22.5 h	8.10E+04	2.18E+16
Np-237	2.14E+6 a	6.75E+13	2.61E+07
Np-239	2.36 d	2.04E+05	8.56E+15
Pu-236	2.85 a	8.99E+07	1.97E+13
Pu-237	45.3 d	3.91E+06	4.50E+14
Pu-238	87.7 a	2.77E+09	6.34E+11
Pu-239	2.41E+4 a	7.60E+11	2.30E+09
Pu-240	6.54E+3 a	2.06E+11	8.43E+09
Pu-241	14.4 a	4.54E+08	3.81E+12
Pu-242	3.76E+5 a	1.19E+13	1.45E+08
Pu-244	8.26E+7 a	2.60E+15	6.57E+05
Am-241	4.32E+2 a	1.36E+10	1.27E+11
Am-242m	1.52E+2 a	4.79E+09	3.60E+11
Am-243	7.38E+3 a	2.33E+11	7.38E+09
Am-244	10.1 h	3.64E+04	4.70E+16
Cm-240	27.0 d	2.33E+06	7.45E+14
Cm-241	32.8 d	2.83E+06	6.11E+14
Cm-242	163 d	1.41E+07	1.22E+14
Cm-243	28.5 a	8.99E+08	1.91E+12
Cm-244	18.1 a	5.71E+08	3.00E+12
Cm-245	8.50E+3 a	2.68E+11	6.35E+09
Cm-246	4.73E+3 a	1.49E+11	1.14E+10
Cm-247	1.56E+7 a	4.92E+14	3.43E+06
Cm-248	3.39E+5 a	1.07E+13	1.57E+08
Bk-247	1.38E+3 a	4.35E+10	3.88E+10
Bk-249	320 d	2.76E+07	6.06E+13
Cf-248	334 d	2.89E+07	5.83E+13
Cf-249	3.50E+2 a	1.10E+10	1.52E+11
Cf-250	13.1 a	4.13E+08	4.04E+12
Cf-251	8.98E+2 a	2.83E+10	5.87E+10
Cf-252	2.64 a	8.33E+07	1.99E+13
Cf-253	17.8 d	1.54E+06	1.07E+15
Cf-254	60.5 d	5.23E+06	3.14E+14

^a années (a), jours (d), heures (h) et minutes (min).

VIII.2. PRODUCTION DE NEUTRONS

En règle générale, les matières radioactives qui émettent des neutrons le font par suite soit de fission spontanée soit de la réaction (α, n). Les émetteurs de neutrons peuvent constituer des risques aussi bien internes qu'externes. Pour l'incorporation de matières dispersées contenant des radionucléides susceptibles de fission spontanée, on a utilisé les facteurs de conversion de dose des réf. [49, 50] et on a tenu compte des doses internes dues aux neutrons instantanés et retardés, aux photons et aux particules bêta résultant de la fission. Les rendements neutroniques des sources (α, n) dépendent de leur forme physique et de leur composition. Le rendement est le plus élevé pour les matières solides et négligeable pour une source dispersée. Par conséquent, après dispersion une telle source devient un

mélange de grains émetteurs alpha avec un rendement neutronique négligeable. Elle présente alors le même risque interne que la matière émettrice alpha faisant partie de la source. Les approches expert et risque considèrent toutes deux les matières radioactives émettrices de neutrons comme une source particulière d'exposition externe.

Dans l'approche expert, le rendement neutronique des sources $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ et $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ (neutrons résultant de la réaction (α, n)) a été pris comme égal à $6,0 \times 10^{-5}$ neutrons/(Bqxs) [47] et les facteurs de conversion de dose ont été calculés comme indiqué dans l'appendice IV. Pour ^{252}Cf (fission spontanée), on a utilisé le facteur de conversion du débit de dose externe de la réf. [46].

Le tableau 27 indique les rendements neutroniques des sources utilisés dans l'approche risque. Les radionucléides à fission spontanée ^{248}Cm , ^{250}Cf , ^{252}Cf et ^{254}Cf ont été pris en compte dans cette approche. Les divers nucléides ont des spectres énergétiques des neutrons de fission différents, mais pour ^{248}Cm , ^{250}Cf , ^{252}Cf et ^{254}Cf ces différences sont suffisamment petites pour ne pas entraîner de divergences importantes des facteurs de conversion de dose. Par conséquent, on a utilisé le spectre énergétique non modifié des neutrons résultant de la fission de ^{252}Cf donné dans la réf. [48] pour estimer les facteurs de conversion de dose pour tous les radionucléides à fission spontanée. Des neutrons instantanés et retardés et des particules bêta sont aussi émis par fission spontanée, comme expliqué dans la réf. [65]. Ces rayonnements emportent une part importante de l'énergie de fission spontanée et constituent aussi un risque externe. Les sources $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ et $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ émettent des neutrons résultant de la réaction (α, n) avec le béryllium. Cette réaction dans ^9Be conduit à l'émission de photons de 4,4 MeV avec un rapport photons/neutrons d'environ 0,6 à 1 [66]. Le spectre énergétique des neutrons produits dans une réaction (α, n) dépend de l'énergie de la particule alpha participant à l'interaction. Toutefois, les différences d'énergie des particules alpha de ^{239}Pu ($E_\alpha = 5,15$ MeV) et de ^{241}Am ($E_\alpha = 5,45$ MeV) sont suffisamment petites pour n'entraîner que de faibles différences des spectres neutroniques des sources $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ et $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$. Par conséquent, on a utilisé le spectre énergétique non modifié des neutrons d'une source $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ donné dans la réf. [48] pour estimer les facteurs de conversion de dose pour les deux sources.

TABLEAU 27. PARAMETRES NUCLEAIRES DES EMETTEURS RADIOACTIFS DE NEUTRONS

Source de neutrons	Origine des neutrons	Paramètre nucléaire	
		Rendement neutronique	Rendement d'énergie photonique ^a
		(neutron/(Bqxs))	(MeV/(Bqxs))
^{248}Cm	FS ^b	2.6E-01 [38]	1.3E+00 [38, 65]
^{250}Cf	FS	2.7E-03 [38]	1.1E-02 [38, 65]
^{252}Cf	FS	1.1E-01 [38]	4.7E-01 [38, 65]
^{254}Cf	FS	3.9E+00 [38]	1.7E+01 [38, 65]
$^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ ^c	Réaction (α, n)	6.0E-05 [67]	9.4E-04 [38, 66]
$^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ ^c	Réaction (α, n)	7.5E-05 [67]	3.2E-02 [38, 66]

^a Ce paramètre inclut les photons résultant de la décroissance alpha et bêta, ainsi que de la fission spontanée ou de la réaction (α, n) .

^b Fission spontanée

^c L'activité indiquée est celle du radionucléide émetteur alpha, par ex. ^{239}Pu ou ^{241}Am .

VIII.3. CHAÎNES DE DÉSINTÉGRATION

Toutes les valeurs D sont données en termes d'activité d'une source au moment de sa fabrication. Cette valeur est appelée activité initiale du radionucléide précurseur dans la source ou, plus

brièvement, activité initiale de la source. Pour tenir compte des changements des propriétés radiologiques des radionucléides dans une source avec le temps, les valeurs D ont été calculées pour le mélange le plus dangereux de radionucléides précurseurs et descendants jusqu'à l'âge limite de 10 ans.

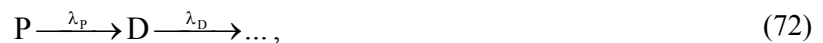
VIII.3.1. L'approche expert

Dans l'approche expert, la décroissance et la croissance interne sont prises en compte dans le cadre d'une approche simple et prudente dans laquelle on suppose que tous les descendants sont en équilibre avec l'activité initiale de leur précurseur au moment de l'exposition de personnes dans une situation d'urgence. L'exception est la chaîne de désintégration $^{241}\text{Pu} - ^{241}\text{Am}$. Pour ^{241}Pu , la croissance interne due à ^{241}Am sur dix ans a été simplement ajoutée à l'activité initiale de ^{241}Pu . Par conséquent, on a supposé pour le calcul des valeurs D que pour chaque becquerel de ^{241}Pu , il y avait aussi 0,02 Bq de ^{241}Am au début de l'exposition.

VIII.3.2. L'approche risque

Dans l'approche risque, la décroissance et la croissance interne sont prises en compte par le recours à un facteur de conversion de dose ajusté, comme expliqué ci-dessous. La valeur du facteur de conversion de dose ajusté a été appliquée à l'activité initiale et tenait compte de la décroissance du radionucléide précurseur, de la croissance interne des descendants et de leurs propriétés nucléaires. On a supposé que l'exposition à la source se produisait lorsque celle-ci contenait le mélange le plus dangereux de radionucléides résultant de la décroissance du précurseur. Par exemple, une source de ^{225}Ra a le facteur de conversion de dose ajusté le plus élevé après neuf jours pour l'irradiation de la région alvéolo-interstitielle du tractus respiratoire (tissu 3R) et après 16 jours pour l'irradiation de la moelle osseuse rouge (tissu 2). C'est à dix ans que le plutonium 241 est le plus dangereux, quand pour chaque becquerel d'activité initiale de ^{241}Pu on suppose qu'il y a 0,62 Bq de ^{241}Pu et 0,012 Bq de ^{241}Am . La prise en compte des chaînes de désintégration dans l'approche risque est expliquée en détail ci-après.

Pendant la décroissance radioactive, un radionucléide précurseur produit des descendants. Si les descendants sont radioactifs, ils forment, avec le précurseur, une chaîne de désintégration. Cette chaîne peut être exprimée comme suit :



où :

« P » et « D » sont les nucléides précurseur et descendant ;

λ_p et λ_D sont les constantes de désintégration des radionucléides précurseur et descendant (s^{-1}).

La désintégration du radionucléide initial (précurseur) commence à $t=0$, lorsque la source est fabriquée et le nombre de descendants est égal à zéro ($ND(0)=0$). À un âge $t>0$, la source contient un mélange de nucléides de la chaîne de désintégration. Les activités des radionucléides précurseur et descendants dans la source sont fonction du temps :

$$A_p(t) = A_p(0) \times \exp(-\lambda_p t), \quad (73)$$

$$A_D(t) = A_p(0) \frac{\lambda_D}{\lambda_D - \lambda_p} [\exp(-\lambda_p t) - \exp(-\lambda_D t)], \quad (74)$$

où :

$A_p(t)$ est l'activité du radionucléide précurseur à l'instant t (Bq) ;

$A_D(t)$ est l'activité du radionucléide descendant à l'instant t (Bq) ;

$A_p(0)$ est l'activité initiale du radionucléide précurseur à l'instant $t=0$ (Bq) ;

λ_p et λ_D sont les constantes de désintégration des radionucléides précurseur et descendant respectivement (s^{-1}).

À un âge $t > 0$, la source cause une exposition résultant en une dose $D(t)$ qui dépend de la radioactivité des radionucléides de la chaîne :

$$D(t) = [A_p(t) \times CF_p + A_D(t) \times CF_D] \times F, \quad (75)$$

où :

CF_p et CF_D sont les facteurs de conversion de dose pour les radionucléides précurseur et descendant (facteurs de conversion de dose absorbée, de dose pondérée par l'EBR, etc.) ;

F est un produit de facteurs d'exposition tenant compte du scénario considéré ; et

λ_p et λ_D sont les constantes de désintégration des radionucléides précurseur et descendant respectivement (s^{-1}).

Si la dose $D(t)$ est normalisée par l'activité initiale de la source, $A_p(0)$, elle peut être exprimée comme suit :

$$D(t) = A_p(0) \times CF_{p+D}(t) \times F, \quad (76)$$

où :

$A_p(0)$ est l'activité initiale du radionucléide précurseur à l'instant $t = 0$ (Bq) ;

F est un produit de facteurs d'exposition tenant compte du scénario considéré ;

$CF_{p+D}(t)$ est un facteur de conversion de dose ajusté pour une activité unitaire initiale d'un radionucléide précurseur à l'âge t (quand la source a échappé au contrôle). Compte tenu des éq. (73), (74), (75) et (76), cette égalité peut s'écrire comme suit :

$$CF_{p+D}(t) = CF_p \times \exp(-\lambda_p t) + CF_D \frac{\lambda_D}{\lambda_D - \lambda_p} [\exp(-\lambda_p t) - \exp(-\lambda_D t)]. \quad (77)$$

La valeur de $D(t)$ est maximale à $t = t_{\max}$, lorsque la valeur de $CF_{p+D}(t)$ est elle aussi maximale. La valeur de t_{\max} dépend des propriétés des radionucléides de la chaîne et est limitée par le plafond de dix ans choisi pour l'âge maximal de la source :

$$t_{\max} = \begin{cases} 0, & \text{si } \tau \leq 0; \\ \tau, & \text{si } 0 < \tau < 10 \text{ ans;} \\ 10 \text{ ans,} & \text{si } 10 \text{ ans} < \tau, \end{cases} \quad (78)$$

et

$$\tau = \begin{cases} 0, & \text{si } CF_D \lambda_D \leq CF_p \lambda_p; \\ \frac{1}{\lambda_p - \lambda_D} \ln \left[\left(\frac{CF_p}{CF_D} + 1 \right) \frac{\lambda_p}{\lambda_D} - \frac{CF_p}{CF_D} \left(\frac{\lambda_p}{\lambda_D} \right)^2 \right], & \text{si } CF_D \lambda_D > CF_p \lambda_p. \end{cases} \quad (79)$$

La valeur maximale du facteur de conversion de dose ajusté pour l'activité initiale d'un radionucléide précurseur dans une source, CF_{P+} , est donnée par :

$$CF_{P+} = \max_{t>0} CF_{P+D}(t) = \begin{cases} CF_P, & \text{si } CF_D \lambda_D \leq CF_P \lambda_P; \\ CF_{P+D}(t_{\max}), & \text{si } CF_D \lambda_D > CF_P \lambda_P, \end{cases} \quad (80)$$

où $CF_{P+D}(t_{\max})$ est donné par l'éq. (77) pour $t = t_{\max}$ donné par l'éq. (78).

Certains radionucléides du tableau 26 ont plus d'un descendant. L'algorithme décrit ci-dessus pour un segment d'une chaîne simple est aussi applicable à une situation plus générale comme :

$$A_n(t) = A_P(0) \frac{\lambda_n}{\lambda_P} \sum_{i=0}^n q_{n,i} \exp(-\lambda_i t), \quad n=0, 1, \dots \quad (81)$$

où :

$q_{n,i}$ sont des coefficients connectés par une formule récurrente :

$$q_{n,i} = -\frac{\lambda_{n-1}}{\lambda_i - \lambda_{n-1}} q_{n-1,i}, \quad i = 0, \dots, n-1, \text{ et } q_{0,0} = 1; \quad (82)$$

$$q_{n,n} = -\sum_{i=0}^{n-1} q_{n,i}; \quad (83)$$

λ_i est la constante de désintégration du descendant i dans la chaîne dont le précurseur a un indice de 0.

L'algorithme étendu a servi à évaluer les facteurs de conversion de dose pour ^{131m}Te , ^{224}Ra , ^{225}Ra , ^{228}Ra , ^{227}Ac , ^{227}Th , ^{228}Th , ^{229}Th , ^{232}Th , ^{230}Pa , ^{231}Pa , ^{232}U , ^{234}U , ^{238}U et ^{242m}Am .

VIII.4. CRITICITÉ

Pour l'établissement des valeurs D, la masse de matière correspondant à l'activité initiale considérée comme dangereuse pour divers scénarios d'exposition a aussi été évaluée par rapport à un critère garantissant que la criticité ne fasse pas problème. Cela a été fait en fixant une limite d'activité pour la criticité (A_c). De nombreux radionucléides ayant un numéro atomique (Z) supérieur à 87 peuvent entretenir une réaction en chaîne de fission. Les réf. [68, 69, 70] indiquent les limites, en termes de masse sous-critique, dans lesquelles les isotopes peuvent être utilisés de manière sûre sans risque de criticité. Le tableau 28 indique ces limites, ainsi que la limite de criticité convertie en activité, A_c . En outre, le plutonium et l'uranium hautement enrichi pourraient être utilisés pour la construction d'un dispositif nucléaire explosif par un groupe techniquement compétent. Compte tenu de cette possibilité, le document INFCIRC/225/Rev.4, « La protection physique des matières et installations nucléaires » [71], contient des recommandations pour la protection physique des matières nucléaires contre l'enlèvement non autorisé et pour la protection des matières ou installations nucléaires contre le sabotage. Ce document de l'AIEA donne des orientations pour trois catégories de matières nucléaires. À chaque catégorie est associé un niveau recommandé de mesures de protection physique basées sur le risque que ces matières ne soient utilisées pour un explosif nucléaire. Selon la réf. [71], les « matières nucléaires de catégorie II » constituent le niveau le plus bas où de solides mesures de sécurité soient justifiées et qui nécessite une intervention immédiate pour reprendre rapidement le contrôle de matières perdues ou volées. Les critères pour les matières nucléaires de catégorie II figurent aussi au tableau 28.

Pour fixer les valeurs A_c , on a donné la priorité aux critères approuvés par la communauté internationale dans la réf. [71]. Comme il ressort du tableau 28, à l'exception de ^{241}Pu , les critères d'inclusion dans les « matières nucléaires de catégorie II » étaient inférieurs aux limites de criticité données dans les réf. [68, 69]. Pour ^{241}Pu , la limite de criticité donnée dans la réf. [69] concernait une solution aqueuse, ce qui ne serait applicable que pour l'établissement de la valeur D_2 (matières dispersables). La limite de criticité pour la forme solide, utilisée pour définir une quantité dangereuse de matières non dispersées (valeurs D_1), devrait être supérieure d'un facteur cinq ou plus à celle valable pour une solution aqueuse. De ce fait, elle serait plus élevée que les critères d'inclusion dans les « matières nucléaires de catégorie II ». Par conséquent, pour le plutonium, l'uranium hautement enrichi ou ^{235}U , les critères d'inclusion dans les « matières nucléaires de catégorie II » ont été utilisés pour l'établissement des valeurs D . Pour les radionucléides qui ne sont pas traités dans le document INFCIRC/225/Rev.4, les valeurs minimales données par les réf. [68, 69, 70] ont été utilisées comme critères du risque de criticité. Toute quantité des radionucléides ayant un numéro atomique $Z < 87$ figurant au tableau 26 est supposée illimitée pour le risque de criticité, à l'exception de ^{222}Rn , pour lequel la valeur A_c est donnée au tableau 28.

TABLEAU 28. VALEURS DE LA LIMITE DE CRITICITE

Radio-nucléide	Estimations de la limite de criticité			Critères MNC-II [71] ^a	Critères de criticité utilisés dans les valeurs D	
	Réf. [68]	Réf. [69]	Réf. [70]		M_C	A_C
	(g)	(g)	(g)		(g)	(TBq)
Rn-222			1.5E+01		1.5E+01	8.5E+04
Ra-223			1.5E+01		1.5E+01	2.9E+04
Ra-224			1.5E+01		1.5E+01	8.8E+04
Ra-225			1.5E+01		1.5E+01	2.2E+04
Ra-226			Illimitée		Illimitée	Illimitée
Ra-228			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.5E+02
Ac-227			Illimitée		Illimitée	Illimitée
Ac-225			1.5E+01		1.5E+01	4.0E+01
Ac-228			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.2E+06
Th-227			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.7E+04
Th-228			Illimitée		Illimitée	Illimitée
Th-229			Illimitée		Illimitée	Illimitée
Th-230			Illimitée		Illimitée	Illimitée
Th-231			1.5E+01 ^b		1.5E+01	3.0E+05
Th-232			Illimitée		Illimitée	Illimitée
Th-234			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.3E+04
Pa-230			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.8E+04
Pa-231			1.0E+04		1.0E+04	1.8E+01
Pa-233			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.2E+04
U-230			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.5E+04
U-232			5.0E+02		5.0E+02	4.0E+02

Radio-nucléide	Estimations de la limite de criticité			Critères MNC-II [71] ^a	Critères de criticité utilisés dans les valeurs D	
	Réf. [68]	Réf. [69]	Réf. [70]		M _C	A _C
	(g)	(g)	(g)	(g)	(g)	(TBq)
U-233	5.5E+02 ^c 6.7E+02 ^d		1.95E+02		2.0E+02	7.0E-02
U-234			5.0E+02		5.0E+02	1.2E-01
U-235	7.6E+02 ^c 2.0E+04 ^d		2.9E+02	1.E+03	1.E+03	8.0E-05
²³⁵ U > 20%				1.E+03	1.E+03	8.0E-05 ^e
²³⁵ U 10% - 20%				1.E+04	1.E+04	8.0E-04 ^e
U-236			Illimitée		Illimitée	Illimitée
U-238			Illimitée		Illimitée	Illimitée
Np-235			5.0E+02		5.0E+02	2.6E+04
Np-236b			1.5E+01 ^b		1.5E+01	7.3E-03
Np-236a			1.5E+01 ^b		1.5E+01	3.3E+05
Np-237		2.0E+04 ^f 3.0E+04 ^g	1.0E+04		1.0E+04	2.6E-01
Np-239			Illimitée		Illimitée	Illimitée
Pu-236			5.0E+02	5.E+02	5.0E+02	9.9E+03
Pu-237			1.5E+01 ^b	5.E+02	1.5E+01	6.8E+03
Pu-238		3.0E+03 ^f 4.0E+03 ^g	1.0E+03	5.E+02	5.E+02	3.0E+02
Pu-239	5.1E+02 ^c 5.0E+03 ^d	4.5E+02 ^h	1.45E+02	5.E+02	5.E+02	1.0E+00
Pu-240		1.5E+04 ^f 2.0E+04 ^g	1.0E+04	5.E+02	5.E+02	4.0E+00
Pu-241		2.0E+02 ^h	6.0E+01	5.E+02	5.E+02	2.0E+03
Pu-242		4.0E+04 ^f 6.0E+04 ^g	1.8E+04	5.E+02	5.E+02	7.0E-02
Pu-244			5.0E+02	5.E+02	5.0E+02	3.3E-04
Am-241		1.6E+04 ^f 2.4E+04 ^g	1.0E+04		1.0E+04	1.3E+03
Am-242m		1.3E+01 ^h	4.0E+00		4.0E+00	1.4E+00
Am-243		2.5E+04 ^f 3.5E+04 ^g	1.0E+04		1.0E+04	7.4E+01
Am-244			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	9.4E+04
Cm-240			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	1.5E+03
Cm-241			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	1.2E+03
Cm-242			5.0E+02		5.0E+02	6.1E+04
Cm-243		9.0E+01 ^h	3.5E+01		3.5E+01	6.7E+01
Cm-244		3.0E+03 ^f 5.0E+03 ^g	1.0E+03		1.0E+03	3.0E+03

Radio-nucléide	Estimations de la limite de criticité			Critères MNC-II [71] ^a	Critères de criticité utilisés dans les valeurs D	
	Réf. [68]	Réf. [69]	Réf. [70]		M _C	A _C
	(g)	(g)	(g)	(g)	(g)	(TBq)
Cm-245		3.0E+01 ^h	1.4E+01		1.4E+01	8.9E-02
Cm-246			5.0E+02		5.0E+02	5.7E+00
Cm-247		9.0E+02 ^h	3.0E+02		3.0E+02	1.0E-03
Cm-248			5.0E+02		5.0E+02	7.9E-02
Bk-247			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	7.8E-02
Bk-249			5.0E+02		5.0E+02	3.0E+04
Cf-248			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	1.2E+02
Cf-249		1.0E+01 ^h	4.0E+00		4.0E+00	6.1E-01
Cf-251		5.0E+00 ^h	2.0E+00		2.0E+00	8.1E+00
Cf-250			5.0E+02		5.0E+02	2.9E+01
Cf-252			5.0E+02		5.0E+02	1.0E+04
Cf-253			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	2.1E+03
Cf-254			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	6.3E+02

^a Matières nucléaires de catégorie II.

^b Valeur par défaut pour les isotopes ayant un numéro atomique $88 \leq Z < 95$.

^c Les données pour les solutions aqueuses figurent au tableau 1 de la réf. [68].

^d Les données pour les métaux figurent au tableau 2 de la réf. [68].

^e A_C exprimée en termes d'activité de ²³⁵U. L'activité totale par unité de masse d'uranium enrichi inclut ²³⁴U, qui est concentré pendant le processus d'enrichissement, ainsi que l'activité de ²³⁸U, comme indiqué dans la réf. [35].

^f Les données pour les métaux figurent au tableau 1 de la réf. [69].

^g Les données pour les solutions aqueuses d'actinides non fissiles figurent au tableau 1 de la réf. [69].

^h Les données pour les solutions aqueuses d'actinides fissiles figurent au tableau 2 de la réf. [69].

ⁱ Valeur par défaut pour les isotopes ayant un numéro atomique $95 \leq Z < 99$.

VIII.5. TOXICITÉ CHIMIQUE

La toxicité chimique des sources dispersées a été analysée en comparant la concentration immédiatement dangereuse pour la vie ou la santé (IDLH) [72] avec la concentration dans l'air résultant d'un rejet de matière ayant une masse correspondant à la valeur D₂ dans une pièce, donnée par :

$$C = \frac{D_2 \times \text{RRF}}{\text{SA} \times V}, \quad (84)$$

où :

C est la concentration dans l'air de la matière dispersée (g/m³) ;

D₂ est la valeur D₂ (Bq), donnée au tableau 1 ;

SA est l'activité spécifique du radionucléide (Bq/g), donnée au tableau 26 ;

V est le volume de la pièce dans laquelle la matière a été libérée (1 000 m³) ;

RRF est la fraction de rejet inhalable de l'activité initiale de la source, égale à 0,1 comme indiqué dans le scénario III (appendice II).

L'IDLH est considérée comme la limite au-delà de laquelle une personne ne pourrait échapper à la mort ou à une lésion permanente sans aide extérieure en moins de trente minutes. Quand une IDLH n'a pas pu être trouvée dans la réf. [72], on a supposé qu'elle était de 10 mg/m^3 , valeur représentative de la limite inférieure des IDLH. Il est apparu que pour pratiquement tous les radionucléides, les concentrations dans l'air C dérivées des valeurs D_2 selon l'éq. (84) étaient inférieures à l'IDLH d'un facteur 10 et dans la plupart des cas d'un facteur 1 000 ou plus. Pour les nucléides de l'uranium (et peut-être du thorium), qui ont des valeurs D_2 illimitées, la toxicité chimique des matières dispersées pourrait faire problème. Pour les radionucléides pour lesquels la concentration dans l'air, calculée au moyen de l'éq. (84), approchait ou dépassait l'IDLH, ou 10 mg/m^3 (le cas échéant), des notes de précaution ont été ajoutées à la liste des valeurs D au tableau 1.

RÉFÉRENCES

- [1] AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, BUREAU DE LA COORDINATION DES AFFAIRES HUMANITAIRES DE L'ONU, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTE, Préparation et intervention en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique, collection Normes de sûreté n° GS-R-2, AIEA, Vienne (2004).
- [2] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Méthode d'élaboration de mesures d'intervention en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique, EPR-METHOD (2003), AIEA, Vienne (2009).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency. Safety Standards Series No GS-G-2.1, IAEA, Vienna, (2006).
- [4] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Catégorisation des sources radioactives, collection Normes de sûreté n° RS-G-1.9, AIEA, Vienne (2011).
- [5] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Code de conduite sur la sûreté et la sécurité des sources radioactives, IAEA/CODEOC/2004, AIEA, Vienne (2004).
- [6] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Règlement de transport des matières radioactives, édition de 2009, Prescriptions collection Normes de sûreté n° TS-R-1, Vienne (2009).
- [7] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Age-dependent Doses to member of the Public from Intake of Radionuclides: Part 4 Inhalation Dose Coefficients. Annals of the ICRP, v. 25 no. 3-4. ICRP publication 71. Pergamon Press, Oxford: ICRP, 1995.
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The radiological accident at the irradiation facility in Nesvizh. IAEA, Vienna (1996).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Report on the preliminary fact finding mission following the accident at the nuclear fuel processing facility in Tokaimura, Japan. IAEA, Vienna (1999).
- [10] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Critères d'intervention en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique, collection Sécurité n° 109, AIEA, Vienne (1999).
- [11] AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, BUREAU DE LA COORDINATION DES AFFAIRES HUMANITAIRES DE L'ONU, AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTÉ, Normes fondamentales internationales de protection contre les rayonnements ionisants et de sûreté des sources de rayonnements, collection Sécurité n° 115, AIEA (1997).
- [12] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Abrahamson, S., Bender, M., Book, S., Buncher, C., Denniston, C., Gilbert, E., Hahn, F., Hertzberg, V., Maxon, H., Scott, B., Schull, W., and Thomas, S. Health Effects Models for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis, Low LET Radiation, NUREG/CR-4214, Rev.1, Part II SAND85-7185 (1989).
- [13] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Evans, J.S., Abrahamson, S., Bender, M.A., Boecker, B.B., Gilbert, E.S. and Scott, B.R. Health Effects Models for Nuclear Power Accident Consequence Analysis. Part I: Introduction, Integration, and Summary. NUREG/CR-4214 Rev. 2, Part I ITRI-141 (1993).

- [14] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Abrahamson, S., Bender, M.A., Boecker, B.B., Gilbert, E.S. and Scott, B.R. Health Effects Models for Nuclear Power Accident Consequence Analysis. Modification of Models Resulting From Addition of Effects of Exposure to Alpha-Emitting Radionuclides. Part II: Scientific Bases for Health Effects Models. NUREG/CR-4214 Rev. 1, Part II Addendum 2 LFM-136 (1993).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Development of extended framework for emergency response criteria. Interim report for comments, IAEA TECDOC-1432, IAEA, Vienna (2004).
- [16] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66, Ann ICRP Vol. 24, No 1-3. Pergamon Press, Oxford, UK (1994).
- [17] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin. ICRP Publication 59, Ann ICRP Vol. 22, No 2. Pergamon Press, Oxford, UK (1991).
- [18] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Dosimetry of External Beta Rays for Radiation Protection, ICRU Report 56, ICRU, Bethesda (1996).
- [19] Hopewell, J.W. Biological Effects of Irradiation on Skin and Recommendation Dose Limits, Radiation Protection Dosimetry, Vol 39, No. 1/3 pp 11-24 (1991).
- [20] COMMISSION INTERNATIONALE DE PROTECTION RADIOLOGIQUE, Recommandations 1990 de la Commission internationale de protection radiologique, Publication 60 de la CIPR, Pergamon Press (1993).
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Generic procedures for medical response during nuclear and radiological emergency. EPR-MEDICAL, IAEA, Vienna (2005).
- [22] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Relative Biological Effectiveness (RBE), Quality Factor (Q) and Radiation Weighting Factor (w_R). ICRP Publication 92. Ann ICRP Vol.33 No.4. Pergamon Press, Oxford, UK (2003).
- [23] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. MEMORANDUM. The evolution of the system of radiological protection: the justification for new ICRP recommendations. J. Radiol. Prot. 23 (2003) 129–142.
- [24] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, RBE for Deterministic Effects, Publication No. 58, Pergamon Press, Oxford, New York (1989).
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Diagnosis and Treatment of Radiation Injuries, Safety Reports Series, No. 2, IAEA, Vienna (1998).
- [26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Follow-up of Delayed Health Consequences of Acute Accidental Radiation Exposure. Lessons to be Learned from Their Medical Management, IAEA TECDOC 1300, IAEA, Vienna (2002).
- [27] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Radiological Accident in Lilo, IAEA, Vienna (2000).
- [28] U.S. ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY, Federal Guidance Report 11 Limiting-values of radionuclide intake and air concentration and dose conversion factors for inhalation, submersion, and ingestion. Eckerman, K. F., Wolbarst, A. B. and Richardson, A. C.B. EPA-520/1-88-020. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN; U.S. Environmental Protection Agency, Washington, DC. (1988).
- [29] Scott B. R. Proposed estimates of the probability of inducing pulmonary injury sufficient to cause death from radiation pneumonitis and pulmonary fibrosis after briefly inhaling a mixture of insoluble β -emitting particles. Health Phys 38: 635-642 (1980).

- [30] Scott B. R., and Hahn F. F. A model that leads to the Weibull distribution function to characterize early radiation response probabilities. *Health Phys* 39:521-530 (1980).
- [31] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Radiological Accident in Yanango, IAEA, Vienna (2000).
- [32] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Radiological Accident in Gilan, IAEA, Vienna (2002).
- [33] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, A Regulatory Analysis on Emergency Preparedness for Fuel Cycle and Other Radioactive Material Licensees, US Nuclear Power Plants, NUREG-1140, USNRC, Washington, DC (1988).
- [34] U.S. DEPARTMENT OF ENERGY, DOE Handbook, Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Non-reactor Nuclear Facilities, DOE-HDBK-3010-94 (1994).
- [35] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, Safety Standards Series No. TS-G-1.1, (ST-2) IAEA, Vienna (2002).
- [36] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, L'accident radiologique de Goiânia, AIEA, Vienne (1990).
- [37] Gus'kova, A.K., Nadezhina, N.M., Barabanova, A.V., et al. Acute effects of radiation exposure following the Chernobyl accident: immediate results of radiation sickness and outcome of treatment. In Medical aspects of the Chernobyl accident (Proceedings of the conference in Kiev 11-13 May, 1988) IAEA-TECDOC-516: 233-256. Vienna, IAEA (1989).
- [38] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Radionuclide Transformations. Energy and Intensity of Emission. ICRP Publication 38, Ann ICRP Ann ICRP Vol. 11-13. Pergamon Press, Oxford, UK (1984).
- [39] Dillman, L.T., and Eckerman, K.F. Electron External and Internal Bremsstrahlung Spectra, ORNL/TM-12451 (1994) (unpublished).
- [40] U.S. ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY, Federal Guidance Report 12 External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil. Keith F. Eckerman and Jeffrey C. EPA-402-R-93-081. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN; U.S. Environmental Protection Agency, Washington, DC. (1993).
- [41] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Tissue Substitutes in Radiation Dosimetry and Measurement. ICRU Report 44, Bethesda, MD (1989).
- [42] U.S. SECRETARY OF COMMERCE, Hubbell, J. H. and Seltzer, S. M. Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients. Ionizing Radiation Division, Physics Laboratory National Institute of Standards and Technology Gaithersburg, MD. NISTIR 5632. U.S. Secretary of Commerce on behalf of the United States of America. (1996) ([www//physics.nist.gov/PhysData/XrayMassCoef/cover.html](http://www.physics.nist.gov/PhysData/XrayMassCoef/cover.html) Online: May 1996 Last update: July 2004).
- [43] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication No 74. Ann ICRP Vol. 26, No. 3/4, Pergamon Press, Oxford, UK (1996).
- [44] Shults, J.K., Faw, R.E., Radiation shielding. Prentice Hall PTR, NJ, USA (1996).
- [45] Eckerman, K.F. RADiation SUMmary Code - RadSum 32 Code: A Win 32 version. In package ICRP38 v. 1.0 (3/25/2003). Free download provided by Centre for Biokinetic and Dosimetric Research, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN 37831. Available at: <http://ordose.ornl.gov/downloads.html>. Accessed 01 March 2006.
- [46] Eckerman, K.F., Rawl, R., Hughes, J.S. and Bolgona, L. Type A package limits of spontaneous fission radionuclides. In PATRAM-2001. Proceedings of the 13th International symposium on

- packaging and transportation of radioactive materials (Chicago, IL USA, September 3-7 2001), U.S. DOE (2002).
- [47] Shleien, B. The Health Physics and Radiation Protection Health Handbook, Scinta Inc., Silver Spring MD, USA, 1992.
 - [48] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes. Supplement to Technical Reports Series No. 318. Technical Reports Series No 403. IAEA, Vienna, 2001.
 - [49] U.S. ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY, Federal Guidance Report 13 Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides: CD Supplement, EPA 402-C-99-001 Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN; U.S. Environmental Protection Agency, Washington, DC (1999).
 - [50] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public, version 1.0. An extension of ICRP Publications 68 and 72, developed by Task Group on Dose Calculations on Committee 2 of the International Commission on Radiological Protection. CDROM. Pergamon Press, Oxford, UK (1998).
 - [51] U.S. DEPARTMENT OF ENERGY Eckerman, K. F., Sjoreen A. L. Radiological Toolbox User's Manual, ORNL/TM-2004/27 Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2004). The "Radiological Toolbox" can be download from official ORNL Web site <http://ordose.ornl.gov/downloads.html>
 - [52] Aleksankin V.G., Rodichev S.V., Rubtsov P.M., Hezhansky G.A., and Chukreev F.E. Beta- and antineutrino radiation of radioactive nuclei. Energoatomizdat: Moscow (1989).
 - [53] Rohlogg F., Heinzelmann M. Dose rate by photons radiation to the basal layer of the dermis in case of skin contamination. Rad. Prot. Dosim. 63: 15-28 (1996).
 - [54] Faw, R.E. Absorbed doses to skin from radionuclide sources on the body surface. Health Phys., 63: 442-448 (1992).
 - [55] Delacroix D., Guerre J. P., Leblanc P., and Hickman C. Radionuclide and radiation protection data handbook. 2nd Edition (2002). Rad. Prot. Dosim. 98: 1-168 (2002).
 - [56] Kocher D.C., and Eckerman K.F., Electron dose-rate conversion factors for external exposure of the skin from uniformly deposited activity on the body surface. Health Phys. 53: 135-141 (1987).
 - [57] Cross W.G., Freedman N.O., and Wong P.Y. Beta ray dose distributions from skin contamination. Rad. Prot. Dosim. 40: 149-168 (1992).
 - [58] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION Durham, J. S. VARSKIN MOD2 and SADDE MOD2: Computer Codes for Assessing Skin Dose from Skin Contamination NUREG/CR-5873. U.S. NRC, Washington (1992).
 - [59] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Loss of an Iridium-192 Source and Therapy Misadministration at Indiana, Pennsylvania, on November 16, 1992, NUREG-1480, USNRC, Washington, DC (1992).
 - [60] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Lessons Learned from Accidents in Industrial Radiography, Safety Report Series, No 7, IAEA, Vienna (1998).
 - [61] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Radiological Accident in Istanbul, IAEA, Vienna (2000).
 - [62] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Radiological Accident in Samut Prakarn, IAEA, Vienna (2002).
 - [63] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The radiological accident in Tammiku, IAEA, Vienna (1998).

- [64] Hübner, K.F; Fry, S.A, The Medical Basis for Radiation Accident Preparedness Elsevier/ North Holand. NY, (1980).
- [65] Dillman, L., T., Jones, T., D. Internal dosimetry of spontaneously fissioning radionuclides. Health Physics 29: 111-123 (1975).
- [66] Croft, S. The use of neutron intensity calibrated $^9\text{Be}(\alpha,n)$ sources as 4438 keV gamma-ray reference standards. Nucl. Instr. Meth. A281: 103-116 (1989).
- [67] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Tables of recommended standard data: neutron yields from alpha particle induced reactions on lithium, beryllium, boron, carbon, oxygen and fluorine nuclei for energies up to 10 MeV. Vukolov, V.A. and Chukreev, F.E. International Nuclear Data Committee Report INDC(CCP)-331, IAEA, Vienna (1991).
- [68] AMERICAN NATIONAL STANDARD, Nuclear criticality safety in operations with fissionable materials outside reactors, ANSI N16.1-1975, Hinsdale, USA (1975).
- [69] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, Nuclear criticality control of special actinide elements, an American national standard, ANSI/ANS-8.15-1981, La Grange, USA (1981).
- [70] Criticality Safety. Document 20.6. Environment, Safety and Health manual Vol. II: Health & Safety – Controls and Hazards. Part 20: Ionizing Radiation/Nonionizing Radiation. University of California Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL-AM-133867. (2005).
- [71] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, La protection physique des matières et installations nucléaires, INFCIRC/225/Rev.4, AIEA, Vienne (2000).
- [72] UNITED STATES CENTERS FOR DISEASE CONTROL AND PREVENTION (CDC), National Institute for Occupational Safety and Health (NIOSH), Oct 2002, web site: www.cdc.gov/niosh/idlh/intridl4.html
- [73] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Basic Anatomical and Physiological Data for Use in Radiological Protection: Reference-values. ICRP Publication 89. Annals of the ICRP 32 No. 3-4. Pergamon Press, Oxford, UK (2002).

DÉFINITIONS

dose. 1) Mesure de l'énergie déposée par un rayonnement dans une cible. 2) Terme général utilisé pour désigner des grandeurs telles que : dose absorbée, dose pondérée par l'EBR, dose pondérée selon le rayonnement et dose efficace.

dose à un organe, D_T^R . Dose absorbée moyenne à un organe ou tissu T spécifié de l'organisme humain, donnée par la relation :

$$D_T^R = \frac{\Delta \epsilon_R}{m_T};$$

où m_T est la masse de l'organe ou du tissu T et $\Delta \epsilon_R$ l'énergie du rayonnement ionisant R transmise à l'organe ou au tissu. On ne tient pas compte de la qualité du rayonnement pour l'évaluation de la dose à l'organe.

dose absorbée, D. Grandeur fondamentale D en dosimétrie, définie par la relation :

$$D = \frac{\overline{d\epsilon}}{dm}$$

où $\overline{d\epsilon}$ est l'énergie moyenne transmise par le rayonnement ionisant à la matière dans un élément de volume et dm la masse de matière dans l'élément de volume. L'unité de dose absorbée est le J/kg, appelé gray (Gy).

dose absorbée engagée, $D_T(\Delta)$. La grandeur $D_T(\Delta)$ est caractéristique de l'exposition interne et est définie par la relation :

$$D_T^R(\Delta) = \int_{t_0}^{t_0+\Delta} \dot{D}_T^R(t) dt;$$

où t_0 est le moment de l'incorporation, $\dot{D}_T^R(t)$ le débit de dose à l'instant t dans un organe ou un tissu T et Δ le temps écoulé depuis l'incorporation de matières radioactives.

Pour une incorporation de matières radioactives, la dose absorbée engagée caractérise l'irradiation interne des organes et tissus en fonction de la distribution des matières radioactives dans l'organisme, selon ce qui se produirait après la même incorporation dans l'organisme de l'homme de référence.

dose pondérée par l'EBR, AD_T . Produit de la dose absorbée à un organe ou un tissu par l'EBR du rayonnement transmettant la dose :

$$AD_T = \sum_R D_T^R \times RBE_T^R;$$

où D_T^R est la dose à l'organe due au rayonnement R, dans le tissu T, et RBE_T^R est l'efficacité biologique relative du rayonnement R s'agissant de la production d'un effet spécifique dans un organe ou tissu T. L'unité de dose pondérée par l'EBR est le $J \times kg^{-1}$, appelée équivalent gray (Gy-Eq).

La dose absorbée pondérée par l'EBR est censée rendre compte des différences d'efficacité biologique dans la production d'effets déterministes sur la santé dans les organes ou tissus de l'homme de référence liées à la qualité des rayonnements.

dose pondérée par l'EBR engagée, $AD_T(\Delta)$. La grandeur $AD_T(\Delta)$ est caractéristique de l'exposition interne et est définie par la relation :

$$AD_T(\Delta) = \int_{t_0}^{t_0+\Delta} \dot{AD}_T(t) dt ;$$

où t_0 est le moment de l'incorporation, $\dot{AD}_T(t)$ le débit de dose pondérée par l'EBR à l'instant t à un organe ou tissu T et Δ le temps écoulé depuis l'incorporation de matières radioactives.

Pour une incorporation de matières radioactives, la dose pondérée par l'EBR engagée caractérise l'irradiation interne des organes et tissus en fonction de la qualité du rayonnement et de la distribution des matières radioactives dans l'organisme, selon ce qui se produirait après la même incorporation dans l'organisme de l'homme de référence.

EDR. Engin à dispersion de radioactivité.

effet déterministe. Effet sanitaire des rayonnements pour lequel il existe généralement un niveau de dose seuil au-dessus duquel la gravité de l'effet augmente avec la dose. Un tel effet est dit « effet déterministe grave » s'il est mortel ou délétère ou s'il entraîne une lésion permanente qui diminue la qualité de vie.

effet déterministe grave. Effet sanitaire des rayonnements qui est mortel ou délétère ou qui entraîne une lésion permanente diminuant la qualité de vie.

effet stochastique (des rayonnements) Effet sanitaire des rayonnements dont la probabilité augmente avec la dose et dont la gravité est indépendante de la dose. Les effets stochastiques peuvent être somatiques ou héréditaires et apparaissent généralement sans niveau de dose seuil. On peut en donner comme exemples le cancer de la thyroïde et la leucémie.

efficacité biologique relative, RBE_T^R . Pour un organe ou un tissu T , RBE_T^R est le rapport de la dose absorbée due à un rayonnement de référence qui produit un effet biologique donné à la dose absorbée due au rayonnement considéré R qui produit le même effet biologique. En règle générale, la valeur de RBE_T^R pour les effets biologiques des rayonnements dépend de facteurs tels que la qualité du rayonnement, l'organe ou le tissu irradié, l'effet engagé et le débit de dose. Les valeurs de RBE_T^R pour les effets déterministes graves sur la santé utilisées dans le présent document figurent aux tableaux 8 et 9.

équivalent gray, Gy-Eq. Nom de l'unité de dose pondérée par l'EBR.

exposition. Action d'exposer ou fait d'être exposé à une irradiation. L'exposition peut être externe (source d'irradiation à l'extérieur de l'organisme) ou interne (matières radioactives à l'intérieur de l'organisme).

exposition aiguë. Exposition reçue pendant une courte durée.

Se dit habituellement d'une exposition d'une durée suffisamment courte pour que les doses qui en résultent puissent être considérées comme instantanées (par ex. inférieure à une heure).

exposition interne. Exposition due à une source se trouvant à l'intérieur de l'organisme (par suite du dépôt de radionucléides dans un tissu).

homme de référence. Homme adulte ayant les caractéristiques anatomiques et physiologiques définies dans le rapport du Groupe de travail de la CIPR sur l'homme de référence [73].

incorporation. 1) Ingestion ou inhalation de matières radioactives. 2) Quantité de matières radioactives (activité, Bq) pénétrant dans l'organisme par inhalation, ingestion, absorption à travers la peau, injection ou par le biais d'une blessure.

incorporation aiguë. Incorporation se produisant au cours d'une période suffisamment courte pour être considérée comme instantanée pour les besoins de l'évaluation de la dose engagée qui en résulte.

situation d'urgence nucléaire ou radiologique. Situation d'urgence dans laquelle la cause du danger réel ou perçu est :

- a) L'énergie résultant d'une réaction nucléaire en chaîne ou de la décroissance de produits d'une réaction en chaîne ;
- b) Une exposition à des rayonnements.

source dangereuse. Source qui peut, si elle n'est pas sous contrôle, donner lieu à une exposition suffisante pour causer des effets déterministes graves. Cette catégorisation sert à déterminer la nécessité de prendre des dispositions en matière d'intervention d'urgence et ne doit pas être confondue avec la catégorisation des sources à d'autres fins.

travailleur de référence. Travailleur adulte ayant les caractéristiques anatomiques et physiologiques définies dans le rapport du Groupe de travail de la CIPR sur l'homme de référence [73].

valeur D. Quantité de matière radioactive qui, si elle n'est pas contrôlée, pourrait entraîner le décès de la personne exposée ou une lésion permanente diminuant sa qualité de vie. Les scénarios d'exposition utilisés pour déterminer les valeurs D se répartissent en deux groupes : l'un concerne les matières non dispersées, l'autre les matières dispersées. Des valeurs D différentes correspondent à chacun de ces groupes :

- a) La valeur D_1 est l'activité²⁴ d'un radionucléide dans une source qui, si elle échappe au contrôle sans être dispersée (c'est-à-dire qu'elle reste encapsulée), peut provoquer une situation d'urgence dont on peut raisonnablement s'attendre qu'elle entraîne des effets déterministes graves sur la santé ;
- b) La valeur D_2 est l'activité²⁴ d'un radionucléide dans une source qui, si elle échappe au contrôle et qu'elle est dispersée, peut provoquer une situation d'urgence dont on peut raisonnablement s'attendre qu'elle entraîne des effets déterministes graves sur la santé ;
- c) La valeur D est la plus petite des valeurs D_1 et D_2 .

²⁴ On tient compte du fait que les sources peuvent devenir plus dangereuses avec le temps (jusqu'à dix ans) du fait de la croissance interne due aux descendants ; cependant, les valeurs D sont exprimées en termes d'activité des radionucléides précurseurs avant décroissance, c'est-à-dire au moment de la fabrication comme indiqué à l'appendice VIII.

voie d'exposition. Voie par laquelle des rayonnements ou des radionucléides peuvent atteindre des êtres humains et entraîner une exposition. Une voie d'exposition peut être très simple, comme l'exposition externe due à des radionucléides en suspension dans l'air, mais elle peut être aussi une chaîne plus complexe, comme l'exposition interne due au lait de vaches ayant mangé de l'herbe contaminée par des radionucléides déposés sur le sol.

ANNEXES

ANNEXE I. SYMBOLES ET INDICES

De manière générale, les symboles des grandeurs dosimétriques utilisées dans les approches expert et risque peuvent avoir jusqu'à quatre indices comme indiqué à la figure 11.

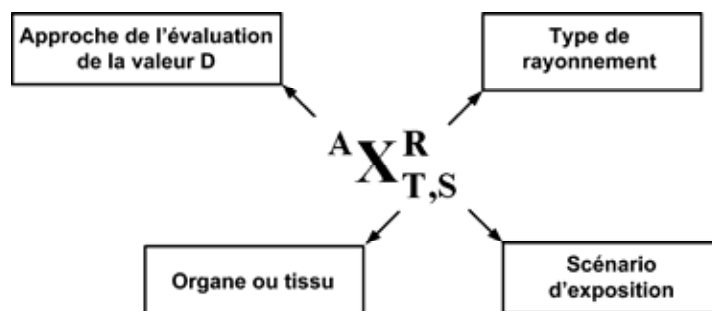


FIG. 11. Indexation des grandeurs dosimétriques.

Les indices sont les suivants :

« A » dénote l'approche utilisée :

- a) « E » – approche expert ; et
- b) « R » – approche risque.

« R » dénote le type de rayonnement :

- a) « L » – rayonnement à faible TLE ;
- b) « H » – rayonnement à fort TLE ;
- c) « L+H » – tout rayonnement ; et
- d) « S » peut être ajouté pour dénoter un composé de type d'absorption pulmonaire S.

« S » dénote le scénario d'exposition :

- a) « I » – scénario « poche » ;
- b) « II » – scénario « pièce » ;
- c) « III » – scénario « inhalation » ;
- d) « IV » – scénario « ingestion » ;
- e) « V » – scénario « contamination de la peau » ; et
- f) « VI » – scénario « immersion ».

« T » dénote un organe ou un tissu comme indiqué dans le tableau ci-dessous :

Organe ou tissu	Voie d'exposition	Code de l'organe ou du tissu	
		Approche expert	Approche risque
Tissu mou	Source externe proche	1	1
Moelle osseuse rouge	Interne	2	2
Zones pulmonaires	Interne	3E	3R
Côlon ou intestin grêle	Interne	4	4
Thyroïde	Interne	5	5
Zones de la peau	Contact avec la peau	6E	6R
Torse	Source externe distante	7	7

ANNEXE II

SYMBOLES SPÉCIFIQUES

La règle générale d'indexation des grandeurs dosimétriques utilisée dans le présent document est présentée à la figure 11.

Symbole	Unité	Description
A_C	Bq	Limite d'activité d'un radionucléide donné sur la base de la criticité.
AD_T	Gy-Eq	Dose (absorbée) pondérée par l'EBR à l'organe ou au tissu T.
$AD_T(\Delta)$	Gy-Eq	Dose pondérée par l'EBR à l'organe ou au tissu T, engagée sur un intervalle de temps Δ après incorporation d'un radionucléide.
$AF_{T,S}$	(Gy-Eq)/(Bqxs)	Facteur de conversion de dose égal au débit de dose pondérée par l'EBR au tissu T, selon le scénario S, dû à 1 Bq d'un radionucléide.
$AF_{T,S}(\Delta)$	(Gy-Eq)/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR à l'organe ou au tissu T, engagée conformément au scénario S, pour l'intervalle de temps Δ après incorporation de 1 Bq d'un radionucléide.
$AF_{l,I}$	(Gy-Eq)/(Bqxs)	Facteur de conversion de dose égal au débit de dose pondérée par l'EBR au tissu l (tissu mou), selon le scénario I, dû à 1 Bq d'un radionucléide.
$AF_{7,II}$	(Gy-Eq)/(Bqxs)	Facteur de conversion de dose égal au débit de dose pondérée par l'EBR au tissu 7 (torse), selon le scénario II, dû à 1 Bq d'un radionucléide.
$AF_{2,IIIR}(\Delta)$	(Gy-Eq)/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 2 (moelle osseuse rouge) reçue selon le scénario IIIR à la suite d'une incorporation par inhalation de 1 Bq d'un radionucléide.
$AF_{3R,IIIR}(\Delta)$	(Gy-Eq)/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 3R (région alvéolo-interstitielle du tractus respiratoire) reçue selon le scénario IIIR à la suite d'une incorporation par inhalation de 1 Bq d'un radionucléide.
$AF_{4,IIIR}(\Delta)$	(Gy-Eq)/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 4 (côlon) reçue selon le scénario IIIR à la suite d'une incorporation par inhalation de 1 Bq d'un radionucléide.
$AF_{5,IIIR}(\Delta)$	(Gy-Eq)/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 365 jours au tissu 5 (thyroïde) reçue selon le scénario IIIR à la suite d'une incorporation par inhalation de 1 Bq d'un radionucléide.
$AF_{2,IV}(\Delta)$	(Gy-Eq)/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 2 (moelle osseuse rouge) reçue selon le scénario IV à la suite d'une incorporation par ingestion de 1 Bq d'un radionucléide.
$AF_{4,IV}(\Delta)$	(Gy-Eq)/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 4 (côlon) reçue selon le scénario IV à la suite d'une incorporation par ingestion de 1 Bq d'un radionucléide.
$AF_{5,IV}(\Delta)$	(Gy-Eq)/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose pondérée par l'EBR engagée sur 365 jours au tissu 5 (thyroïde) reçue selon le scénario IV à la suite d'une incorporation par ingestion de 1 Bq d'un radionucléide.

Symbole	Unité	Description
$AF_{6R,V}$	(Gy-Eq)/ (Bq×s/cm ²)	Facteur de conversion de dose égal au débit de dose pondérée par l'EBR au tissu 6R (derme) reçue selon le scénario V, dû à une unité d'activité superficielle d'un radionucléide.
$AF_{2,VI}$	(Gy-Eq)/ (Bq×s/m ³)	Facteur de conversion de dose égal au débit de dose pondérée par l'EBR au tissu 2 (moelle osseuse rouge) reçue selon le scénario VI suite à l'immersion dans un gaz rare radioactif de concentration unitaire.
$^E A_I$	Bq	Activité initiale d'un radionucléide dans une source non dispersée qui, selon l'approche expert, est considérée comme dangereuse si une personne y est exposée selon le scénario I.
$^E A_{II}$	Bq	Activité initiale d'un radionucléide dans une source non dispersée qui, selon l'approche expert, est considérée comme dangereuse si une personne y est exposée selon le scénario II.
$^E A_{7,VI}$	Bq	Activité initiale particulière d'un gaz rare radioactif dans une source dispersée qui, selon l'approche expert, est censée causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 7 (torse) si une personne y est exposée selon le scénario VI.
$^E A_{III E}$	Bq	Activité initiale d'un radionucléide dans une source dispersée qui, selon l'approche expert, est considérée comme dangereuse si une personne y est exposée selon le scénario III E.
$^E A_{2,III E}$	Bq	Activité initiale particulière d'un radionucléide dans une source dispersée qui, selon l'approche expert, est censée causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 2 (moelle osseuse rouge) si une personne y est exposée selon le scénario III E.
$^E A_{3E,III E}$	Bq	Activité initiale particulière d'un radionucléide dans une source dispersée qui, selon l'approche expert, est censée causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 3E (région thoracique du tractus respiratoire) si une personne y est exposée selon le scénario III E.
$^E A_{5,III E}$	Bq	Activité initiale particulière d'un radionucléide dans une source dispersée qui, selon l'approche expert, est censée causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 5 (thyroïde) si une personne y est exposée selon le scénario III E.
$^E A_{6E,V}$	Bq	Activité initiale particulière d'un radionucléide dans une source dispersée qui, selon l'approche expert, est censée causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 6E (membrane basale de la peau) si une personne y est exposée selon le scénario V.
$^R A_I$	Bq	Activité initiale d'un radionucléide dans une source non dispersée qui, selon l'approche risque, est considérée comme dangereuse si une personne y est exposée selon le scénario I.
$^R A_{II}$	Bq	Activité initiale d'un radionucléide dans une source non dispersée qui, selon l'approche risque, est considérée comme dangereuse si une personne y est exposée selon le scénario II.
$^R A_{III R}$	Bq	Activité initiale d'un radionucléide dans une source dispersée qui, selon l'approche risque, est considérée comme dangereuse si une personne y est exposée selon le scénario III R.
$^R A_{T,III R}$	Bq	Activité initiale particulière d'un radionucléide dans une source dispersée qui, selon l'approche risque, est censée causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu T si une personne y est exposée selon le scénario III R.
$^R A_{IV}$	Bq	Activité initiale d'un radionucléide dans une source dispersée qui, selon l'approche risque, est considérée comme dangereuse si une personne y est exposée selon le scénario IV.

Symbole	Unité	Description
$^R A_{T,IV}$	Bq	Activité initiale particulière d'un radionucléide dans une source dispersée qui, selon l'approche risque, est censée causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu T si une personne y est exposée selon le scénario IV.
$^R A_V$	Bq	Activité initiale d'un radionucléide dans une source dispersée qui, selon l'approche risque, est considérée comme dangereuse si une personne y est exposée selon le scénario V.
$^R A_{6R,V}$	Bq	Activité initiale particulière d'un radionucléide dans une source dispersée qui, selon l'approche risque, est censée causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 6R (derme) si une personne y est exposée selon le scénario V.
$^R A_{VI}$	Bq	Activité initiale d'un gaz rare radioactif dans une source dispersée qui, selon l'approche risque, est considérée comme dangereuse si une personne y est exposée selon le scénario VI.
$^R A_{7,VI}$	Bq	Activité initiale particulière d'un gaz rare radioactif dans une source dispersée qui, selon l'approche risque, est censée causer des effets déterministes graves sur la santé dans le tissu 7 (torse) si une personne y est exposée selon le scénario VI.
DAMA	μm	Diamètre, dans une distribution aérodynamique de la taille de particules, tel que les particules se répartissent à parts égales au-dessus et en dessous de sa valeur. On suppose habituellement une distribution log-normale de la taille des particules. Cinquante pour cent de l'activité dans l'aérosol sont associés avec des particules d'un diamètre aérodynamique supérieur au DAMA (diamètre aérodynamique médian en activité).
D_T^R	Gy	Dose absorbée à un organe ou tissu T due au rayonnement R.
$D_T^R(\Delta)$	Gy	Dose absorbée à un organe ou tissu T due au rayonnement R, engagée sur un intervalle de temps Δ après incorporation de 1 Bq d'un radionucléide.
Δ	d	Durée d'intégration après incorporation d'une matière radioactive utilisée pour calculer une dose absorbée engagée, une dose pondérée par l'EBR engagée et une dose pondérée selon le rayonnement engagée.
$DF_{T,S}^R$	Gy/(Bqxs)	Facteur de conversion de dose égal au débit de dose absorbée du rayonnement R au tissu T, selon le scénario S, dû à 1 Bq d'un radionucléide.
$DF_{1,I}^{L+H}$	Gy/(Bqxs)	Facteur de conversion de dose égal au débit de dose absorbée pour toute combinaison de rayonnements à faible et fort TLE.
$DF_{2,II}^{L+H}$	Gy/(Bqxs)	Facteur de conversion de dose égal au débit de dose absorbée au tissu 2 (moelle osseuse rouge) reçu de toute combinaison de rayonnements à faible et fort TLE selon le scénario II, dû à 1 Bq d'un radionucléide.
$DF_{T,S}^R(\Delta)$	Gy/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose absorbée à l'organe ou au tissu T, due au rayonnement R, engagée conformément au scénario S, pour l'intervalle de temps Δ après incorporation de 1 Bq d'un radionucléide.
$DF_{2,III}^{L+H}(\Delta)$	Gy/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose absorbée engagée sur 2 jours au tissu 2 (moelle osseuse rouge) pour toute combinaison de rayonnements à faible et fort TLE, reçue selon le scénario III, suite à l'inhalation de 1 Bq d'un radionucléide.

Symbole	Unité	Description
$DF_{3E,III}^{HS}(\Delta)$	Gy/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose absorbée engagée sur 365 jours à l'organe ou au tissu 3E (région thoracique du tractus respiratoire) due à un rayonnement à fort TLE et reçue selon le scénario IIIE suite à l'incorporation de 1 Bq d'un aérosol de radionucléide à longue période de type d'absorption pulmonaire S.
$DF_{3E,III}^L(\Delta)$	Gy/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose absorbée engagée sur 2 jours à l'organe ou au tissu 3E (région thoracique du tractus respiratoire) due à un rayonnement à faible TLE reçue selon le scénario IIIE suite à l'incorporation de 1 Bq d'un aérosol de radionucléide qui n'est pas de type d'absorption pulmonaire S.
$DF_{3E,III}^{LS}(\Delta)$	Gy/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose absorbée engagée sur 365 jours à l'organe ou au tissu 3E (région thoracique du tractus respiratoire) due à un rayonnement à faible TLE reçue selon le scénario IIIE suite à l'incorporation de 1 Bq d'un aérosol non soluble de radionucléide à longue période.
$DF_{5,III}^L(\Delta)$	Gy/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose absorbée engagée sur 365 jours au tissu 5 (thyroïde) due à un rayonnement à faible TLE reçue selon le scénario IIIE à la suite d'une incorporation de 1 Bq d'un radionucléide thyroïdophile.
$DF_{6E,V}^L$	Gy/(Bq×s/cm ²)	Facteur de conversion de dose égal au débit de dose absorbée au tissu 6E (membrane basale de la peau) due à un rayonnement à faible TLE, reçu selon le scénario V, dû à une unité de contamination superficielle par un radionucléide.
$DF_{2,VI}^L$	Gy/(Bq×s/m ³)	Facteur de conversion de dose égal au débit de dose absorbée au tissu 2 (moelle osseuse rouge) due à un rayonnement à faible TLE reçu selon le scénario VI suite à l'immersion dans un gaz rare radioactif de concentration unitaire.
$DF_{T,S}^R(\Delta)$	Gy/Bq	Facteur de conversion de dose égal à la dose absorbée engagée à l'organe ou au tissu T due au rayonnement R, selon le scénario S, après incorporation de 1 Bq d'un radionucléide.
$^E D_1$	Bq	Valeur D_1 d'un radionucléide calculée selon l'approche expert.
$^E D_2$	Bq	Valeur D_2 d'un radionucléide calculée selon l'approche expert.
$^R D_1$	Bq	Valeur D_1 d'un radionucléide calculée selon l'approche risque.
$^R D_2$	Bq	Valeur D_2 d'un radionucléide calculée selon l'approche risque.
E	Sv	Dose efficace.
F_{III}		Fraction inhalée de matières radioactives dispersées selon le scénario III.
F_{IV}		Fraction ingérée de matières radioactives dispersées selon le scénario IV.
F_V		Fraction dispersée de matières radioactives selon le scénario V.
F_{VI}		Fraction dispersée de matières radioactives selon le scénario VI.
H_T	Sv	Dose (absorbée) pondérée selon le rayonnement à un organe ou un tissu.
$H_T(\tau)$	Sv	Dose pondérée selon le rayonnement engagée à l'organe ou au tissu T après incorporation d'un radionucléide.
I	Bq	Grandeur « incorporation d'un radionucléide ».
TLE	keV/μm	Transfert linéique d'énergie moyen total des rayonnements ionisants dans l'eau liquide.
M_S	g	Limite de masse de matières radioactives dans le scénario S. Si la masse de matières ayant une activité particulière dépassait cette limite, le radionucléide était considéré comme illimité.

Symbole	Unité	Description
R_v		Rapport de la contamination de la peau à la contamination primaire d'un objet ou d'une surface, selon le scénario V.
RBE_T^R	(Gy-Eq)/Gy	Coefficient de l'efficacité biologique relative. C'est le rapport de la dose absorbée due à un rayonnement de référence qui produit un effet biologique donné dans un organe ou un tissu T à la dose absorbée due au rayonnement considéré R qui produit le même effet biologique.
RD_1^{L+H}	Gy	Niveau de référence de dose absorbée pour tout rayonnement dans le tissu 1 (tissu mou) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à une exposition externe localisée.
RD_7^{L+H}	Gy	Niveau de référence de dose absorbée pour tout rayonnement dans le tissu 7 (torse) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à une exposition de l'organisme entier à une source distante.
$RD_2^{L+H}(\Delta)$	Gy	Niveau de référence de dose absorbée engagée sur 2 jours pour tout rayonnement dans le tissu 2 (moelle osseuse rouge) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à une exposition interne.
$RD_{3E}^{HS}(\Delta)$	Gy	Niveau de référence de dose absorbée au tissu 3E (région thoracique du tractus respiratoire) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à l'incorporation par inhalation d'un radionucléide de longue période, émettant un rayonnement à fort TLE, dont la clairance est lente pour le poumon.
$RD_{3E}^L(\Delta)$	Gy	Niveau de référence de dose absorbée engagée sur 2 jours au tissu 3E (région thoracique du tractus respiratoire) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à l'incorporation par inhalation d'un radionucléide émettant un rayonnement à faible TLE, qui ne peut pas être classé dans le groupe à clairance lente.
$RD_{3E}^{LS}(\Delta)$	Gy	Niveau de référence de dose absorbée engagée sur 365 jours au tissu 3E (région thoracique du tractus respiratoire) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à l'incorporation par inhalation d'un radionucléide de longue période, émettant un rayonnement à faible TLE, dont la clairance est lente pour le poumon.
$RD_5^L(\Delta)$	Gy	Niveau de référence de dose absorbée engagée sur 365 jours au tissu 5 (thyroïde) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à l'incorporation par inhalation d'un radionucléide thyroïdote, émettant un rayonnement à faible TLE.
RD_{6E}^L	Gy	Niveau de référence de dose absorbée due à un rayonnement à faible TLE dans le tissu 6E (membrane basale de la peau) pour le déclenchement d'effets déterministes graves suite à une contamination de la peau.
S_v	m^2	Zone de contamination primaire due à la dispersion de matières radioactives selon le scénario V.
TD_1	Gy-Eq	Niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR au tissu 1 (tissu mou) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à une exposition externe localisée.
TD_7	Gy-Eq	Niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR au tissu 7 (torse) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à une exposition de l'organisme entier à une source distante.

Symbole	Unité	Description
$TD_2(\Delta)$	Gy-Eq	Niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 2 (moelle osseuse rouge) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à l'incorporation d'un radionucléide.
$TD_{3R}(\Delta)$	Gy-Eq	Niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 3R (région alvéolo-interstitielle du tractus respiratoire) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à l'incorporation d'un radionucléide.
$TD_4(\Delta)$	Gy-Eq	Niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR engagée sur 30 jours au tissu 4 (côlon) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à l'incorporation d'un radionucléide.
$TD_5(\Delta)$	Gy-Eq	Niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR engagée sur 365 jours au tissu 5 (thyroïde) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à l'incorporation d'un radionucléide.
TD_{6R}	Gy-Eq	Niveau de seuil de dose pondérée par l'EBR au tissu 6R (derme) pour le déclenchement d'effets déterministes graves sur la santé suite à une contamination de la peau.
T_S	s	Durée d'exposition égale à la période d'irradiation définie par le scénario d'exposition S.
V_{VI}	m ³	Volume de la pièce dans laquelle le gaz rare radioactif est libéré selon le scénario VI.
w_R	Sv/Gy	Facteur de pondération radiologique.

PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN

Buglova, E.	Agence internationale de l'énergie atomique
Dodd, B.	BD Consulting, Las Vegas (États-Unis d'Amérique)
Eckerman, K.	Laboratoire national d'Oak Ridge, Oak Ridge (États-Unis d'Amérique)
Koukhta, B.	Centre national de recherche de l'Institut de biophysique, Moscou (Fédération de Russie)
Kutkov, V.	Centre de recherche russe « Institut Kourchatov », Moscou (Fédération de Russie)
McKenna T.	Agence internationale de l'énergie atomique
Wheatley, J.	Agence internationale de l'énergie atomique



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

N° 22

Lieux de vente des publications de l'AIEA

Dans les pays suivants, vous pouvez vous procurer les publications de l'AIEA chez nos dépositaires ci-dessous ou auprès de grandes librairies. Le paiement peut être effectué en monnaie locale ou avec des coupons Unesco.

ALLEMAGNE

UNO-Verlag, Vertriebs- und Verlags GmbH, Am Hofgarten 10, 53113 Bonn
Téléphone : + 49 228 94 90 20 • Télécopie : +49 228 94 90 20 ou +49 228 94 90 222
Courriel : bestellung@uno-verlag.de • Site web : <http://www.uno-verlag.de>

AUSTRALIE

DA Information Services, 648 Whitehorse Road, MITCHAM 3132
Téléphone : +61 3 9210 7777 • Télécopie : +61 3 9210 7788
Courriel : service@dadirect.com.au • Site web : <http://www.dadirect.com.au>

BELGIQUE

Jean de Lannoy, 202 avenue du Roi, 1190 Bruxelles
Téléphone : +32 2 538 43 08 • Télécopie : +32 2 538 08 41
Courriel : jean.de.lannoy@infoboard.be • Site web : <http://www.jean-de-lannoy.be>

CANADA

Bernan Associates, 4501 Forbes Blvd, Suite 200, Lanham, MD 20706-4346, États-Unis d'Amérique
Téléphone : 1-800-865-3457 • Télécopie : 1-800-865-3450
Courriel : customercare@bernan.com • Site web : <http://www.bernan.com>

Renouf Publishing Company Ltd., 1-5369 Canotek Rd., Ottawa, Ontario, K1J 9J3
Téléphone : +613 745 2665 • Télécopie : +613 745 7660
Courriel : order.dept@renoufbooks.com • Site web : <http://www.renoufbooks.com>

CHINE

Publications de l'AIEA en chinois : China Nuclear Energy Industry Corporation, Translation Section, P.O. Box 2103, Beijing

CORÉE, RÉPUBLIQUE DE

KINS Inc., Information Business Dept. Samho Bldg. 2nd Floor, 275-1 Yang Jae-dong SeoCho-G, Seoul 137-130
Téléphone : +02 589 1740 • Télécopie : +02 589 1746 • Site web : <http://www.kins.re.kr>

ESPAGNE

Díaz de Santos, S.A., c/Juan Bravo, 3A, 28006 Madrid
Téléphone : +34 91 781 94 80 • Télécopie : +34 91 575 55 63
Courriel : compras@diazdesantos.es, carmela@diazdesantos.es, barcelona@diazdesantos.es, julio@diazdesantos.es •
Site web : <http://www.diazdesantos.es>

ÉTATS-UNIS D'AMÉRIQUE

Bernan Associates, 4501 Forbes Blvd., Suite 200, Lanham, MD 20706-4346
Téléphone : 1-800-865-3457 • Télécopie : 1-800-865-3450
Courriel : customercare@bernan.com • Site web : <http://www.bernan.com>

Renouf Publishing Company Ltd., 812 Proctor Ave., Ogdensburg, NY, 13669
Téléphone : +888 551 7470 (n° vert) • Télécopie : +888 568 8546 (n° vert)
Courriel : order.dept@renoufbooks.com • Site web : <http://www.renoufbooks.com>

FINLANDE

Akateeminen Kirjakauppa, PO BOX 128 (Keskuskatu 1), 00101 Helsinki
Téléphone : +358 9 121 41 • Télécopie : +358 9 121 4450
Courriel : akatilauk@akateeminen.com • Site web : <http://www.akateeminen.com>

FRANCE

Form-Edit, 5 rue Janssen, B.P. 25, 75921 Paris Cedex 19
Téléphone : +33 1 42 01 49 49 • Télécopie : +33 1 42 01 90 90
Courriel : formedit@formedit.fr • Site web : <http://www.formedit.fr>

Lavoisier SAS, 145 rue de Provigny, 94236 Cachan Cedex
Téléphone : + 33 1 47 40 67 02 • Télécopie : +33 1 47 40 67 02
Courriel : romuald.verrier@lavoisier.fr • Site web : <http://www.lavoisier.fr>

HONGRIE

Librotrade Ltd., Book Import, P.O. Box 126, 1656 Budapest
Téléphone : +36 1 257 7777 • Télécopie : +36 1 257 7472 • Courriel : books@librotrade.hu

INDE

Allied Publishers Group, 1st Floor, Dubash House, 15, J. N. Heredia Marg, Ballard Estate, Mumbai 400 001
Téléphone : +91 22 22617926/27 • Télécopie : +91 22 22617928
Courriel : alliedpl@vsnl.com • Site web : <http://www.alliedpublishers.com>

Bookwell, 2/72, Nirankari Colony, Delhi 110009
Téléphone : +91 11 23268786, +91 11 23257264 • Télécopie : +91 11 23281315
Courriel : bookwell@vsnl.net

ITALIE

Libreria Scientifica Dott. Lucio di Biasio « AEIOU », Via Coronelli 6, 20146 Milan
Téléphone : +39 02 48 95 45 52 ou 48 95 45 62 • Télécopie : +39 02 48 95 45 48
Courriel : info@libreriaaeiou.eu • Site web : www.libreriaaeiou.eu

JAPON

Maruzen Company, Ltd., 13-6 Nihonbashi, 3 chome, Chuo-ku, Tokyo 103-0027
Téléphone : +81 3 3275 8582 • Télécopie : +81 3 3275 9072
Courriel : journal@maruzen.co.jp • Site web : <http://www.maruzen.co.jp>

NOUVELLE-ZÉLANDE

DA Information Services, 648 Whitehorse Road, Mitcham Victoria 3132, Australie
Téléphone : +61 3 9210 7777 • Télécopie : +61 3 9210 7788
Courriel : service@dadirect.com.au • Site web : <http://www.dadirect.com.au>

ORGANISATION DES NATIONS UNIES

Dépt. I004, Bureau DC2-0853, First Avenue at 46th Street, New York, N.Y. 10017, États-Unis d'Amérique (ONU)
Téléphone : +800 253-9646 ou +212 963-8302 • Télécopie : +212 963-3489
Courriel : publications@un.org • Site web : <http://www.un.org>

PAYS-BAS

De Lindeboom Internationale Publicaties B.V., M.A. de Ruyterstraat 20A, 7482 BZ Haaksbergen
Téléphone : +31 (0) 53 5740004 • Télécopie : +31 (0) 53 5729296
Courriel : books@delindeboom.com • Site web : <http://www.delindeboom.com>

Martinus Nijhoff International, Koraalrood 50, P.O. Box 1853, 2700 CZ Zoetermeer
Téléphone : +31 793 684 400 • Télécopie : +31 793 615 698
Courriel : info@nijhoff.nl • Site web : <http://www.nijhoff.nl>

Swets and Zeitlinger b.v., P.O. Box 830, 2160 SZ Lisse
Téléphone : +31 252 435 111 • Télécopie : +31 252 415 888
Courriel : infoho@swets.nl • Site web : <http://www.swets.nl>

RÉPUBLIQUE TCHÈQUE

Suweco CZ, S.R.O., Klecakova 347, 180 21 Prague 9
Téléphone : +420 26603 5364 • Télécopie : +420 28482 1646
Courriel : nakup@suweco.cz • Site web : <http://www.suweco.cz>

ROYAUME-UNI

The Stationery Office Ltd, International Sales Agency, P.O. Box 29, Norwich, NR3 1 GN
Téléphone (commandes) : +44 870 600 5552 • (demandes de renseignements) : +44 207 873 8372 •
Télécopie : +44 207 873 8203
Courriel (commandes) : book.orders@tso.co.uk • (demandes de renseignements) : book.enquiries@tso.co.uk •
Site web : <http://www.tso.co.uk>

Commandes en ligne

DELTA Int. Book Wholesalers Ltd., 39 Alexandra Road, Addlestone, Surrey, KT15 2PQ
Courriel : info@profbooks.com • Site web : <http://www.profbooks.com>

Ouvrages sur l'environnement

Earthprint Ltd., P.O. Box 119, Stevenage SG1 4TP
Téléphone : +44 1438748111 • Télécopie : +44 1438748844
Courriel : orders@earthprint.com • Site web : <http://www.earthprint.com>

SLOVÉNIE

Cankarjeva Založba d.d., Kopitarjeva 2, 1512 Ljubljana
Téléphone : +386 1 432 31 44 • Télécopie : +386 1 230 14 35
Courriel : import.books@cankarjeva-z.si • Site web : <http://www.cankarjeva-z.si/uvoz>

Les commandes et demandes d'information peuvent aussi être adressées directement à :

Unité de la promotion et de la vente, Agence internationale de l'énergie atomique

Centre international de Vienne, B.P. 100, 1400 Vienne (Autriche)
Téléphone : +43 1 2600 22529 (ou 22530) • Télécopie : +43 1 2600 29302
Courriel : sales.publications@iaea.org • Site web : <http://www.iaea.org/books>

