



الجمهورية الجزائرية الديمقراطية الشعبية
République Algérienne Démocratique et Populaire
وزارة التعليم العالي والبحث العلمي
Ministère de l'Enseignement Supérieure et de la Recherche Scientifique

جامعة وهران 2 محمد بن أحمد
Université d'Oran 2 Mohamed Ben Ahmed

معهد الصيانة و الأمن الصناعي
Institut de Maintenance et de Sécurité Industrielle

Département de Sécurité Industrielle et Environnement

MÉMOIRE

Pour l'obtention du diplôme de Master

Filière : Hygiène et Sécurité Industrielle

Spécialité : Sécurité Industrielle et environnement

Thème

**Irradiation et Contamination par les Rayonnements
Ionisants /Contrôle /Protection et Prévention contre ces
rayonnements dans et au voisinage des sites présentant des
risques technologiques (Industriels et Nucléaires)**

Présenté et soutenu publiquement par :

MADENE IMANE

et

BOURADA SOUMIA

Devant le jury composé de :

Nom et Prénom	Grades	Etablissement	Qualité
Serrat Fatima Zohra	MCB	UNIVERSITE D'ORAN 2 / IMSI	Président
KEDDAR Mohamed	MAA	UNIVERSITE D'ORAN 2 / IMSI	Encadreur
Nadji Amine	MAA	UNIVERSITE D'ORAN 2 / IMSI	Examineur

Année 2020/2021

REMERCIEMENTS.

Nous remercions vont à notre créateur Allah, Grand et Miséricordieux. Le tout puissant pour le courage qu'il nous à donné pour mener à bien ce travail et le terminer.

Tout d'abord, ce travail ne serait pas aussi riche et n'aurait pas pu avoir le jour sans l'aide et l'encadrement de Mr M. KEDDAR, nous le remercions pour la qualité de son encadrement exceptionnel, pour sa patience, sa rigueur et sa disponibilité durant la préparation de ce mémoire.

Nos remerciements s'adressent à Mr M. BRINIS pour son aide pratique et son soutien moral et ses encouragements.

Nos remerciements s'adressent également à tous nos enseignants pour leur générosité et la grande patience dont ils ont su faire preuve malgré leur charge pédagogiques.

DEDICACES

Je dédié ce travail :

À mes chers parents

Aucune dédicace ne saurait exprimer mon respect, mon amour éternel et ma considération pour les sacrifices que vous avez consenti pour mon instruction et mon bien être.

Je vous remercie pour tout le soutien et l'amour que vous me portez depuis mon enfance et j'espère que votre bénédiction m'accompagne toujours. Que ce modeste travail soit l'exaucement de vos vœux tant formulés, le fruit de vos innombrables sacrifices, bien que je ne vous en acquitte jamais assez. Puisse Dieu, vous accorder santé, bonheur et longue vie et faire en sorte que jamais je ne vous déçoive ;

A mes sœurs Sarah, Bouchra, Halima et mon frère Mohamed,

En signe de l'affection et du grand amour que je vous porte, les mots sont insuffisants pour exprimer ma profonde estime. Je vous dédie ce travail en témoignage de ma profonde affection et de mon attachement indéfectible. Que Dieu vous accorde santé, succès et bonheur ;

A mon cher ami M.Brinis,

Je ne te remercierai jamais assez pour ton soutien, tes efforts et tes conseils bien nécessaires durant mes recherches, c'est grâce à ton aide que ce travail a pu voir le jour ;

A tous ceux que j'aime et ceux qui m'aiment

I.MADENE

DEDICACES

Je dédie ce projet :

A ma très chère mère

Quoi que je fasse ou que je dise, je ne saurai point te remercier comme il se doit. Ton affection me couvre, ta bienveillance me guide, et ta présence à mes côtés a toujours été ma source de force pour affronter les différents obstacles.

A mon cher père

Tu as toujours été à mes côtés pour me soutenir et m'encourager.
Que ce travail traduise ma gratitude et mon affection

A mes très chers frères Mohamed et Zaki et mes belles sœurs Nawel et Hakima

Puisse Dieu vous donner santé, bonheur, courage et surtout réussite.

A ma petite fille Razan

Tu es un don de Dieu. Que Dieu vous protège

A mes chères amies Amira et Meriem et Amina

Qui n'ont jamais cessé de me soutenir

S.BOURADA

RÉSUMÉ

RESUME

Le but principal de notre étude est, d'une part, de montrer l'importance de la recherche dans le domaine de la radioactivité ainsi que de l'industrie nucléaire qui utilise des sources de rayonnements ionisants dans une grande variété d'applications industrielles et des lieux d'utilisation : D'immenses progrès dans l'armement (arme de dissuasion) et dans la médecine (allant de la simple radio aux traitements des cancers). Son utilisation dans les centrales nucléaires nous fournit une source d'énergie très importante. La radioactivité sert aussi à la datation (grâce à la loi de désintégration radioactive) ou dans diverses applications scientifiques ou industrielles.

Cependant, il est de notre devoir de signaler les impacts sur la santé de l'homme et de l'environnement. Ces impacts se scindent en deux types : biologiques et pathologiques. Ils peuvent provoquer la mort de la cellule mais également des mutations au sein de celle-ci suite à l'exposition aux rayonnements ionisants, des effets pathologiques peuvent apparaître : L'homme peut être exposé à la radioactivité de manière externe ou interne, pour une durée plus ou moins longue et de manière plus ou moins forte. Les risques encourus lors de l'exposition à la radioactivité dépendent de tous ces facteurs mais aussi de la radiosensibilité de chaque individu, du type de rayonnement et des radionucléides mis en cause. Ainsi, selon la dose reçue, une exposition peut provoquer des effets immédiats tels que des brûlures et des nausées, ou des effets aléatoires à long terme tels que certains cancers, malformations congénitales et troubles héréditaires qui pourront apparaître des mois, des années, voire des décennies plus tard.

D'autre part, la sécurité ne peut être atteinte que s'il y a :

- *Un cadre législatif et réglementaire adéquat incluant :*

- Contrôle des sources (Inventaires, suivi, comptabilité,...) ;
- Intégration de prescriptions de sécurité dans la réglementation ;
- Procédures d'autorisation, d'inspection et de sanction.

L'enjeu de la réglementation de la radioprotection actuellement en vigueur est de contrôler que, malgré cette grande diversité, la sécurité des travailleurs, du public et de l'environnement est correctement assurée.

Il importe ainsi de pouvoir suivre les conditions de détention, d'utilisation et d'élimination des sources du stade de leur fabrication jusqu'à leur fin de vie

Les investigations conduites par l'ASN ont permis de confirmer qu'il existe dans les mondes de l'industrie et de la recherche une très grande disparité des moyens consacrés à la radioprotection.

- *La mise en œuvre effective de mesures de sécurité au travers :*

- Mesures techniques et administrative ;
- Optimisation des synergies sûreté/sécurité.

Mots clés : Radioactivité, Rayonnements Ionisants, risque nucléaire, Energie nucléaire, Détection, Doses, Exposition, tissu vivant, Irradiation, Contamination, Contrôle, Prévention, Protection, Radioprotection,

ABSTRACT

The main objective of our study is, on the one hand, to show the importance of research in the field of radioactivity as well as of the nuclear industry which uses sources of ionizing radiation in a wide variety of industrial applications. and places of use: Immense progress in weaponry (adeterrent weapon) and in medicine (ranging from simple radio to cancer treatments). Its use in nuclear power plants provides us with a very important source of energy. Radioactivity is also used for dating (thanks to the law of radioactive decay) or in various scientific or industrial applications.

However, it is our duty to report the impacts on human health and the environment. These impacts are divided into two types: biological and pathological. They can cause the death of the cell but also mutations within it following exposure to ionizing radiation, pathological effects can appear: Man can be exposed to radioactivity externally or internally, for a more or less long and more or less strong. The risks incurred during exposure to radioactivity depend on all these factors but also on the radiosensitivity of each individual, the type of radiation and the radionuclides involved. Thus, depending on the dose received, exposure can cause immediate effects such as burns and nausea, or long-term random effects such as certain cancers, congenital malformations and hereditary disorders which may appear for months, years or even longer. decades later.

On the other hand, security objectives can only be achieved by:

- * An adequate legislative and regulatory framework including:
- * Source control (Inventories, monitoring, accounting,...);
- * Integration of safety requirements into regulations;
- * Authorization, inspection and sanction procedures.

The challenge of the radiation protection regulations currently in force is to ensure that, despite this great diversity, the safety of workers, the public and the environment is properly ensured.

It is therefore important to be able to monitor the conditions of detention, use and elimination of sources from the stage of their manufacture until their end of life.

The investigations conducted by ASN confirmed that there is a very wide disparity in the resources devoted to radiation protection in the worlds of industry and research.

The effective implementation of security measures through:

- Technical and administrative measures;
- Optimization of safety / security synergies.

تلخيص

الهدف الرئيسي من دراستنا هو ، من ناحية ، إظهار أهمية البحث في مجال النشاط الإشعاعي وكذلك الصناعة النووية التي تستخدم مصادر الإشعاع المؤين في مجموعة متنوعة من التطبيقات الصناعية. تقدم هائل في الأسلحة (سلاح رادع) وفي الطب بدءًا من الراديو البسيط إلى علاجات السرطان). يوفر لنا استخدامه في محطات الطاقة النووية مصدرًا يستخدم النشاط الإشعاعي أيضًا في المواعدة (بفضل قانون الانحلال الإشعاعي) أو في مختلف التطبيقات. مهمًا جدًا للطاقة العلمية أو الصناعية

ومع ذلك ، فمن واجبنا الإبلاغ عن التأثيرات على صحة الإنسان والبيئة. تنقسم هذه التأثيرات إلى نوعين: بيولوجي يمكن أن تتسبب في موت الخلية ولكن أيضًا الطفرات داخلها بعد التعرض للإشعاع المؤين ، يمكن أن تظهر. ومرضي آثار مرضية: يمكن أن يتعرض الإنسان للنشاط الإشعاعي خارجيًا أو داخليًا ، لفترة أطول أو أقل

تعتمد المخاطر المتكبدة أثناء التعرض للنشاط الإشعاعي على كل هذه العوامل ولكن أيضًا على الحساسية الإشعاعية لكل فرد ونوع الإشعاع والنويدات المشعة المعنية. وبالتالي ، اعتمادًا على الجرعة المتلقاة ، يمكن أن يتسبب التعرض في آثار فورية مثل الحروق والعيان ، أو تأثيرات عشوائية طويلة الأمد مثل بعض أنواع السرطان والتشوهات الخلقية والاضطرابات الوراثية التي قد تظهر لأشهر أو سنوات أو حتى أطول. عقود لاحق من ناحية أخرى ، لا يمكن تحقيق الأهداف الأمنية إلا من خلال إطار تشريعي وتنظيمي ملائم يشمل مراقبة المصدر (جرد ، مراقبة ، محاسبة ، ...) ، دمج متطلبات السلامة في اللوائح ؛ إجراءات التفويض والتفتيش والعقوبات

يتمثل التحدي الذي تواجهه لوائح الحماية من الإشعاع المعمول بها حاليًا في ضمان ضمان سلامة العمال والجمهور والبيئة لذلك من المهم أن تكون قادرًا على مراقبة ظروف الاحتجاز واستخدام المصادر. على الرغم من هذا التنوع الكبير والقضاء عليها من مرحلة صنعها حتى نهاية عمرها الافتراضي

أن هناك تفاوتًا كبيرًا جدًا في الموارد المخصصة للحماية من الإشعاع في عالم الصناعة. أكدت التحقيقات التي أجرتها البحث. التنفيذ الفعال للإجراءات الأمنية من خلال التدابير الفنية والإدارية ؛

تعظيم تآزر السلامة / الأمن

LISTE DE TABLEAUX

LISTE DE TABLEAUX

N°	N° Tableaux	Définition	Page
Chapitre I :Notion de la radioactivité.			
1	Tableau I.1	Propriétés fondamentale des isotopes	15
2	Tableau I.2	Longueur d'onde des rayonnements ionisants et non ionisants (1nm = 10 ⁻⁹ m).[3]	19
3	Tableau I.3	Représente quelques valeurs remarquables de l'activité réduite en fonction de la période	31
4	Tableau I.4	Exemple de demi-vie et de constantes de décroissance	33
5	Tableau I.5	Quelques exemples des radionucléides	37
Chapitre II :Rayonnements ionisants.			
6	Tableau II.1	Radionucléides naturels.	52
Chapitre III : Détection des rayonnements ionisants.			
7	Tableau III.1	les caractéristiques des détecteurs	75
8	Tableau III.2	Sondes utilisées pour la mesure de contamination (Associé au MIP 10)	89
Chapitre IV : Doses et unités de mesure			
9	Tableau IV.1	Quelques Grandeurs Physiques / Unités de Mesure (Unités de base « SI ».	91
10	Tableau IV.2	Unités supplémentaires « SI ».	91
11	Tableau IV.3	Préfixes si pour former les noms et symboles des multiples et sous-multiples décimaux des unités « SI ».eau IV.2 : Unités supplémentaires « SI ».	92
12	Tableau IV.4	Unités de mesures utilisées en radioprotection.	93
13	Tableau IV.5	Récapitulatif des unités et grandeur utilisés pour les mesures rayonnements	93
14	Tableau IV.6	Tableau mnémotechnique pour convertir en becquerels une activité donnée en curies ou vice-versa.	94
15	Tableau IV.7	Facteur WR de pondération pour les rayonnements	98
16	Tableau IV.8	limites d'exposition annuelles aux rayonnements ionisants	99
17	Tableau IV.9	la relation entre les rayonnements et la facteur de qualité	100
18	Tableau IV.10	Facteur de qualité Q en fonction de certains rayonnements.	101
19	Tableau IV.11	Classification des doses selon L'UNSCEAR.	101
20	Tableau IV.12	Valeurs de W _T	102
21	Tableau IV.13	Exemples de lai et de Idca pour le public.	106
22	Tableau IV.14	Limites de radioactivité dans les aliments.	106
23	Tableau IV.15	Équivalence entre les différentes énergies.	107
24	Tableau IV.16	Exposition Naturelle / Exposition artificielle	114
25	Tableau IV.17	Radioactivité de différents milieux naturels	114
26	Tableau IV.18	Concordance entre les unités « SI » et les unités dérivées hors si utilisées en radioprotection.	116
Chapitre V : Irradiation externe/ contamination et contrôle.			
27	Tableau V.1	Activité naturelle de quelques substances.	122
28	Tableau V.2	Type d'exposition / Dose	122
29	Tableau V.3	Doses en fonction de l'examen réalisé.	123
30	Tableau V.4	quelques niveaux d'exposition rencontrés dans la vie de tous les jours	123

31	Tableau V.5	Répartition des effectifs par classes de dose dans différents domaines d'activité	124
32	Tableau V.6	limites d'exposition aux rayonnements ionisants, en dose efficace	124
33	Tableau V.7	Echelle de gravité d'accidents nucléaire	144
34	Tableau V.8	Valeurs de périodes pour quelques exemples de radionucléides	147
Chapitre VI : Effets biologiques des rayonnements ionisants			
35	Tableau VI.1	Renouvellement cellulaire en fonction du type de cellules	160
36	Tableau VI.2	Doses seuil aux organes sexuels	162
37	Tableau VI.3	Principales anomalies de croissance causées par l'irradiation in utero	164
38	Tableau VI.4	Caractéristiques des deux types d'effets biologiques	169
39	Tableau VI.5	: Dose seuil approximative d'irradiation X fractionnée à visée Thérapeutique pouvant causer des détriments non stochastiques cliniquement observables dans différents tissus.	182
40	Tableau VI.6	Principales formes et caractéristiques du syndrome d'irradiation aiguë	185
41	Tableau VI.7	Estimation du risque vie entière de cancer attribuable à une irradiation aiguë de 0,1 Sv.	190
42	Tableau VI.8	Estimations de la fréquence des effets héréditaires attribuables aux rayonnements ionisants naturels.	194
Chapitre VII : Prévention et protection contre les rayonnements ionisants.			
43	Tableau VII.1	Activité naturelle de quelques substances.	202
44	Tableau VII.2	Bilan de l'exposition naturelle [Types d'exposition / Dose	202
45	Tableau VII.3	Doses en fonction de l'examen réalisé (*) Fourchette des estimations d'équivalent de dose efficace réalisées dans différents pays	203
46	Tableau VII.4	Portée dans le plexiglas de quelques émetteurs « bêta pur » d'après Radionucléides et Radioprotection,	218
47	Tableau VII.5	Valeurs d'épaisseur dixième pour les neutrons thermiques Dans quelques matériaux	219
48	Tableau VII.6	Radioéléments et leurs distances de protection	220
49	Tableau VII.7	Groupes de sécurité Résumé.	229
50	Tableau VII.8	Association des sources aux groupes de sécurité.	233
51	Tableau VII.9	Limites de doses effectives.	233
Chapitre VIII : Application industrielle			
52	Tableau VIII.1	Type de source radioactive et leur application	239
53	Tableau VIII.2	Normes de construction des projecteurs de gammagraphie Pour la radioprotection	254
54	Tableau VIII.3	Atténuation avec un collimateur	256
55	Tableau VIII.4	Activité maximale des sources gamma	256

LISTE DE FIGURES

LISTE DE FIGURES

N°	Figure	Définition	Page
Chapitre I : Notion de la radioactivité.			
1	Figure I. 1	Classification périodique de Mendeleïev	13
2	Figure I. 2	Représentation schématique de la matière	16
3	Figure I.3	Exposition annuelle d'un individu par an en France	18
4	Figure I.4	Fission nucléaire	20
5	Figure I.5	Fusion nucléaire	20
6	Figure I.6	Transmutation nucléaire	21
7	Figure I.7	Appareil de mesure	21
8	Figure I.8	Répartition des atomes stables et radioactifs en fonction de Z et de A.	23
9	Figure I.9	Repartissent les noyaux des éléments radioactifs ou Radioéléments	24
10	Figure I.10	Représentation schématique d'une désintégration	25
11	Figure I.11	Activité en fonction du nombre de demi-vies	28
12	Figure I.12	Activité en fonction du nombre de demi-vies	28
13	Figure I.13	Représentation graphique de la décroissance radioactive d'une source d'iode-131.	32
14	Figure I.14	Concentration relative en fonction du nombre de « sœurs-demi vies »	33
15	Figure I.15	Variations des activités relatives du baryum-140 et du lanthane-140	35
16	Figure I.16	Exemple de filiation radioactive : l'uranium-238.	36
17	Figure I.17	Exemple de filiation radioactive : l'uranium-238	37
Chapitre II : Rayonnement ionisants.			
18	Figure II.1	Présentation des fréquences et rayonnements électromagnétiques	40
19	Figure II.2	Représentation des différents rayonnements	40
20	Figure II.3	Importance relative des trois principales formes d'interaction des photons avec la matière	43
21	Figure II.4	Parcours, en fonction de leur énergie, de particules alpha lentes se déplaçant dans l'air à 15 °C sous une pression de 760 mm Hg.	44
22	Figure II.5	Distribution énergétique des électrons négatifs émis par le phosphore ³² .	46
23	Figure II.6	Schéma de désintégration radioactive du cobalt 60.	46
24	Figure II.7	Schéma de désintégration radioactive du molybdène 99.	47
25	Figure II.8	Schéma de désintégration radioactive de l'arsenic 74, illustrant les processus concurrents d'émission d'électrons négatifs, d'émission de positons et de capture d'électrons (m_0 est la masse au repos de l'électron)	47
26	Figure II.9	Atténuation de rayons gamma de 667 keV dans l'aluminium et le plomb dans de bonnes conditions géométriques (la ligne pointillée représente l'atténuation d'un faisceau de photons poly chromatique)	48
27	Figure II.10	Spectre de rayons X illustrant l'émission de rayons X caractéristiques lorsque les électrons comblent les vides de la couche K de la cible en tungstène (la longueur d'onde des rayons X est inversement proportionnelle à leur énergie)	50
28	Figure II.11	Schéma simplifié d'un tube à rayons X à anode fixe et filament chauffé.	50
29	Figure II.12	Familles radioactives (Z = numéro atomique; N = nombre de masse)	53

Chapitre III : Détection des Rayonnement ionisants.			
30	Figure III.1	Représente la perte d'énergie par ionisation de particules chargées dans un détecteur à gaz.	65
31	Figure III.2	représentation schématique d'un détecteur à gaz	66
32	Figure III.3	Différents modes de fonctionnement d'un détecteur à gaz en fonction du voltage.	68
33	Figure III.4	Représentation schématique compteur Geiger-Müller	69
34	Figure III.5	Représente un schéma simplifié du compteur Geiger Müller	71
35	Figure III.6	régions de détecteur à gaz	74
36	Figure III.7	Représente un schéma simplifié du détecteur à scintillation	75
37	Figure III.8	Schéma simplifié le fonctionnement d'un scintillateur	77
38	Figure III.9	Représentation schématique de comptage en coïncidence	78
39	Figure III.10	Représentation schématique de la structure du photomultiplicateur à scintillation	79
40	Figure III.11	schéma d'un scintillateur inorganique	81
41	Figure III.12	Schéma de fonctionnement d'un détecteur à base de semi-conducteur.	82
42	Figure III.13	Niveaux énergétiques dans les différents types de matière cristalline (isolant, conducteur, semi-conducteur)	83
43	Figure III.14	Courbe de noircissement d'une émulsion photographique	85
44	Figure III.15	Dosimètre bague FLi	86
45	Figure. III.16	Schéma du principe de fonctionnement des détecteurs radio thermo-luminescents	87
46	Figure. III.17	Compteur proportionnel FH40 (photo APVL Ingénierie)	88
Chapitre IV : Doses et unités de mesure			
47	Figure IV.1	Débit × temps = dose absorbée	96
48	Figure IV.2	Relation entre activité, dose absorbée et équivalent dose	99
49	Figure IV.3	Relation dose-effets des rayonnements sur l'homme	103
50	Figure IV.4	Effets à court terme récentes	104
51	Figure IV.5	Délimitation des zones réglementées (ZR) et spécialement réglementées (ZSR) Schéma extrait de la circulaire DGT/ASN n°01 du 18 jan vier 2008 relative à l'arrêté du 15 mai 2006.	109
52	Figure IV.6	Appareil de mesures	112
53	Figure IV.7	Appareil de contrôle de contamination	113
54	Figure IV.8	Problématique de la limitation des doses (CIPR 60)	114
55	Figure IV.9	Niveaux de doses	115
Chapitre V : Irradiation externe/ contamination et contrôle.			
56	Figure V.1	Exposition aux rayonnements ionisants.	120
57	Figure V.2	Appareil de gammagraphie	126
58	Figure V.3	Courbe des faibles doses radioactive	127
59	Figure V.4	l'irradiation radioactive	128
60	Figure V.5	Irradiation de la peau par les rayonnements ionisants	131
61	Figure V.6	les effets de la radioactivité sur le corps humain	132
62	Figure V.7	Les différentes voies d'exposition.	134
63	Figure V.8	Représentation d'une contamination corporelle externe et interne	137
64	Figure V.9	Modes de pénétration de la contamination interne	139
65	Figure V.10	Représentation schématique de capacité de pénétration des rayonnements dans l'organisme	140

66	Figure V.11	Contamination de l'environnement	141
67	Figure V.12	Transferts entre les différents types de contamination	142
68	Figure V.13	Schématisation des modèles de transferts dans l'organisme des radionucléides	145
69	Figure V.14	Représentation schématique de catégorisation des zone	150
70	Figure V.15	grammes de signalisations.	151
71	Figure V.16	huit panneaux de signalisation.	152
Chapitre VI : Effets biologique des rayonnements ionisants			
72	Figure VI. 1	Altération possibles de l'ADN	156
73	Figure VI. 2	Effet direct et indirect du rayonnement ionisant sur l'ADN	157
74	Figure VI. 3	Devenir cellulaire suite à des modifications de l'ADN	158
75	Figure VI. 4	Effets déterministes en fonction de la dose.	159
76	Figure VI. 5	Coupe d'épiderme (dessin Marion ² Solvit)	161
77	Figure VI. 6	Trois syndromes en cas d'exposition globale aigüe	163
78	Figure VI. 7	Fréquence des déficiences mentales graves en fonction de la de Dose de rayonnement reçue chez les survivants des bombardements atomiques, irradiés avant la naissance.	165
79	Figure VI. 8	effets directement observable	166
80	Figure VI. 9	Effets aléatoires en fonction de la dose	167
81	Figure VI. 10	Effets tardifs probabilistes	168
82	Figure VI. 11	Récapitulatif de la genèse des effets biologiques	169
83	Figure VI. 12	Pouvoir de pénétration dans les tissus de différents rayonnements ionisants.	170
84	Figure VI. 13	Irradiation externe et contamination interne.	171
85	Figure VI. 14	pictogramme lancé le 15 février 2007 par l' <u>AIEA</u> à <u>ISO</u> , représentant un risque de danger de mort ou de dommages sérieux.	171
86	Figure VI. 15.a	Différents types de rayonnements ionisants	172
87	Figure VI. 115.B	Différents types de rayonnements ionisants	172
88	Figure VI.16	Irradiation par voie directe	173
89	Figure VI.17	Fréquence des aberrations chromosomiques di centriques des lymphocytes humains en fonction de la dose, du débit de dose et de la qualité du rayonnement (in vitro)	174
90	Figure VI. 18.a	rupture simple	174
91	Figure VI.18.B	Rupture double	175
92	Figure VI. 19	Etapes et les effets du RI sur le corps humains	176
93	Figure VI. 20	Inhibition mitotique, induite par rayons X, des cellules épithéliales de la cornée du ra	177
94	Figure VI. 21	Courbes caractéristiques dose-survie de cellules de mammifères exposées à des rayons X et à des neutrons rapides	177
95	Figure VI. 22	Succession caractéristique d'événements dans la pathogenèse des effets non stochastiques des rayonnements ionisants	178
96	Figure VI. 23	Effet déterministe	179
97	Figure VI. 24	Effet Stochastique.	181
98	Figure VI. 25	Relation dose-effet	188
Chapitre VII : Prévention et protection contre les rayonnements ionisants			
99	Figure VII.1	Différentes sources de rayonnements ionisants	206
100	Figure VII.2	Réduction du débit de dose avec la distance	213

101	Figure VII.3	Rayonnement direct et rayonnement diffusé	214
102	Figure VII.4	Évolution du débit de dose absorbée à 10 cm et 1 m pour une source β^- de $3,7 \cdot 10^7 \beta \cdot s^{-1}$ en fonction de l'énergie	215
103	Figure VII.5	Atténuation d'un faisceau parallèle mono énergétique de rayonnements électromagnétiques	217
104	Figure VII.6	Représentation schématique d'atténuation des rayons X et γ par	219
105	Figure VII.7	écran de plombactions collectives pour diminuer la dose absorbée	220
106	Figure VII.8	Principe de la radioprotection au laboratoire	223
107	Figure VII.9	Illustration d'une hotte et d'une boîte à gants	223
108	Figure VII.10	Appareil de protection des voies respiratoires	224
109	Figure VII.11	Méthode de retrait des gants sans contact entre l'extérieur de ceux-ci et la peau	225
110	Figure VII.12	Habillage en tenue ventilée	225
111	Figure VII.13	Programme de Radioprotection et de Sûreté.	231
112	Figure VII.14	Classification des zones (zone contrôlée et zone surveille).	233
113	Figure VII.15	classification des zones (zone contrôlée)	234
114	Figure VII.16	Mesure des neutrons	234
115	Figure VII.17	Dosimètre électronique	234
116	Figure VII.18	Mesure des gammas.	235
117	Figure VII.19	Mesure de contamination	235
118	Figure VII.20	Dosimétrie individuelle.	235
119	Figure VII.21	Appareils de contrôle des lieux de travail.	236
Chapitre VIII : Applications industrielles 236			
120	Figure VIII.1	utilisation des radioéléments artificiels	238
121	Figure VIII.2	Conteneur porte source	241
122	Figure VIII.3	Représentation Schématique de mesures d'épaisseurs	242
123	Figure VIII.4	Épaisseur d'acier exploitable par différents rayonnements	243
124	Figure VIII.5	Différents types d'appareils utilisant les sores radioactifs	244
125	Figure VIII.6	Représentation Schématique d'une jauge d'humidité	245
126	Figure VIII.7	Représentation schématique de principes	256
127	Figure VIII.8	Représentation schématique de projecteur de la gammagraphie	256
128	Figure VIII.9	Appareil radiologique gamma	257
129	Figure VIII.10	Zone balisé et permis pour opération de gammagraphie	258
130	Figure VIII.11	La personne compétente et le médecin du travail sont les personnes les plus à même pour intervenir dans ce genre de situation.	260
131	Figure VIII.12	Représentation schématique du principe de détecteur incendie a radioélément	262
132	Figure VIII.13	Un des essais nucléaires	265
133	Figure VIII.14	Principe d'une radiologie industrielle.	270

LISTE D'ABREVIATIONS

LISTE D'ABREVIATIONS

Abréviations	Définitions
Lettre A	
A	L'activité totale
ADN	Acide Désoxyribo Nucléique
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
AIEA	l'Agence Internationale pour l'Energie Atomique
ASN	une autorité de sureté nucléaire
Lettre B	
Bq	Le Becquerel
Lettre C	
CERN	l'Organisation européenne pour la recherche nucléaire
CIPR	La Commission internationale de protection radiologique
Ci	le curie
C	La capacité
CCD	une caméra à dispositif à couplage de charge
CEE	Certificats d'économies d'énergie
CTR	CONTROLES TECHNIQUES DE RADIOPROTECTION
CTLS	Contrôles techniques des locaux et des sources
CEM	Contrôles des équipements de mesure
CFO	CONTROLE DE L'EFFICACITE DE L'ORGANISATION
CEPI	CONTROLES DES EQUIPEMENTS DE PROTECTION INDIVIDUELLE
CEPC	CONTROLES DES EQUIPEMENTS DE PROTECTION COLLECTIVE
COFRAC	Comité français d'accréditation.
CE	la capture électronique
CEA	Commissariat à l'énergie atomique
Lettre D	
D	La dose absorbée
DCA	dérivée de concentration dans l'air
DATR	directement affectées à des travaux sous rayonnements
DPUI	Dose efficace par unité d'incorporation
DGSNR	la Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection
Lettre E	
EV	Electronvolts
EURATOM	instituant la Communauté Européenne de l'Énergie Atomique
EDF	Électricité de France
ESR	événements significatifs en radioprotection
EBR	une efficacité biologique relative
Lettre F	
FQ	facteur de qualité

Lettre G	
GANIL	Grand accélérateur national d'ions lourds
GY	Le Gray
GM	Geiger-Müller
Lettre H	
HT	haute tension
H	EQUIVALENT DE DOSE RADIOLOGIQUE
HE	équivalent de dose efficace
HFDS	Haut fonctionnaire de défense et de sécurité
Lettre I	
ICRU	International Commission on Radiation Unit and Measurements
IRSN	l'institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
ICPE	Les installations classées pour la protection de l'environnement
IPHECA	International Programme on the Health Effects of the Chernobyl Accident
Lettre J	
J	le joule
Lettre L	
LAI	Limite annuelle d'incorporation
LDCA	Limite dérivée de concentration dans l'air
Lettre M	
m	la masse de matière radioactive restante
mCi	le milli-Curie
Lettre N	
N	nombre de particules
N	le newton
NF	La norme française
Lettre O	
OSL	Optically Stimulated Luminescence
OMS	L'Organisation Mondiale de la Santé
OIT	l'Organisation internationale du travail
OCDE	L'Organisation de coopération et de développement économiques
Lettre P	
PMT	Photomultiplicateur
PLD	radio-photo luminescents
PUI	Plan d'Urgence Interne
PPI	un Plan Particulier d'Intervention
PAHO	l'Organisation panaméricaine de la santé
PCR	une personne compétente en radioprotection
Lettre R	
RI	Le rayonnement ionisant
RNI	Le rayonnement non ionisant
R	le roentgen
Rad	le rad
RPR	un responsable de la radioprotection
RASS	Radiation Safety Standards

Lettre S	
SV	Le Sievert
s⁻¹	secondes inverses
SALT	Les Strategic Arms Limitation Talks
SISERI	la surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants
Lettre T	
TSN	la transparence et a la sécurité nucléaire
TNP	le traité de non-prolifération nucléaire
TLE	transfert linéique d'énergie
Teff	La période effective
Trad	la période radioactive
Tbiol	la période biologique
TLD	thermoluminescence dosimetry
T1/2	la demi-vie
Lettre U	
UNSCEAR	United Nations scientific committee on the effects of atomic radiation
UMA	unité de masse atomique
USA	United States of America
Lettre Z	
ZS	zone surveillée
ZC	zone contrôlée
λ	la constante de désintégration
μCi	Le microcurie

SOMMAIRE

SOMMAIRE

Remerciement	
Dédicace	
Résumé	
Liste des tableaux	
Liste des figures	
Liste d'abréviation Historique.....	01
Introduction générale.....	07
Problématique.....	09
CHAPITRE I : NOTION SUR LA RADIOACTIVITE	
I-1. RAPPELS STRUCTURE ATOMIQUE DE LA MATIERE / CONSTITUTION ATOMIQUE DE LA MATIERE.....	10
I-1-1.électrons (z).....	10
I-1-2.protons.....	11
I-1-3.neutrons.....	11
I-1-4. noyaux.....	12
I-1-4-1. Caractéristiques du noyau.....	12
I-1-4-2. Cortège électronique.....	12
I-1-4-3. Isotopes / isobares.....	14
I-1-5. Autres particules.....	15
I-1-6. Présentation schématique de la constitution de la matière.....	16
I-2.RADIOACTIVITE.....	16
I-2-1. Introduction.....	16
I-2-2.Définition de la radioactivité.....	17
I-2-3. Origine de la radioactivité.....	17
I-2-4. Manifestations de la radioactivité.....	18
I-2-5. Différents types de la radioactivité.....	19
I-2-5-1 radioactivité naturelle.....	19
I-2-5-2. Radioactivité artificielle.....	19
I-2-6. Réactions nucléaires.....	19
I-2-6-1. Fission nucléaire.....	20
I-2-6-2. Fusion nucléaire.....	20
I-2-6-3. Transmutation nucléaire.....	21
I-2-6-4. Mesures de la radioactivité.....	21
I-2-7. Bande de stabilité/ stabilité et instabilité nucléaire.....	22
I-2-7-1. Noyaux stables.....	22
I-2-7-2. Noyaux instables ou radioactifs.....	23
I-2-8. Radioéléments / cinétique de désintégration radioactive.....	25
I-2-8-1. Généralités sur les radioéléments.....	25
I-2-8-2. Loi de désintégration radioactive.....	27
I-2-9.grandeurs physique et propriétés fondamentales.....	28
I-2-9-1. Activité radioactive / activité d'un noyau radioactif.....	29
I-2-9-2. Décroissance et période radioactive.....	30
I-2-9-3. Filiation radioactive.....	36
I-2-9-4. Relation masse – activité.....	37

I-2-9-5. Production de radionucléides artificiels.....	38
I-3. CONCLUSION.....	39
CHAPITRE II : RAYONEMENTS IONISANTS	
II-1. INTRODUCTION.....	40
II-2. NOTIONS FONDAMENTALES SUR LES RAYONNEMENTS IONISANTS.....	41
II-2-1. Généralités.....	42
II-2-2. Interaction avec la matière.....	43
II-2-3. Types de rayonnements ionisants.....	43
II-2-3-1. Particules alpha.....	43
II-2-3-2. Particules beta.....	44
II-2-3-3. Rayonnement gamma.....	46
II-2-3-4. Rayonnements électromagnétiques x et γ (photons).....	49
II-2-3-5. Rayons (x).....	50
II-2-3-6. Neutrons.....	51
II-2-4. Énergie et intensité d'émission d'un rayonnement.....	52
II-2-4-1. Énergie d'un rayonnement.....	53
II-2-4-2. Intensité d'émission d'un rayonnement.....	53
II-3. SOURCES DE RAYONNEMENTS IONISANTS.....	53
II-3-1. Radionucléides naturels.....	53
II-3-1-1. Rayonnement cosmique.....	55
II-3-1-2. Radionucléides d'origine cosmique.....	55
II-3-1-3. Retombées radioactives.....	56
II-3-1-4. Radioéléments incorpore.....	56
II-3-2. Rayonnement artificiel.....	56
II-3-2-1. Radionucléides artificiels.....	56
II-4. RAYONNEMENTS NON IONISANTS.....	57
II-5. CONCLUSION.....	57
CHAPITRE III : DETECTION DES RAYONNEMENT IONISANTS	
III-1. INTRODUCTION.....	58
III-2. DEFINITION DE LA DETECTION ET DETECTEUR.....	58
III-3. PREMIERES DE COUVERTES DE DETECTEURS DE RAYONNEMENTS.....	59
III-4. CHAINE DE DETECTION.....	60
III-4-1. Source l'échantillon.....	60
III-4-2. Détecteur.....	61
III-4-3. Préamplificateur.....	62
III-4-4. Amplificateur.....	62
III-4-5. Codeur " le convertisseur analogique numérique ".....	62
III-4-6. visualisation " l'ordinateur ".....	62
III-5. CARACTERISTIQUES GENERALES DES DETECTEURS.....	63
III-5-1. Caractéristiques géométriques.....	63
III-5-2. Efficacité de détection.....	63
III-5-3. temps mort [t ₀].....	63
III-5-4. Mouvement propre.....	63
III-5-5. Résolution en énergie.....	63
III-6. FONCTIONS D'UN DETECTEUR.....	64

III-7. OBJECTIF DE LA DETECTION DES RAYONNEMENTS IONISANTS.....	64
III-8. CLASSIFICATION DES DETECTEURS.....	64
III-9. COMPOSANTS DE DETECTEURS.....	64
III-10. DETECTEURS A GAZ.....	65
III-10-1. Recombinaison.....	65
III-10-2. Phénomène physique exploité : l'ionisation.....	66
III-10-3. Phénomène de multiplication.....	66
III-10-4. Présentation générale d'un détecteur à gaz.....	66
III-10-5. Régimes de fonctionnement.....	68
III-10-6. Types du détecteurs a gaz.....	71
III-10-6-1. Chambre d'ionisation.....	71
III-10-6-2. Compteur proportionnel.....	71
III-10-6-3. Compteur Geiger-Müller.....	72
III-10-7. Régions des détecteurs a gaz.....	72
III-10-7-1. Région de recombinaison.....	72
III-10-7-2. Régions d'ionisation.....	72
III-10-7-3. Régions proportionnelle.....	73
III-10-7-4. Régions proportionnelle limitée.....	74
III-10-7-5. Régions de Geiger-Müller.....	74
III-10-8. Caractéristiques et comparaison des différents détecteurs a gaz.....	75
III-11. DETECTEURS A SCINTILLATION.....	76
III-11-1. Phénomène physique exploité.....	76
III-11-2. Composants d'un détecteur a scintillation.....	77
III-11-3. Principe de fonctionnement de détecteur a scintillation.....	77
III-11-4. Structure d'un photomultiplicateur/ principe.....	79
III-11-5. Mise en oeuvre du couple scintillateur/ photomultiplicateur.....	80
III-11-6. Types de détecteur a scintillation.....	81
III-11-6-1. Scintillateurs organiques.....	81
III-11-6-2. Scintillateurs inorganiques.....	82
III-11-7. Avantages de détecteur a scintillation.....	82
III-12. DETECTEURS A SEMI-CONDUCTEURS.....	82
III-12-1. Caractéristiques des détecteurs a semi-conducteurs.....	85
III-13. DETECTEURS A ÉMULSIONS PHOTOGRAPHIQUES.....	85
III-14. DETECTEURS RADIO-LUMINESCENTS.....	86
III-14-1. Détecteurs radio-thermo-luminescents Tld.....	86
III-14-2. Détecteurs radio-photo-luminescents.....	88
III-15. AUTRES TYPES DE DETECTEURS.....	88
III-15-1. Détecteurs chimiques.....	89
III-15-2. Détecteurs solides de traces.....	89
III-16. COMPTEUR PROPORTIONNEL.....	89
III-17. QUELQUES CARACTERISTIQUES DES PRINCIPAUX DETECTEURS.....	90
III-18. CONCLUSION.....	90
CHAPITRE IV : DOSES, UNITE DE MESURE	
IV-1. INTRODUCTION.....	91
IV-2. SYSTÈME « SI » / UNITÉS DE BASE.....	91
IV-3. MULTIPLES ET SOUS-MULTIPLES.....	92
IV-4. GRANDEURS ET UNITÉS UTILISÉES EN RADIOPROTECTION.....	93
IV-4-1. Activité radionucléaire.....	93

IV-4-2. Exposition.....	95
IV-4-3. Dose absorbée (d) (ou dose reçue).....	95
IV-4-4. Kerma.....	97
IV-4-5. Débit de dose« d » / débit équivalent de dose (h)	97
IV-4-6. Dose équivalente.....	98
IV-4-7. Équivalent de dose radiologique (h).....	102
IV-4-8. Équivalent de dose engagée.....	102
IV-4-9. Dose efficace.....	104
IV-4-10. Équivalent de dose efficace.....	105
IV-4-11. Constante spécifique des rayonnements gamma (γ).....	107
IV-4-12. Énergie	107
IV-5. MESURES D'ORDRE TECHNIQUE.....	107
IV-5-1. Normes de radioprotection	108
IV-5-1-1. Horaires conseillées.....	108
IV-5-1-2. Grandeurs et unités de mesure.....	108
IV-5-2. Définition des zones	109
IV-5-3. Contrôles réglementaires.....	110
IV-5-3-1. Contrôles techniques de radioprotection.....	111
IV-5-3-2. Contrôles techniques d'ambiance.....	111
IV-5-3-3. Traçabilité des contrôles techniques.....	111
IV-5-3-4. Contrôle de l'efficacité de l'organisation.....	112
IV-5-3-5. Contrôle des équipements de protection.....	112
IV-5-4. Appareils de mesure.....	112
IV-5-4-1. Mesure de l'exposition externe.....	112
IV-5-4-2. Mesure de la contamination.....	113
IV-6. RAYONNEMENTS IONISANTS / LES SOURCES DE L'EXPOSITION HUMAIN.....	114
IV-6-1. rayonnements ionisants l'exposition humaine d'origine naturelle.....	115
IV-6-2. Radioprotection / problématique de la limitation des doses.....	115
IV-6-3. Radioprotection limites de dose, exposition externe	116
IV-6-4. Radioprotection limites de dose, exposition interne.....	116
IV-6-5. Radioprotection exposition externe et exposition interne	117
IV-7. CONCORDANCE ENTRE LES UNITÉS SI ET LES UNITÉS HORS « SI ».....	117
IV-8. MASSE ATOMIQUE D'UN NUCLÉIDE.....	118
IV-9. CONCLUSION.....	118
CHAPITRE V : IRRADIATION EXTERNE/CONTAMINATION ET CONTROLE	
V.1. INTRODUCTION.....	119
V.2. RAYONNEMENTS COSMIQUES	121
V.3. RAYONNEMENTS TELLURIQUES.....	121
V.4. RADIOACTIVITE DE L'AIR	121
V.5. RADIONUCLEIDES PRESENTS DANS LE CORPS HUMAIN.....	123
V.6. SOURCES ET NIVEAUX D'EXPOSITION.....	123
V-6-1. Niveaux d'exposition externe rencontrés en milieu professionnel.....	124
V-6-2. Exposition naturelle.....	125
V-6-3. Exposition professionnelle.....	125
V-6-4. Gestion et communication lors des accidents d'exposition radioactive.....	126
V-7. FONCTIONS D'UNE EXPOSITION A LA RADIOACTIVITE SUR LA SANTE.....	127
V-8. ORIGINES DISTINCTES DE RADIATIONS IONISANTES	128
V-9. SYMPTOMES DES RADIATIONS.....	128

V-10. IRRADIATION	129
V-10-1. Irradiation externe	129
V-10-1-1. Définition.....	130
V-10-1-2. Caractéristiques d'irradiation externe	130
V-10-1-3. Types d'irradiation externe	130
V-10-1-3-1. Irradiation externe globale.....	130
V-10-1-3-2. Irradiation externe partielle.....	131
V-10-2. Exposition externe et rayonnements ionisants.....	132
V-10-3. Symptômes de l'irradiation	132
V-10-3-1. Syndrome d'irradiation aiguë	133
V-10-3-2. Syndrome gastro-intestinal.....	133
V-10-3-3. Syndrome euro-vasculaire.....	133
V-11. CONTAMINATION RADIOACTIVE.....	134
V-11-1. Définition	134
V-11-2. Différents types de la contamination	136
V-11-2-1. Contamination externe ou corporelle	136
V-11-2-1-a. Contamination externe ou cutanée.....	137
V-11-2-2. Contamination corporelle interne	138
V-11-2-3. Contamination de l'environnement.....	140
V-11-2-3-1. Contamination surfacique.....	141
V-11-2-3-2. Contamination atmosphérique (ou volumique).....	141
V-11-3. Transferts entre les différents types de contamination.....	141
V-11-4. Différence entre l'irradiation et la contamination.....	142
V-11-5. Accidents de contamination / irradiation.....	142
V-11-5-1. Accidents de contamination.....	143
V-11-5-2. Accidents d'irradiation.....	144
V-12. DEVENIR DES SUBSTANCES RADIOACTIVES INCORPOREES.....	144
V-12- 1. Cas de l'inhalation.....	145
V-12- 2. Cas de l'ingestion.....	145
V-12- 3. Cas de la pénétration transcutanée.....	145
V-12-4. Période biologique, période effective.....	145
V-13. CONTROLE	147
V-13-1. Contrôle de l'irradiation externe.....	147
V-13-1-1-contrôle collectif.....	148
V-13-1-2. Contrôle individuel.....	148
V-13-1-3. Surveillance médicale.....	148
V-13-2. Contrôle de la contamination.....	148
V-13-2-1. Contrôle individuel.....	148
V-13-2-2. Surveillance médicale.....	149
V-14. ZONE CONTROLEE ET BALISAGE (ORGANISATION DE RADIOPROTECTIO.....	149
V-14-1. Zone contrôlée.....	149
V-14-2. Accès a la zone contrôlée.....	149
V-14-3. Balisage.....	150
V-14-3.1. Contrôles techniques des sources et appareils.....	152
V-14-3.2. Contrôles techniques des ambiances de travail.....	152
V-14-3.3. Document interne.....	153
V-14-4. Contrôle technique après dépassement d'une valeur limite.....	154
V-15. CONCLUSION	154

CHAPITRE VI : EFFETS BIOLOGIQUES DES RAYONNEMENTS IONISANTS

VI-1. INTRODUCTION	155
VI-2. DIFFERENTS EFFETS DES RAYONNEMENTS IONISANTS.....	156
VI-2-1. effetsmoléculaires de l'interaction des rayonnements ionisants.....	156
VI-2-2. effets cellulaires ;consequences des effets moléculaires.....	157
VI-2-3. effets des rayonnements sur l'homme.....	158
VI-2-3-1. introduction(notions de dose).....	158
VI-2-3-2. effets deerministes(appeles aussi non aleatoires ou non stochastiques).....	159
VI-2-3-3. effets stochastiques(aleatoires).....	161
VI-3. NATURE DES EFFETS BIOLOGIQUES ET LES MECANISMES EN JEU.....	161
VI-3-1. mecanismes d'action des rayonnements ionisants sur matières vivants.....	161
VI-3-2. effets sur l'adn.....	162
VI-3-3. effets sur les chromosomes.....	162
VI-3-4. effets des rayonnements ionisants sur les moleculsd'adn et les chromosomes.....	164
VI-3-4-1. rupture de chaine.....	165
VI-3-4-2. alteration des bases.....	166
VI-3-4-3. destruction des sucres et autres lesions.....	167
VI-3-4-4 .alteraction des genes.....	169
VI-3-4-5. reparation des lesions de l'adn.....	170
VI-3-4-6.mort cellulaires.....	173
VI-3-5 .effets sur les genes.....	173
VI-3-6. effets sur la survie des cellules.....	174
VI-3-7. effets sur les tissus.....	174
VI-4. CLASSIFICATION DES EFFETS BIOLOGIQUES PRODUITS PRAR RAYONNEMENTS	
IONISANTS.....	175
VI-4-1. effetsprecoces(deteministes).....	175
VI-4-2. effets retardes (ou stochastiques).....	175
VI-4-2-1. effets somatiques.....	176
VI-4-2-2. effetsgenetiques.....	176
VI-4-2-3. effets psychologies.....	176
VI-5. AUX MANIFESTATIONS CLINIQUES DES LESIONS /REACTIONS AIGUES DES TISSUS	
LES PLUS RADIOSENSIBLES.....	176
VI-5-1.differents types d'effets.....	177
VI-5-2. reactions aigues des tissus les plus radiosensibles.....	178
VI-5-2-1. au niveau de la peau.....	178
VI-5-2-2. au niveau de la moelle osseuse et organeslymphoides.....	180
VI-5-2-3. au niveau de l'intestin.....	180
VI-5-2-4. au niveau des gonades.....	181
VI-5-2-5. au niveau des voies respiratoires	181
VI-5-2-6. au niveau du cristallin.....	181
VI-5-2-7. au niveau des autres tissus.....	181
VI-5-2-8. lesradiolesions dues a une irradiation totale.....	184
VI-5-2-9. lesradiolesionslocalisees.....	184
VI-5-2-10. effets des radionucleides.....	185
VI-6. EVALUATION DU RISQUE.....	186
VI-6-1. effetsscnцерigenes.....	186
VI-6-1-1. introduction	186
VI-6-1-2. caracteristiquesgenerales.....	186
VI-6-1-3. mecanismes.....	189

VI-6-1-4. extrapolation aux faibles doses	193
VI-6-2. effets genetiques.....	194
VI-6-3. quantification du risque total d'apparition des effets stochastiques.....	195
VI-6-3-1. risquescancerigene.....	196
VI-6-3-2. risquegenetique.....	196
VI-6-3-3. risque total.....	196
VI-7. EFFETS BIOLOGIQUES SUR L'ETRE HUMAINE.....	197
VI-8. CONCLUSION	197
CHAPITRE VII : PREVENTION ET PROTECTION CONTRE LES RAYONNEMENTS IONISANTS	
VII-1. INTRODUCTION.....	198
VII-2. PRINCIPES GENERAUX DE RADIOPROTECTION.....	198
VII-2-1. definition des normes.....	199
VII-2-2. responsabilites de l'employeur du chef d'établissement.....	199
VII-2-3. dispositions de radioprotection operationnelle.....	200
VII-2-3-1. pour travailleurs exposes.....	200
VII-2-3-2. pour la population.....	200
VII-3. TECHNIQUES DE RADIOPROTECTION DANS LES INSTALLATIONS NUCLEAIRES.....	200
VII-3-1. Exposition a la radioactivité d'origine naturelle et medicale.....	201
VII-3-1-1. radioactivité naturelle.....	201
VII-3-1-2. exposition d'origine medicale.....	203
VII-3-2. sources d'exposition.....	203
VII-3-3. exposition des travialleurs.....	203
VII-3-3-1. exposition externe.....	203
VII-3-3-2. exposition interne.....	204
VII-3-3-3. exposition mixte (interne et externe).....	204
VII-3-4. politique de prevention.....	206
VII-3-4-1. respect des prescriptions.....	206
VII-3-4-2. assurance de leur application.....	207
VII-3-4-3. contrôle de leur efficacité.....	207
VII-3-5. prevention contre les rayonnements ionisants.....	208
VII-3-5-1. reduction du risque a la source.....	208
VII-3-5-2. organisation des secours.....	208
VII-3-5-3. maitrise de liurbanisation.....	208
VII-3-5-4. informationpreventive de la population.....	209
VII-3-6. situation a risque/plan d'urgence interna et plan de prevention.....	210
VII-3-7. mesures de protection.....	210
VII-3-7-1. pricipes de protection contre irradiation externe.....	211
VII-3-7-2. protection contre la contamination/protection contre l'exposition interne.....	211
VII-3-8. moyens de protection contre la contamination.....	211
VII-3-8-1. cas de la contamination atmospherique.....	220
VII-3-8-2. cas de la contamination corporelle externe.....	223
VII-4. SECURITE DES SOURCES RADIOACTIVES TECDOC-1355.....	223
VII-4-1. objectifs.....	225
VII-4-2. strategie globale.....	226
VII-5. DISPOSITIF DE RADIOPROTECTION.....	226
VII-5-1. responsabilite.....	227
VII-5-1-1. detenteur de l'autorisation.....	227

VII-5-2. autorisation.....	227
VII-5-2-1. objectifs.....	228
VII-5-2-2. demandeur de l'autorisation.....	228
VII-6. CONCEPTION DES MESURES DE SECURITE.....	228
VII-6-1. strategie.....	229
VII-6-2. approche generale.....	229
VII-6-3. approche prescriptive.....	229
VII-7. TYPES DE MESURES DE SECURITE.....	230
VII-7-1. mesures administratives.....	230
VII-7-2. mesures techniques.....	230
VII-8. PROGRAMME DE RADSIOPROTECTION ET DE SURETE.....	231
VII-8-1. synergie surete/securite.....	231
VII-8-2. procedure en cas de menaces preises.....	232
VII-8-3. mesures de securite en cours de transport.....	232
VII-9. RADIOPROTECTION DES TRAVAILLEURS.....	232
VII-9-1. objectifs.....	232
VII-9-2. parties responsables.....	232
VII-9-3. limites de doses.....	233
VII-9-4. classification des zones.....	233
VII-9-5. mesure du debit de doses dans les lieux de travail.....	234
VII-9-6. dosimetrie individuelle.....	235
VII-9-7. programme de contrôle des lieux de travail.....	236
VII-9-8. surveillance de la sante des travailleurs.....	236
VII-10. CONCLUSION.....	237
CHAPITRE VIII : APPLICATIONS INDUSTRIELLES	
VIII-1. INTRODUCTION.....	238
VIII-2. APPLICATIONS INDUSTRIELLES.....	239
VIII-2-1. Utilisation bases sur les proprietes d'absorption ou de diffusion.....	240
VIII-2-1-1. jauges radioactives.....	240
VIII-2-1-2. analyseurs d'alliage par fluorescence x.....	246
VIII-2-1-3. detecteurs a capteur d'electrons.....	246
VIII-2-1-4. utilisations diverses de radionucleides en sources scelles.....	246
VIII-2-1-5. utilisations diverses de radionucleides en sources non scelles.....	247
VIII-2-1-6. repartition par type d'appareiles(hors sources non scelles).....	247
VIII-2-2. radiographie industrielle.....	247
VIII-2-3. l'utilisation des rayonnements dans l'industrie.....	247
VIII-2-3-1. elaboration et traitement des materiaux.....	247
VIII-2-3-2. radiographie et neutronographie.....	248
VIII-2-3-3. jauges radiometriques.....	249
VIII-2-3-4. propriétaire d'appareiles industriels a rayons x.....	249
VIII-2-3-5. technologies nucleaires au profit de l'industrie.....	253
VIII-2-3-6. techniques de radiographie industrielle.....	254
VIII-2-4. utilisations basees sur les proprietes ionisants.....	257
VIII-2-4-1. elimination de charges electrostatiques.....	257
VIII-2-4-2. sources humineuses.....	258
VIII-2-4-3. detecteurs d'incendie.....	258
VIII-2-5. nucleaire de proximite industriel.....	259
VIII-2-5-1. traceurs industriels.....	259

VIII-2-5-2. applications reposant sur le principe de l'ionisation des gaz.....	260
VIII-2-5-3. applications liees a la recherche scientifique.....	260
VIII-2-5-4. analyseur de plomb.....	260
VIII-2-5-5. conservation des denrees alimentaires.....	260
VIII-2-6. domaines de contrôle ; de recherche et d'industrie.....	261
VIII-2-6-1. la radiographie industrielle de contrôle non destructif.....	261
VIII-2-6-2. techniques analytiques.....	261
VIII-2-6-3. utilisations industrielles.....	267
VIII-2-6-4. utilisation dans le domaine de la recherche.....	267
VIII-3. CONCLUSION.....	270
CHAPITRE IX : REGLEMENT GENERAL DE LA RADIOPROTECTION	
IX-1. INTRODUCTION.....	271
IX-2. REGLEME NTAION RELATIVE AUX RAYONNEMENTS IONISANTS.....	271
IX-3. CADRE INSTITUTIONNEL.....	273
IX-3-1. commissariat a l'energie atomique.....	273
IX-3-2. centre de recherche nucleaire d'alger.....	274
IX-4. CADRE REGLEME NTAIRE.....	274
IX-4-1. cadre reglementaire (05-117).....	274
IX-4-2. cadre reglementaire (05-119).....	277
IX-4-3. cadre reglementaire (03-452).....	277
IX-5. PERSPECTIVES EN MATIERE DE LEGSLATION NUCLEAIRE.....	278
IX-6. OBLIGATIONS REGLEMENTAIRES PREALABES AU DEPLOIEMENT ACTIVITES.....	278
IX-6-1. autorisation de detention et / ou d'utilisation.....	278
IX-6-1-1. regimes d'autorisation et de declaration.....	278
IX-6-1-2. responsable de l'activite nucleaire.....	279
IX-6-1-3. demande d'autorisation.....	279
IX-6-2. personne competente en radioprotection.....	280
IX-6-3. autres dispositions relatives a la protection des travailleurs.....	281
IX-6-3-1. information et formation.....	281
IX-6-3-2. surveillance individuelle des travailleurs.....	282
IX-6-4. detention de matieres nucleaires.....	283
IX-7. DECRET PRESIDENTIEL N° 05-117 DU 2 RABIE EL AOUEL 1426 CORRESPONDANT AU 11 AVRIL2005 RELATIF AUX MESURES DE PROTECTION CONTRE ES RAYONNEMENTS IONISANTS.....	285
IX-8. DECRET PRESIDENTIEL N° 05-118 DU 2 RABIE EL AOUEL 1426 CORRESPONDANT AU 11 AVRIL2005 RELATIF A L'IONISATION DES DENREES ALIMENTAIRES.....	295
IX-9. DECRET PRESIDENTIEL N° 05-119 DU 2 RABIE EL AOUEL 1426 CORRESPONDANT AU 11 AVRIL2005 RELATIF A LA GUESTION DS DEHETS RADIACTIFS.....	297
IX-10. CONCLUSION.....	302
RECOMMANDATIONS.....	303
CONCLUSION GENERALE.....	304
Références bibliographiques	
Annexes	

HISTORIQUE

HISTORIQUE

La radioactivité n'a pas été inventée par l'homme. C'est un phénomène naturel qui existe depuis l'origine de l'Univers et qui imprègne notre environnement quotidien.

*/ En 1873 : Maxwell réalise d'importantes recherches dans quatre domaines :

- La vision de la couleur ;
- La théorie moléculaire ;
- L'électricité ;
- Le magnétisme.

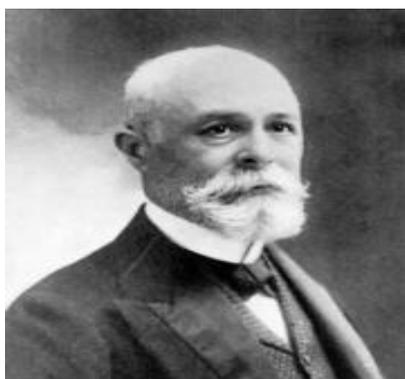
Il arrive à unifier les deux derniers par une théorie unique : L'électromagnétisme. Cette théorie DE Maxwell permet de décrire la propagation des ondes lumineuses dans le vide et d'en prédire un spectre de fréquences théoriquement limité.

*/ En 1874 : George Stoney développe la théorie de l'électron et estime sa masse.

*/ En 1895 : Röntgen découvre les rayons X.

Après leur découverte par Röntgen en 1895, les rayons X ont été adoptés si rapidement dans le diagnostic et le traitement des maladies que les lésions dues à une exposition excessive ont presque immédiatement fait leur apparition chez les pionniers du domaine, qui n'étaient pas encore conscients des risques qu'ils encouraient (Brown, 1933). Au début, les lésions consistaient essentiellement en réactions cutanées sur les mains de ceux qui manipulaient les premiers appareils à rayons X.

*/ En 1896 : Becquerel découvre la radioactivité de l'uranium.



Henri Becquerel

La radioactivité naturelle fut découverte par Henry Becquerel (1852-1908),

Il observa que les minerais d'uranium émettent un rayonnement capable de noircir les plaques photographiques. Lors de ces travaux sur les phénomènes de fluorescence des sels d'uranium, ce dernier chercha à savoir si les rayons

Émis étaient les mêmes que les rayons X découverts par Wilhem Röntgen.

Henry Becquerel a mis en évidence qu'un film photographique pouvait être

Impressionné par ces sels d'uranium sans que ces derniers n'aient été

Exposés à une quelconque lumière. Il conclut que l'uranium émettait spontanément des rayonnements capables d'impressionner une plaque photographique, indépendamment du phénomène de fluorescence.

*/ En 1897 : Thomson découvre l'électron et crée un modèle où l'atome est décrit comme une entité de charge neutre (contenant un noyau positif avec des petits électrons négatifs).

*/ En 1898 : Marie et Pierre Curie séparent les éléments radioactifs.



Marie Curie



Pierre Curie

Pierre et Marie Curie désignèrent ce phénomène sous le nom de radioactivité. Dans les mois qui suivirent la découverte d'Henri Becquerel, Marie Curie montra que, tout comme l'uranium, le thorium était naturellement radioactif. Puis, à partir de tonnes de minerai d'oxyde d'uranium, le couple isola tout d'abord le polonium, puis le radium, élément chimique 2,5 millions de fois plus radioactif que l'uranium.

Cependant, ce n'est qu'après les travaux de Marie Curie (1867-1934), Pierre Curie (1859-1906) et Ernst Rutherford (1871-1937) que les trois radioactivités α , β et γ furent découvertes. La radioactivité fut ainsi mise en évidence par la fission qui est un phénomène physique naturel aboutissant à la libération d'énergie due à la désintégration d'un atome instable en deux atomes plus stables.

Pierre et Marie Curie Sklodowska isolent à partir de la pechblende (un minerai d'uranium) deux éléments hautement radioactifs : le Radium (Ra) et le Polonium (Po)

Marie Curie : d'origine polonaise, 1867-1934 : Prix Nobel de chimie en 1911.

Pierre Curie : physicien 1859-1906 ; Prix Nobel de physique en 1903.

*/ En 1899 : Ernest Rutherford découvre les rayonnements α , β .

Cependant, ce n'est qu'après les travaux de Marie Curie (1867-1934), Pierre Curie (1859-1906) et Ernst Rutherford (1871-1937) que les trois radioactivités α , β et γ furent découvertes. La radioactivité fut ainsi mise en évidence par la fission qui est un phénomène physique naturel aboutissant à la libération d'énergie due à la désintégration d'un atome instable en deux atomes plus stables. Les dangers réels de la radioactivité ne furent découverts que plus tard.

*/ En 1900 : Planck, afin d'interpréter les variations de couleur d'un corps incandescent en fonction de la température, et de résoudre certains problèmes mathématiques liés à ce problème,

suggère un artifice : le rayonnement est quantifié (pour chaque fréquence, il est émis par paquets d'énergie, de valeur, ou quantum, dépendant de la fréquence).

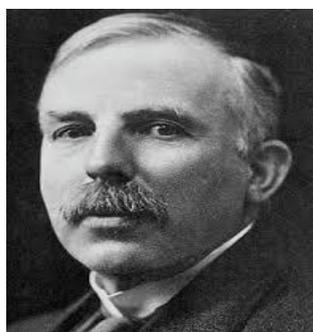
*/ En 1900, Henri Becquerel observe sur sa peau une tache rouge à l'emplacement du tube contenant du radium qu'il avait placé dans la poche de son gilet.

*/ En 1902 est décrit le premier cancer lié à l'utilisation des rayons X chez un employé qui vérifiait depuis plusieurs années sur sa main le bon fonctionnement des tubes. De nombreux autres cancers apparaissent chez les radiologues, médecins et physiciens qui utilisent de manière intensive ces rayons X et il apparaît dès lors le besoin de réglementer leur utilisation.

*/ En 1902 : Ernest Rutherford et Frédérick Soddy découvrent que la décomposition radioactive transforme un élément chimique en un autre (transmutation).

*/ En 1903 : Ernest Rutherford découvre les rayons γ .

*/ En 1905 : Einstein propose qu'un quantum de lumière, qui sera nommé en 1926 « photon », se comporte comme une particule. Les autres théories d'Einstein expliquent l'équivalence de la masse et de l'énergie, la dualité onde-particule des photons, le principe d'équivalence et la relativité restreinte



Ernst Rutherford

*/ En 1909 : Hans Geiger et Ernest Marsden, sous la responsabilité de Rutherford, envoient des particules alpha sur une mince feuille d'or et observent parfois de grands angles de diffusion, ce qui suggère l'existence d'un noyau positivement chargé, petit et dense (la collision est rare) à l'intérieur de l'atome.

*/ En 1910 : Frederick Soddy découvre l'existence des isotopes.

*/ En 1911: Rutherford conclut à l'existence du noyau comme résultat de l'expérience de diffusion alpha réalisée par Geiger et Marsden.

*/ En 1913 : Bohr construit la théorie de la structure atomique basée sur des hypothèses quantiques.

*/ En 1919 : Rutherford prouve l'existence du proton.

*/ En 1921: Chadwick et E.S. Bieler concluent qu'une force de grande intensité maintient le noyau uni, malgré la répulsion électrostatique coulombienne entre les protons.

*/ En 1923 : Compton découvre la nature quantique (particulaire) des rayons X, confirmant que les photons sont des particules.

*/ En 1924 : De Broglie propose des propriétés ondulatoires pour les particules formant la matière.

*/ En 1925 : Pauli formule le principe d'exclusion pour les électrons à l'intérieur d'un atome. W. Bothe et Geiger démontrent que l'énergie et la masse sont conservées dans les processus atomiques.

*/ Des commissions se créent à partir de 1925,

*/ En 1926: Schrödinger développe la mécanique ondulatoire, qui décrit le comportement des systèmes quantiques pour les bosons. Born donne une interprétation probabiliste de la mécanique quantique. Lewis propose le nom de photon pour le quantum de lumière.

*/ En 1927 : Découverte de la désintégration β .

*/ En 1928 : Dirac propose son équation d'onde relativiste pour l'électron.

*/ Même année « 1928 » à Stockholm lors du congrès international de radiologie que sont créées deux commissions internationales non gouvernementales : La Commission internationale pour les unités et la mesure des rayonnements (ICRU); et la Commission internationale de protection radiologique (ICRP) chargée de définir les règles de la radioprotection. Ces deux commissions existent toujours et la réglementation en vigueur aujourd'hui s'appuie très largement sur leurs recommandations.

*/ En 1930 : Pauli suggère l'existence d'un neutrino invisible, afin d'interpréter l'apparente disparition de l'énergie dans la désintégration β .

*/ Même année « 1930 » : Particules élémentaires, incluant l'électron, le proton, le neutron. (dans le noyau), le neutrino dans la désintégration β , le photon, quantum de champ électromagnétique.

*/ Toujours même année « 1930 » A cette époque, les médecins préconisaient l'utilisation du radium comme tonifiant, et que le commerce de crèmes de beauté, des poudres et des médicaments à base de radium

Florissant, Hermann Joseph Muller (1890-1967) mettait en évidence les effets mutagènes des radiations et le risque de cancer radio induits.

*/ En 1931 : Découverte du positron e^+ (Anderson). Dirac réalise que le positron est aussi décrit par son équation.

*/ En 1932 : James Chadwick découvre le neutron n .

*/ En 1933/34: Fermi formule sa théorie sur la désintégration (interaction faible)

*/ En 1935: Yukawa formule son hypothèse sur les mésons : La force nucléaire est due à l'échange de particules massives, les mésons

*/ En 1937 : Découverte du lepton u . Bien qu'ayant à peu près la masse prévue pour le méson de Yukawa, il n'a pas d'interactions assez fortes avec la matière pour jouer ce rôle.

*/ En 1938 : Énoncé de la loi de conservation du nombre baryonique. Le potentiel militaire de la radioactivité marqua ensuite l'Historique :

*/ En 1942 : La réalisation du projet Manhattan par les Etats-Unis assistés par le Royaume-Uni et le Canada sous la direction du général Leslie Groves et du physicien Robert Oppenheimer aboutit à la mise au point et à l'assemblage de la première bombe atomique. L'utilisation de ces armes nucléaires en 1945 à Hiroshima et à Nagasaki aboutit à une réelle prise de conscience des dangers de la radioactivité.

En parallèle de ces applications militaires, des applications civiles furent développées tant dans le domaine médical (radio-diagnostic) que dans les domaines de l'archéologie (datation au carbone 14), de la production d'énergie (centrales nucléaires) ou dans le domaine agroalimentaire (irradiation d'aliments pour conservation). L'utilisation de la radioactivité croissante dans nos sociétés a abouti à la mise en place de réglementation et de normes strictes permettant de réguler et de limiter les risques liés à l'utilisation de la radioactivité.

*/ En 1946/1947 : Découverte du méson chargé, le pion (Powell), prédit en 1935. Le μ est produit par la désintégration β : $\pi^+ \rightarrow \mu^+ + \nu_\mu$

*/ En 1946 /1950: Théorie quantique de l'électromagnétisme (QED) (Feynman, Schwinger et Tomonaga).

*/ En 1948 : Production artificielle du π^+ .

*/ En 1949 : Découverte du k^+ .

*/ En 1950 : Découverte du pion neutre : $\pi^0 \rightarrow \gamma + \gamma$

*/ En 1951 : Découverte d'événements en « V » : désintégration de particules K^0 et ayant une vie moyenne « étrangement » longue. Ceci est interprété en terme d'un nouveau nombre quantique l' « étrangeté » conservé par les interactions fortes et électromagnétiques.

*/ En 1952 : Découverte de Δ (état excité du nucléon).

*/ En 1954 : Yang et Mills proposent les théories des jauges non abéliennes.

*/ En 1955 : Découverte de l'antiproton « P » (Chamberlain et Segré).

*/ En 1956 : Découverte de la violation de la parité dans les atomes de ^{60}Co par Chien-Shiung Wu et Amber.

*/ Même année « 1956 » : Lee et Yang suggèrent que la force faible peut engendrer une violation de la parité.

*/ En 1959 : Beaucoup d'autres lésions étaient signalées, y compris les premiers cancers attribués aux rayonnements (Stone, 1959).

Depuis ces premières constatations, l'étude des effets biologiques des rayonnements ionisants a constamment reçu des impulsions nouvelles du fait de leur utilisation croissante en médecine, en sciences et dans l'industrie, ainsi que dans les applications pacifiques et militaires de l'énergie nucléaire. C'est ce qui explique que les effets biologiques des rayonnements aient fait l'objet d'investigations beaucoup plus approfondies que ceux de tout autre agent extérieur. D'ailleurs, les connaissances radio-biologiques acquises ont beaucoup contribué aux actions entreprises pour protéger la santé humaine contre bien d'autres risques liés à l'environnement. (*Arthur C. Upton*).

*/ En 1960 / 1970 : Découverte de certaines particules « élémentaires ». (ω ; ρ ; K^+ ; Σ ;

*/ En 1961: Murray Gell Mann propose la « voie octuple » SU(3) pour classer toutes ces particules.

*/ En 1962: Découverte de deux neutrinos ν_μ ; ν_e .

*/ En 1964: Existence de quarks u ; d (postulé par Gell Mann et Zweig), constituants qui pourraient être à la base du classement SU(3).

*/ Même année « 1964 » : Un nouveau « quark c » est suggéré.

*/ Toujours même année « 1964 »: Découverte de la violation de CP dans les systèmes K^0 - \bar{K}^0 par Cronin, Fitch, Christenson et Turlay.

*/ En 1965: Le nombre quantique de la couleur est proposé : Toutes les particules observées sont de couleur neutre. C'est pourquoi on ne peut pas observer les quarks colorés

*/ En 1967: Glashow, Salam et Weinberg proposent un schéma d'unification des forces électromagnétiques et faibles. Prédiction de l'existence du boson de Higgs et des bosons lourds Z^0 et W^\pm , des dizaines de fois plus massives que les particules élémentaires connus à ce jour.

*/ En 1968 / 1969: SLAC détecte une structure ponctuelle du nucléon.

*/ En 1973 : Enoncé de la théorie des interactions fortes entre les particules colorées (QCD). Prédiction de l'existence des gluons.

*/ Même année « 1973 » : Liberté asymptotique postulée.

*/ En 1974 : Découverte de J/ψ et des particules contenant un quark charmé c à l'université de Stanford et à Brookhaven.

*/ En 1976 : Découverte d'un troisième lepton chargé, le τ^- .

*/ Même année « 1976 » : Découverte du méson charmé D^0 et confirmation de l'existence du quark c .

*/ En 1978 : Découverte d'un cinquième quark, le bottom b , au Fermilab.

*/ En 1979 : Mise en évidence d'un gluon à DESY.

*/ En 1983 : Découverte du Z^0 et du W^\pm au CERN.

*/ En 1895, Wilhelm Roentgen observe que des électrons accélérés frappant une main située entre une plaque photographique et une source des rayons X, laissent une trace des os de la main sur la plaque photographique. . La photographie fait le tour de l'Europe et les médecins comprennent immédiatement l'intérêt d'un tel phénomène physique : c'est le début de la radiologie.

*/ En 1990 : L'étude de la désintégration du Z^0 au LEP (CERN) montre que le nombre de neutrinos « légers » ($m < 45$ GeV) est limité à 3.

*/En 1995 : Découverte d'un sixième quark, le top t , au Fermilab.

*/ En 1998 : Preuve de l'existence de neutrinos de masse non-nulle au Super-Kamiokande.

INTRODUCTION GENERALE

INTRODUCTION GENERALE

Toutes les sources de nature électrique, nucléaire, ou conventionnelle, implique des risques et /ou dangers pour les êtres humains et / ou l'environnement.

Des gestes non contrôlés peuvent conduire notre santé, notre sécurité à des risques potentiels et / ou accidents souvent très graves.

Les rayonnements ionisants sont libérés par les atomes et se propagent par le biais d'ondes électromagnétiques (rayons gamma ou X) ou de particules (neutrons, bêta ou alpha).

Les êtres humains sont exposés quotidiennement à des rayonnements ionisants d'origine naturelle ou artificielle.

L'exposition humaine aux rayonnements provient ainsi de sources artificielles allant des installations produisant de l'énergie nucléaire aux usages médicaux des rayonnements pour le diagnostic ou le traitement.

Aujourd'hui, les sources les plus courantes de rayonnements ionisants sont les dispositifs médicaux tels que la radiographie.

L'exposition aux rayonnements peut être interne ou externe et reçue par différentes voies :

*/ Une exposition interne aux rayonnements ionisants se produit lorsqu'un radionucléide est inhalé, ingéré ou pénètre d'une quelconque autre façon dans la circulation sanguine (injection, plaies, par exemple). L'exposition interne s'arrête lorsque ce radionucléide est éliminé de l'organisme, soit spontanément (par le biais des excréta, par exemple) ou sous l'effet d'un traitement.

*/ Une exposition externe peut intervenir en cas de dépôt de matières radioactives en suspension dans l'air (poussières, liquide, aérosols) sur la peau ou les vêtements. Ce type de matières radioactives peut souvent être éliminé de l'organisme par un simple lavage.

Les rayonnements endommagent les tissus et/ou les organes en fonction de la dose reçue ou absorbée, laquelle est exprimée dans une unité appelée le gray (Gy).

Les dommages, pouvant résulter d'une dose absorbée, dépendent du type de rayonnement et de la sensibilité des différents tissus et organes à ce rayonnement.

Les produits radioactifs ont la particularité d'émettre des radiations ionisantes, ces dernières sont particulièrement dangereuses pour l'homme pour trois raisons:

Elles ionisent la matière, c'est à dire qu'elles arrachent, en passant dans la matière, des électrons aux atomes. Ainsi les radiations ionisantes ont une action, souvent négative, sur la matière vivante.

Contrairement aux rayons lumineux ou aux ondes radios, elles sont pénétrantes.

Elles ne sont pas détectées par les organes sensoriels de l'homme, ce qui les distingue aussi de la lumière, de la chaleur, ou du bruit.

Pour ces raisons, un ensemble de techniques a été développé pour se protéger des radiations ionisantes: Ce qu'on appelle la radioprotection.

L'élimination des risques d'origine nucléaire par la mise en place de la radioprotection n'est pas possible étant donné que le risque zéro n'existe pas. Mais cependant elle peut réduire énormément les risques et améliorer les conditions de travail ainsi que le développement des procédés techniques.

Les statistiques révèlent que les probabilités d'accidents et/ou incidents dans un site nucléaire sont faibles par rapport aux autres industries technologiques telles que l'industrie pétrochimique.

Des mesures strictes de sécurité et les principes de la radioprotection sont applicables dans toutes les installations nucléaires afin de réduire les risques encourus.

Et dans ce contexte l'information et la formation données au travailleurs concernant les risques à l'origine des rayonnements ionisants pour une connaissance relative aux sources de danger, les moyens mis pour la détection, les limites en doses à l'utilisation, à la connaissance des effets biologiques qui peuvent en découler les moyens mis en place en terme de protection, prévention et contrôle afin de préserver la santé, la sécurité des travailleurs, des riverains et de l'environnement aussi les applications strictes jouent un rôle important dans le succès de la radioprotection

Pour mieux mettre en valeur les notions citées ci-dessous, on a jugé bien utile que le travail dédié à ce mémoire soit réparti comme suit :

Chapitre I : Définira les notions de la radioactivité ;

Chapitre II : sera consacré aux notions sur les rayonnements ionisants ;

Chapitre III : traitera la détection des rayonnements ionisants ;

Chapitre IV : Définira les doses, les unités de mesures

Chapitre V : développera l'irradiation externe/ contamination/ contrôle ;

Chapitre VI : se rapportera aux effets biologiques des rayonnements ionisants ;

Chapitre VII : fera l'objet de la prévention et protection contre les rayonnements ionisants

Chapitre VIII : regroupera les applications industrielles

En fin on clôt ce travail par une conclusion générale et des recommandations.

PROBLÉMATIQUE

PROBLEMATIQUE

Etant donné que la sécurité et la santé des travailleurs sont des exigences essentielles pour les employeurs, tous les systèmes de sécurité prennent une place primordiale dans les équipements de travail et ceci pour des domaines aussi variés que les Industries de fabrication, les machines, le nucléaire, le ferroviaire, les atmosphères explosives, etc....

Pour mieux répondre à ces exigences et mieux cerner toute problématique relevant des risques et dangers relevant spécifiquement de l'industrie nucléaire, notre étude a été consacrée à un apport d'informations, de connaissances couvrant tous les données pour faire face à tout ce qui peut nuire les activités au sein et aux alentours de l'industrie nucléaire. Pour cela :

On a entamé l'étude par faire connaître ce que c'est la radioactivité, puis on s'est familiarisé avec les types de rayonnements ionisants et leur impact sur la santé humaine et l'environnement en général (l'exposition, l'irradiation et la contamination qui peuvent endommager l'environnement, modifier sa nature et endommager les zones adjacentes aux centres radiologiques), des notions de lutte contre ces rayonnements ionisants (la détection des rayonnements ionisants ; le contrôle avec des techniques spéciales car le manque de contrôle de ces rayons affecte négativement la nature biologique de les organismes vivants du fait qu'il modifie leurs composants, leur nature et à travers ; les doses ; les unités de mesure ; la prévention et la protection contre ces rayonnements) conformément aux normes internationales de sécurité au travail.

Étant donné que les rayonnements ionisants sont largement appliqués dans le domaine industriel, l'Organisation mondiale de la sécurité au travail a créé un ensemble de lois et règlements généraux pour la radioprotection et les a appliqués dans le domaine industriel lié aux rayonnements et au nucléaire, afin de protéger les travailleurs, l'environnement et organismes vivants... contre ces rayonnements.

CHAPITRE I : NOTIONS SUR RADIOACTIVITE

CHAPITRE I : NOTIONS SUR LA RADIOACTIVITE

I-1. RAPPELS STRUCTURE ATOMIQUE DE LA MATIERE / CONSTITUTION ATOMIQUE DE LA MATIERE

L'atome est la petite partie d'un corps susceptible d'entrer dans les combinaisons chimiques. Dans l'ensemble, l'atome est électriquement neutre.

L'atome, élément constitutif de la matière, comprend un noyau très dense (noyau atomique) entouré d'un nuage électronique (le cortège électronique).

D'après le modèle lacunaire de Rutherford, l'atome se subdivise en deux parties:

- Le **noyau** : Minuscule grain de matière situé au centre de l'atome, il renferme la presque-totalité de la masse de l'atome.

Ce noyau est constitué d'un assemblage de protons de charge élémentaire positive (+e) et de neutrons de charge nulle. Les protons et les neutrons sont également appelés **nucléons**

- Le **cortège électronique** : Entourant le noyau à grande distance, il détermine le volume de l'atome.

Il est composé d'électrons de charge élémentaire négative (-e). La structure du cortège électronique détermine le comportement chimique des atomes.

En chaque point de l'espace autour du noyau, existe une probabilité de présence des électrons ou nuage de probabilité d'autant plus dense que la probabilité est plus forte.

Autrement dit l'atome, à l'état neutre, comporte un cortège de Z électrons satellites qui gravitent autour du noyau suivant une ou plusieurs « couches électroniques ».

Une couche électronique est l'ensemble des électrons d'un atome qui ont le même niveau d'énergie, et qui sont désignées par les lettres K, L, M, N, O, P et Q, à partir du centre du noyau. Le nombre des électrons pouvant exister sur une même couche est au maximum de $2n^2$, soit deux électrons pour la couche K, 8 pour la couche L, 18 pour la couche M, etc. (n est le numéro de la couche). Le classement des éléments, a été fait en fonction de la composition, couche par couche du cortège électronique des atomes de chaque élément :

- Par lignes appelées périodes, selon le nombre de couches contenant des électrons;
- Par colonnes, selon le contenu de la dernière couche.

I-1-1. ELECTRONS (Z)

L'électron en tant que charge élémentaire, a pour :

- Masse : $M = 9,106 \times 10^{-23} \text{g}$
- Charge : $-e = 1,601 \times 10^{-19} \text{C}$

Ils existent également à l'état libre dans les métaux (courant électrique) et peuvent être accélérés et dirigés par des champs électriques ou magnétiques ou émis par les cathodes des tubes électroniques.

Le total de nombre d'électrons de toutes les couches est « Z » appelé numéro atomique.

La charge électrique du cortège électronique est égale à $(-Ze)$. Z détermine les propriétés chimiques d'un élément donc le nom de l'élément.

A titre d'exemples : On peut citer :

- Tous les éléments dans les atomes en 6 éléments sont du carbone ;
- Tous les éléments dans les atomes en 17 éléments sont du chlore ;
- Tous les éléments dans les atomes en 92 éléments sont de l'uranium ;

I-1-2. PROTONS

Le nombre de protons du noyau correspond au nombre d'électron du cortège électronique étant donné qu'un noyau est électriquement neutre « $P = Z$ ». Le nombre de protons indique l'appartenance d'un atome à un élément déterminé.

- Masse : $M = 1,6726 \cdot 10^{-27}$ kg = 1,0074 u.m.a. (1836 fois la masse de l'électron) ;
- Charge $+e = 1,602 \cdot 10^{-19}$ C (coulomb).

Remarque : Les protons, comme les électrons, peuvent être accélérés puisqu'il possède une charge électrique.

Les protons sont responsables de la charge positive du noyau. Vu la répulsion entre particules de même charge, un noyau formé exclusivement par une association de protons n'est pas stable. Pour cette raison, l'existence dans le noyau de particules neutres a été envisagée d'abord hypothétiquement. Cette particule neutre (neutron) a été mise en évidence expérimentalement en 1932 par Sir James Chadwick (physicien anglais, 1891-1974, prix Nobel 1935).

I-1-3. NEUTRONS

Le neutron a pour :

- Masse : $M = 1,6748 \cdot 10^{-27}$ kg = 1,0087 u.m.a. (comparable à celle du proton) ;
- Charge: $e = 0$ (nulle).

Les masses indiquées sont celles des particules libres, non engagées dans le noyau.

I-1-4. NOYAU

I-1-4-1. CARACTERISTIQUES DU NOYAU

Le nombre total de nucléons (protons + neutrons) est indiqué par le nombre de masse A . Il correspond à la masse atomique arrondie (en u.m.a.). Le nombre de neutrons vaut donc $A - Z$.

Le noyau est donc constitué par un assemblage de ses nucléons et chaque espèce nucléaire est définie par de nombres entiers :

- Le numéro atomique « Z » qui est le nombre de proton du noyau ou (nombre d'électron du cortège électronique).
- Le numéro de masse « A » qui est la somme de proton et neutrons du noyau:

$$A = P + N = Z + N \quad (\text{I.1})$$

Pour désigné un élément on utilise le symbole de son espèce chimique affecté à gauche de nombre de masse et numéro atomique: A_ZM

On peut citer à titre d'exemple ${}^1_1\text{H}$ (hydrogène), ${}^{12}_6\text{C}$ (carbone), ${}^{235}_{92}\text{U}$ (uranium)

I-1-4-2. CORTEGE ELECTRONIQUE

L'électron est une particule élémentaire dont la charge électrique négative est égale, en valeur absolue, à celle du proton.

IL se caractérise par:

- L'atome, à l'état neutre, comporte un cortège de Z électrons satellites qui gravitent autour du noyau suivant une ou plusieurs « couches électroniques ».
- Une couche électronique est l'ensemble des électrons satellites qui gravitent autour du noyau en suivant une ou plusieurs « couches électroniques ».
- Une couche électronique est l'ensemble des électrons d'un atome qui ont le même niveau d'énergie, et qui sont désignées par les lettres K, L, M, N, O, P et Q, à partir du centre du noyau. Le nombre des électrons pouvant exister sur une même couche est au maximum de $2n^2$, soit deux électrons pour la couche K, 8 pour la couche L, 18 pour la couche M, etc. (n est le numéro de la couche).
- Le classement des éléments, a été fait en fonction de la composition, couche par couche, du cortège électronique des atomes de chaque élément :
 - Par lignes appelées périodes, selon le nombre de couches contenant des électrons;
 - Par colonnes, selon le contenu de la dernière couche.

On obtient ainsi le tableau (Figure I.1) dit « classification périodique des éléments ».



Figure I. 1 : Classification périodique de Mendeleïev

La description complète d'un atome (Jimonet C. & Métivier H., 2007), est représentée comme ceci : $\frac{A}{Z}X$

- X représente le symbole chimique de l'élément
- A et Z représentent respectivement le nombre de nucléons et le nombre de protons

A est appelé nombre de masse, Z numéro atomique ou nombre de charges. Si N représente le nombre de neutrons, la relation liant ces trois nombres est :

$$A = N + Z \text{ (I.2)}$$

Exemple : $^{208}_{82}\text{Pb}$

Pb représente l'élément chimique Plomb, son nombre de masse est 208, son numéro atomique est 82 et son nombre de neutrons est donc égal à 126.

I-1-4-3.ISOTOPES / ISOBARES

Les différents atomes appartenant à un même élément chimique sont appelés isotopes de cet élément. Chaque isotope d'un même élément possède donc le même nombre de protons (numéro atomique Z identique). Tous les isotopes d'un même élément ont des propriétés chimiques identiques : c'est le caractère commun qui définit l'élément chimique. Mais ils diffèrent par leur nombre de neutrons et possèdent donc un nombre de masse A différent.

Exemple : Isotopes de l'élément hydrogène : ^1H , ^2H , ^3H

Les isobares sont des atomes ayant le même nombre de masse A et un numéro atomique différent, mais ils n'ont aucune propriété chimique commune.

Exemple: ^{14}C , ^{14}N , ^{14}O

L'existence des isotopes fut découverte en 1910 par Frederick Soddy. La plupart des éléments comportent plusieurs nucléides qui diffèrent, dans des limites assez étroites, par leur nombre de neutrons et donc par leur masse. On appelle isotopes (du grec : Isos = même et topos = lieu) tous ces nucléides ayant le même nombre de protons (et qui rangent donc dans la même case du tableau périodique).

On connaît environ 2000 nucléides pour la centaine d'éléments du tableau périodique ; 325 existent dans la nature (isotopes naturels), les autres sont synthétisés au laboratoire (isotopes artificiels) et sont tous instables.

Il y a vingt (20) éléments formés d'un seul nucléide naturel (Be, F, Na, Al, P, Sc, Mn, Co, As, Y, Nb, Rh, I, Cs, Pr, Tb, Ho, Tm, Ta, Au).

La majorité des éléments sont formés d'un mélange d'isotopes de fréquence fixe. L'étain compte le plus grand nombre d'isotopes naturels (10).

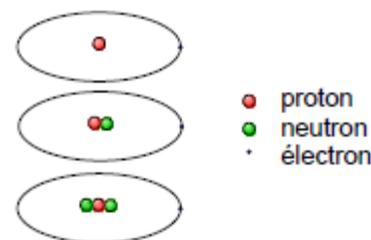
Pour les éléments formés de plusieurs isotopes, souvent un isotope prédomine considérablement sur tous les autres pour ce qui est de sa fréquence : Ainsi s'explique que la masse atomique de beaucoup d'éléments est proche d'une valeur entière qui est le nombre de masse de l'isotope le plus fréquent.

Seuls les isotopes de l'hydrogène ont reçu des noms et des symboles spécifiques :

^1H = hydrogène « léger » (99,985 %)

^2D = hydrogène « lourd », deutérium (0,015 %)

^3T = tritium, isotope artificiel et instable, se forme pourtant par traces par l'action de radiations solaires sur les isotopes naturels de H.



Les isotopes d'un élément donné présentent de légères différences dans leur comportement physique et physico-chimique, différences d'autant plus insignifiantes que la différence relative de leurs masses est plus petite. C'est grâce à ces différences que les isotopes d'un élément peuvent être séparés.

Pour conclure on peut dire que tous les éléments qui en le même numéro atomique « Z » sont des isotopes. On peut citer a titre d'exemples :

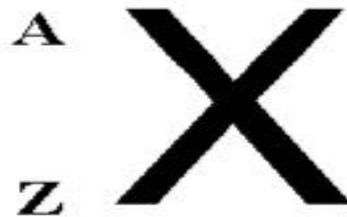
-Pour l'élément carbone (5 isotopes) : $^{10}_6\text{C}$, $^{11}_6\text{C}$, $^{12}_6\text{C}$, $^{13}_6\text{C}$, $^{14}_6\text{C}$

Les isotopes ont des propriétés nucléaires différentes mais leurs propriétés physico-chimiques sont sensiblement identiques.

Un élément naturel étant composé de divers isotopes, leur séparation est rendue difficile. L'exemple de la séparation isotopique de l'uranium 235 qui est un combustible de pile atomique. Les isotopes naturels de cet élément sont nombre de trois : $^{234}_{92}\text{U}$ (0,006%), $^{235}_{92}\text{U}$ (0,7%), $^{238}_{92}\text{U}$ (99,2%).

❖ **REPRESENTATION SYMBOLIQUE DES ISOTOPES**

La représentation symbolique des isotopes est tels que :



- A est le nombre de masse (nucléons) (protons + neutrons) dans l'isotope.
- Z est le numéro atomique (nombre de protons/électrons) dans l'isotope.
- X est le symbole atomique de l'isotope. [1]

Tableau I.1 : Propriétés fondamentale des isotopes

Particule	Symbole	Charge relative	Appro.E (MeV)
Proton	p	+1	938
Electron	e-	-1	0.511
Positron	e+	+1	0.511
Neutron	n	0	940

I-1-5. AUTRES PARTICULES

Il existe d'autres particules n'intervenant pas directement dans la constitution de l'atome :

- Les mésons, qui sont de masse intermédiaire entre l'électron et le proton : mésons Π_0 , Π , μ , etc...
- Le neutrino, qui a une masse de l'ordre de 1/30 de la masse de l'électron et une charge nulle.
- Le rayonnement X ou gamma (photons), qui est un rayonnement électromagnétique, peut parfois être assimilé à un particule de masse 0 et charge 0.

I-1-6. PRESENTATION SCHEMATIQUE DE LA CONSTITUTION DE LA MATIERE

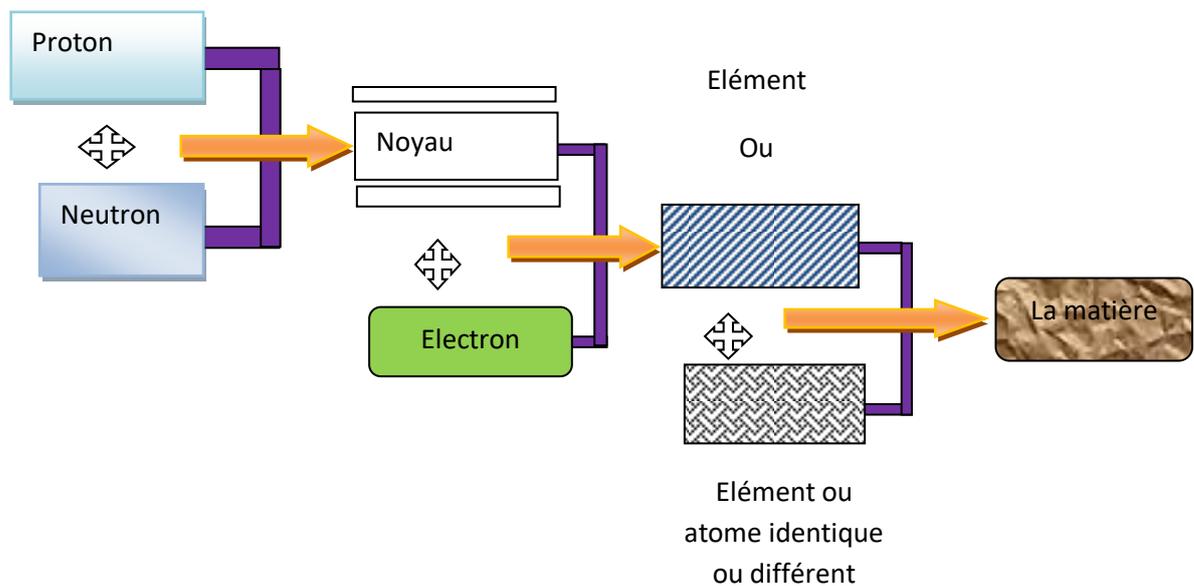


Figure I. 2 : Représentation schématique de la matière[1]

I-2. RADIOACTIVIE

I-2-1. INTRODUCTION

La radioactivité fait partie intégrante de la physique atomique, science qui s'occupe de l'étude des phénomènes inhérents au noyau de l'atome et à ses constituants.

Certains isotopes sont stables et leurs noyaux ne sont susceptibles de ne subir aucune modification dans leur structure. D'autres sont instables et ces isotopes sont dits radioactifs.

La radioactivité n'est pas sous la dépendance d'agents extérieurs : Telles que la température, la pression, les liaisons chimiques de l'élément, etc..

L'instabilité des noyaux a pour origine un excès ou un manque de neutrons par rapport au nombre de protons du noyau.

Pour qu'un noyau soit stable, il faut qu'il y ait une certaine relation entre son noyau et sensiblement égale à son nombre de protons.

Pour les isotopes légers, l'équilibre est réalisé lorsque le nombre des neutrons des noyaux et sensiblement égale au nombre de protons. On peut citer comme exemples :

- Des cinq isotopes du carbone, seuls : $^{12}_6\text{C}$ et $^{13}_6\text{C}$ sont stables ;
- Des sept isotopes d'oxygène, seuls : $^{16}_8\text{O}$, $^{17}_8\text{O}$ et $^{18}_8\text{O}$ sont stables.

Pour les isotopes lourds (ayant un grand nombre de nucléons), il faut un excès de neutrons sur les protons pour assurer la stabilité du noyau.

- Exemple du cobalt $^{59}_{27}\text{Co}$ stable (27 protons, et 32 neutrons) des onze isotopes ;

• Exemple de l'étain ${}_{50}^{120}\text{Sn}$ stable (50 protons, et 70 neutrons) des vingt et quatre isotopes.

Remarque : Les neutrons jouent le rôle de ciment dans le noyau.

Suite à la découverte des rayons X du radium et du polonium en 1895 par Pierre et Marie Curie et à celle de la radioactivité de l'uranium par Becquerel en 1896, l'utilisation de la radioactivité n'a cessé de devenir de plus en plus fréquente en médecine et dans l'industrie.

La reconnaissance des effets des rayonnements ionisants sur l'organisme suivit de peu leur découverte et leur utilisation en médecine. En 1896, les premières pathologies et les premières lésions radio-induites furent décrites. Becquerel recense en 1898 une soixantaine de cas de radiodermite. En 1904, les premiers décès attribués aux rayons X sont rapportés. De nos jours, les effets et les risques liés à l'utilisation des rayonnements ionisants sont bien connus.[1]

I-2-2. DEFINITION DE LA RADIOACTIVITE

La radioactivité est un phénomène naturel. L'air, les plantes, l'eau, les roches, Les matériaux de construction,... contiennent des substances radioactives. Elle peut être artificielle rencontrée dans l'Industrie, dans les essais et les accidents nucléaires et l'exposition due à l'activité médicale. Une exposition trop intense, ou supérieure à la dose annuelle permise peut avoir des conséquences très graves sur l'individu : des brûlures, la cécité, le cancer, et même la mort.

On dit qu'une substance est radioactive lorsque ses noyaux se désintègrent spontanément en émettant des rayonnements ; De tels noyaux instables sont appelés radionucléides.

Exemple : Environ 16 % de l'électricité totale produite dans le monde est d'origine nucléaire. [2]

I-2-3. ORIGINE DE LA RADIOACTIVITE

Exposés de tout temps à la radioactivité naturelle, les hommes ne soupçonnaient d'ailleurs pas son existence jusqu'au siècle dernier. Ce n'est qu'à partir de 1896, avec la découverte des rayons uraniques par Henri Becquerel, que l'humanité a pris conscience de ces rayonnements et a cherché à en comprendre les multiples origines.

La radioactivité naturelle provient principalement de radioéléments produits dans les étoiles, il y a des milliards d'années. On trouve des traces de ces éléments radioactifs et de leurs descendants dans notre environnement.

Quatre éléments contemporains de la naissance et de la mort des étoiles ont survécu car leurs durées de vie se mesurent en milliards d'années : deux isotopes de l'uranium, l'uranium-238 et l'uranium-235, le thorium-232 et enfin le potassium-40 qui constitue environ un dix millième du potassium naturel.

Les noyaux d'uranium et de thorium qui se désintègrent se transforment par « filiation » en une succession d'éléments radioactifs. On retrouve ces descendants, en équilibre radioactif (c'est-à-dire que pour chacun de ces descendants il s'en forme autant qu'il s'en désintègre), au sein des minerais d'uranium et de thorium. Les plus célèbres sont le radium, et le polonium, identifiés par Pierre et Marie Curie, et le radon en raison de sa part importante dans la radioactivité naturelle.

Finalement, au bout de milliards d'années, les noyaux d'uranium et de thorium deviennent des noyaux stables de plomb, après être passés par toute la série de leurs descendants.

La radioactivité naturelle résulte également du bombardement du globe terrestre par des particules de haute énergie en provenance de l'espace : les rayons cosmiques. L'atmosphère et le champ magnétique terrestre servent de bouclier et en réduisent l'importance. Le bombardement des atomes de l'atmosphère génère aussi des éléments radioactifs dont les plus connus sont le carbone-14 et le tritium.

Toutes ces sources de radioactivité naturelle sont modestes et constantes à l'échelle des temps humains. Au total, les effets de l'exposition sont faibles ou bénins, comme en témoigne le foisonnement des espèces vivantes. Lors de l'apparition de la vie sur terre la radioactivité naturelle due à l'uranium était le double de celle d'aujourd'hui.

Depuis quelques dizaines d'années de nouvelles sources liées à l'activité humaine s'ajoutent aux sources naturelles. La plus importante résulte des soins et traitements médicaux. [3]

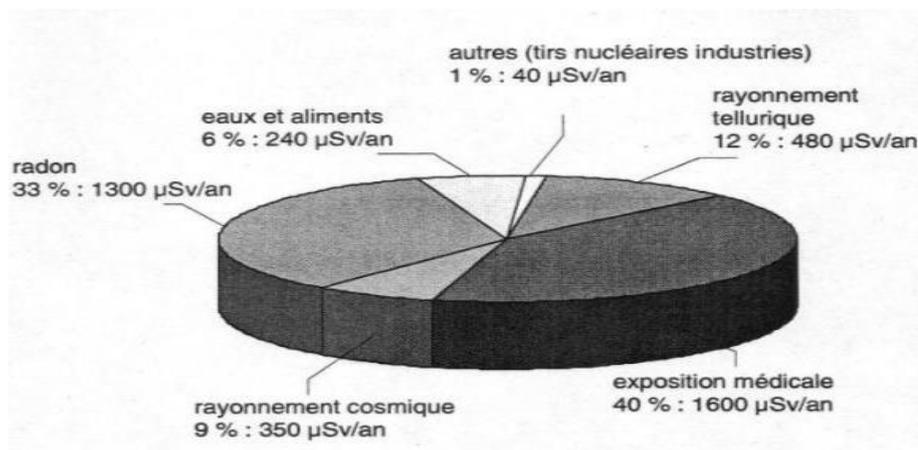


Figure I.3: Exposition annuelle d'un individu par an en France

I-2-4. MANIFESTATIONS DE LA RADIOACTIVITE

Les éléments radioactifs, d'origine naturelle ou artificielle, sont caractérisés par l'instabilité de leur noyau. Elle se manifeste par l'émission de particules (α , β , neutrons) ou de photons (X, γ) qui constituent les rayonnements ionisants, détectables uniquement par des appareils appropriés.

Ces rayonnements ont la propriété d'ioniser la matière, contrairement aux autres rayonnements électromagnétiques tels que la lumière visible, les rayons infrarouges ou les micro-ondes. [3]

**Tableau I.2 : Longueur d'onde des rayonnements ionisants et non ionisants
(1nm = 10⁻⁹ m).[3]**

Type de rayonnements	Longueur d'onde
Rayonnements ionisants électromagnétiques : γ , X	$\lambda < 100 \text{ nm}$
Rayonnements ultraviolets	$100 \text{ nm} < \lambda < 400 \text{ nm}$
Lumière visible	$400 \text{ nm} < \lambda < 800 \text{ nm}$
Infrarouge	$800 \text{ nm} < \lambda < 104 \text{ nm}$
Hyperfréquence	$0,1 \text{ mm} < \lambda < 10 \text{ m}$
Ondes radio	$10 \text{ m} < \lambda < 104 \text{ m}$

I-2-5. DIFFERENTS TYPES DE LA RADIOACTIVITE

I-2-5-1 RADIOACTIVITE NATURELLE

Une partie de la radioactivité naturelle est ainsi issue des radio-isotopes engendrés par les rayonnements cosmiques. L'intensité du rayonnement ionisant augmente avec l'altitude. Le rayonnement cosmique entraîne une exposition externe directe et interagit avec des éléments atmosphériques et terrestres pour former des radionucléides secondaires (^3H , ^{14}C ...).

La radioactivité naturelle correspond à environ 77% de l'exposition humaine aux radiations. Ainsi, le risque lié à l'activité tellurique issue de l'uranium contenu dans les roches granitiques est réel. [1]

I-2-5-2. RADIOACTIVITE ARTIFICIELLE

La radioactivité artificielle joue aussi un rôle non négligeable au sein des rayonnements ionisants. Elle peut être de différentes natures :

- Les activités de recherche en physique des particules engendrent la synthèse artificielle de composés hautement instables dans les accélérations des particules (CERN, GANIL).
- Les activités de radiodiagnostic (radiographies...), de médecine nucléaire, de radiothérapie et autres utilisations médicales (synthèse de radionucléides pour les scintigraphies) sont sources de rayonnements ionisants correspondant à environ 20% de l'exposition humaine à la radioactivité.
- Les centrales nucléaires et les usines de retraitements des déchets radioactifs produisent des déchets nucléaires.
- Les activités minières. [1]

I-2-6. REACTIONS NUCLEAIRES

Il s'agit de la radioactivité provoquée sur certains noyaux à la suite d'une intervention humaine. Les premiers noyaux radioactifs artificiels ont été obtenus par Rutherford en 1919 en bombardant des atomes d'azote avec des particules α qui conduit à la formation de nouveaux noyaux [4]

I-2-6-1. FISSION NUCLEAIRE

Les atomes de nombre de masse A très élevés, lorsqu'ils sont bombardés par des neutrons peuvent subir une cassure conduisant à des atomes plus légers et à régénérer les neutrons. [5]

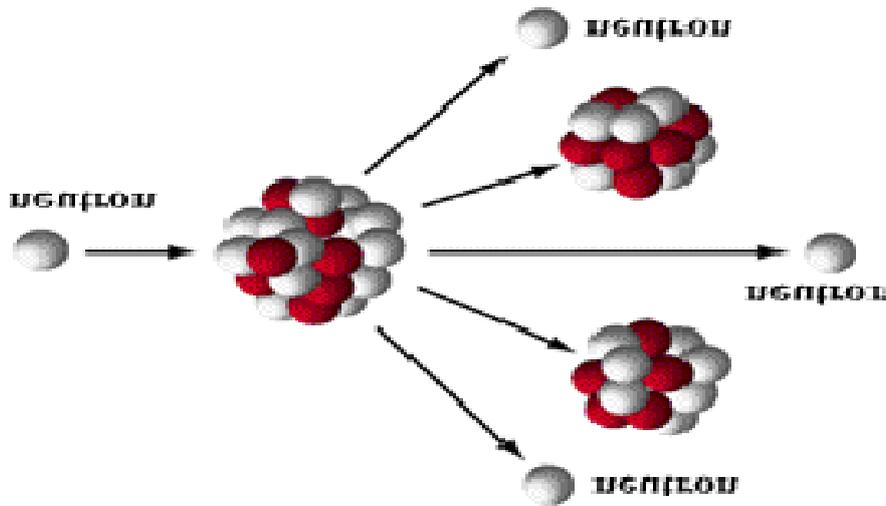


Figure I.4 : Fission nucléaire

I-2-6-2. FUSION NUCLEAIRE

Au cours de ce type de réactions, deux noyaux légers vont fusionner pour donner un atome plus lourd et diverses. [5]

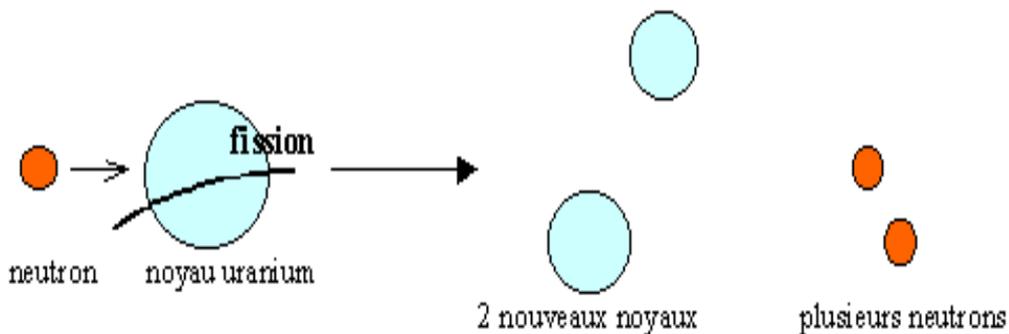


Figure I.5: Fusion nucléaire

I-2-6-3. TRANSMUTATION NUCLEAIRE

Ces réactions produisent des nucléides de nombre de masse égal ou très voisin de celui de nucléide qui a servi de cible. Les nucléides formés sont stables ou radioactifs.[5]

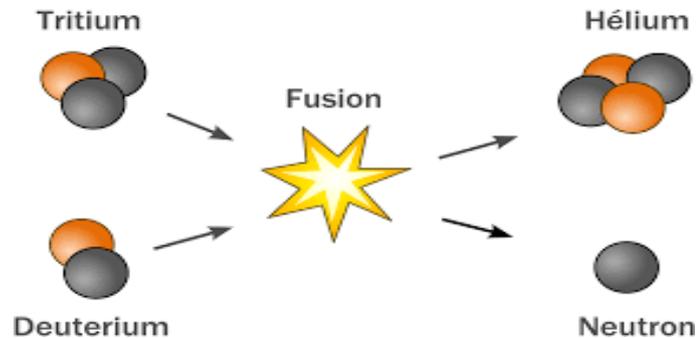


Figure I.6: Transmutation nucléaire

I-2-6-4. MESURES DE LA RADIOACTIVITE

Pour mesurer la radioactivité et ses effets, trois unités sont utilisées pour évaluer trois types de grandeurs : la cadence des désintégrations, l'énergie radioactive absorbée et ses effets biologiques.

- **Le Becquerel (Bq)** : est l'unité de mesure de la radioactivité d'un corps. ... ;
- **Le Gray (Gy)** : est l'unité qui permet de mesurer la quantité de rayonnement absorbé par un corps exposé à de la radioactivité ;
- **Le Sievert (Sv)** : est utilisé pour exprimer les effets biologiques des rayonnements ionisants sur la matière vivante.[6]



Figure I.7 : Appareil de mesure

I-2-7. BANDE DE STABILITE/ STABILITE ET INSTABILITE NUCLEAIRE

La radioactivité est la propriété qu'ont certains noyaux de se transformer en un ou plusieurs noyaux, et d'émettre lors de cette transformation un noyau d'hélium (particule alpha), un électron (particule bêta) ou un rayonnement électromagnétique (rayonnement gamma).

La radioactivité étudie l'ensemble des phénomènes en rapport avec des transformations portant sur le noyau atomique.

Les noyaux peuvent être classés en deux catégories : les noyaux stables de durée de vie infinie et les noyaux instables dont les durées de vie varient de la nanoseconde aux milliards d'années.

I-2-7-1. NOYAUX STABLES

Les noyaux peuvent être classés en deux catégories : les noyaux stables de durée de vie infinie et les noyaux instables dont les durées de vie varient de la nanoseconde aux milliards d'années.

Les noyaux des atomes stables possèdent un nombre de protons et de neutrons tels que leur architecture est parfaitement équilibrée et sauf perturbation extérieure, cette structure ne se modifie pas.

Exemple d'atomes stables : ^1H , ^{12}C , ^{16}O , ^{39}K , ^{56}Fe , ^{127}I . . .

On peut dire qu'un noyau n'est stable que si l'assemblage des Z protons et N neutrons qui le constitue est lié. Dans le cas contraire, il est instable. Cette instabilité ne se traduit pas un excès d'énergie.

Le noyau va spontanément se transformer en d'autres noyaux afin de revenir vers un état plus stable.

Cette transformation s'accompagne de l'émission de rayonnements, porteurs de l'énergie libérée.

La zone en noir sur la figure (I.6) indique la répartition des noyaux stables.

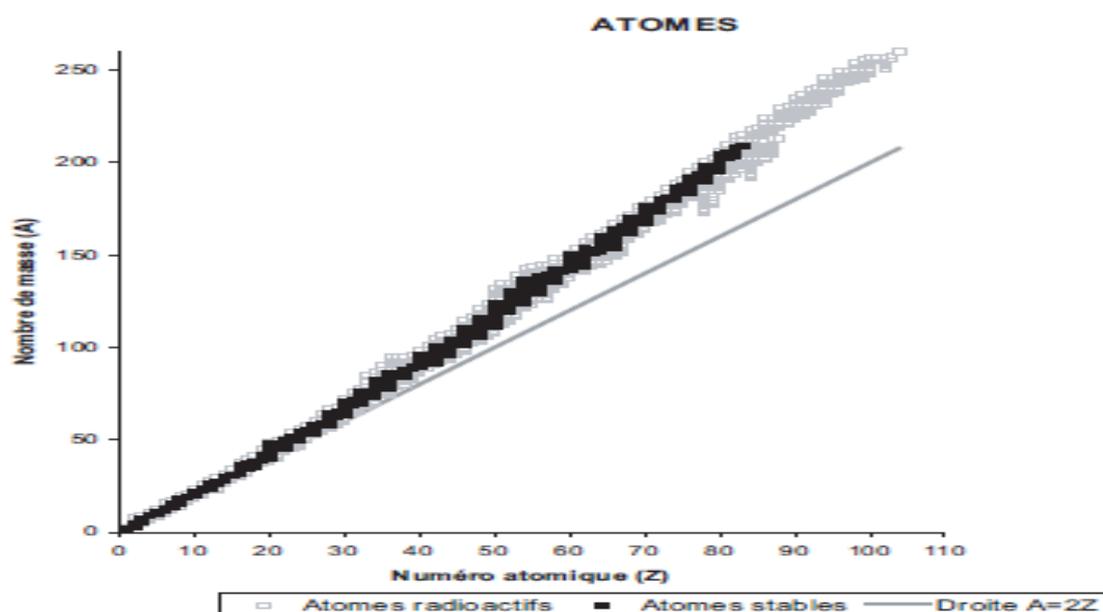


Figure I.8 : Répartition des atomes stables et radioactifs en fonction de Z et de A.

Sur la figure I.6 où le nombre de masse A est représenté sur l'axe des ordonnées et le numéro atomique Z sur l'axe des abscisses, sont représentés l'ensemble des 3 139 noyaux répertoriés à ce jour. Parmi ces noyaux, 256 existent à l'état naturel, les autres étant produits artificiellement.

La zone en noir sur la figure indique la répartition des noyaux stables.

La stabilité est observée:

- Pour les atomes légers quand leur nombre de protons est égal à celui des neutrons (c'est le cas de : ${}^4\text{He}$, ${}^{12}\text{C}$, ${}^{16}\text{O}$, ${}^{40}\text{Ca}$);
- Pour les atomes plus lourds excédentaires en neutrons ($A \approx 2,6 Z$). La zone noire de la figure (I.2) s'écarte en effet de la droite $A = 2 Z$ (c'est le cas de : ${}^{133}\text{Cs}$, ${}^{180}\text{W}$, ${}^{196}\text{Hg}$, ${}^{208}\text{Pb}$).

On peut expliquer ceci plus simplement, sur une représentation graphique sous forme de diagramme où sont portés en abscisses le nombre de protons « P » et en ordonnées le nombre de neutrons « N », les noyaux des éléments stables se placent à l'intérieur d'une région dite bande de stabilité (**région I**).

I-2-7-2. NOYAUX INSTABLES OU RADIOACTIFS

A l'extérieur de cette bande (**région II ou III**) mais à proximité immédiate de celle-ci se répartissent les noyaux des éléments radioactifs ou radioéléments (voir figure II.9).

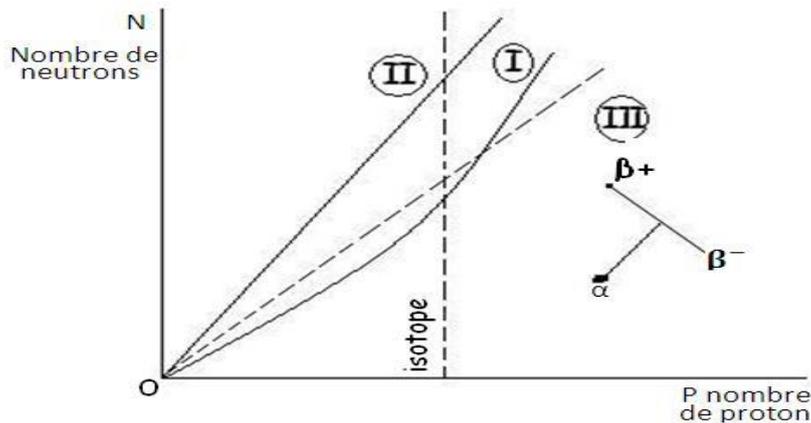


Figure I.9: Repartissent les noyaux des éléments radioactifs ou radioéléments

Soit :

- Les éléments situant en dehors de cette bande de stabilité tendent à y revenir soit par radioactivité β positive ou négative, soit par radioactivité α .

- La **radioactivité bêta négative (β^-)** est caractérisée par la transformation à l'intérieur du noyau d'un neutron en proton : cette radioactivité se produit pour les radioéléments ayant un excès de neutrons sur les protons (**région II**).

- La **radioactivité bêta positive (β^+)** est caractérisée par la transformation à l'intérieur du noyau d'un proton en neutron : cette radioactivité se produit pour les radioéléments ayant un excès de proton sur les neutrons (**région III**).

- La **radioactivité alpha (α)** est caractérisée par l'expulsion du noyau de deux neutrons et deux protons. Cette radioactivité se produit pour certains radioéléments de numéro atomique Z supérieur à 82.

Suivant la provenance des radioéléments, on distingue des atomes instables dits radioactifs ou radionucléides ou encore radio-isotopes.

De tels atomes peuvent exister naturellement ou être créés artificiellement auprès des accélérateurs de particules.

Un noyau n'est stable que si l'assemblage des Z protons et N neutrons qui le constitue est lié. Dans le cas contraire, il est instable. Cette instabilité ne se traduit pas un excès d'énergie.

Le noyau va spontanément se transformer en d'autres noyaux afin de revenir vers un état plus stable.

Cette transformation s'accompagne de l'émission de rayonnements, porteurs de l'énergie libérée.

Ces atomes instables sont dits radioactifs, on les appelle également radionucléides ou radio-isotopes. De tels atomes peuvent exister naturellement ou être créés artificiellement auprès des accélérateurs de particules.

Exemple :

- Atomes radioactifs naturels : ^{14}C , ^{232}Th , ^{238}U ;
- Atomes radioactifs artificiels : ^{18}F , ^{90}Sr , ^{192}Ir .

Sur les 118 éléments connus actuellement, une trentaine ne possède aucun isotope stable. Enfin rappelons une définition bien trop souvent oubliée : si, comme cela a été vu précédemment, un radionucléide est un isotope radioactif (^{60}Co ou ^{137}Cs), un radioélément est un élément dont tous les isotopes sont radioactifs. Le technécium (Tc), le neptunium (Np), le plutonium (Pu) sont des radioéléments. Il est donc incorrect d'utiliser le mot radioélément pour désigner le cobalt-60 ou le césium-137 comme cela est fait trop souvent. [3]

I-2-8. RADIOELEMENTS / CINETIQUE DE DESINTEGRATION RADIOACTIVE

I-2-8-1.GENERALITES SUR LES RADIOELEMENTS

Certains noyaux d'atomes sont instables. En s'acheminant vers une forme stable (ou radioactive), ils se désintègrent en émettant des rayonnements ionisants. Ces corps sont appelés « **radioéléments** » ou « **sources radioactives** ».

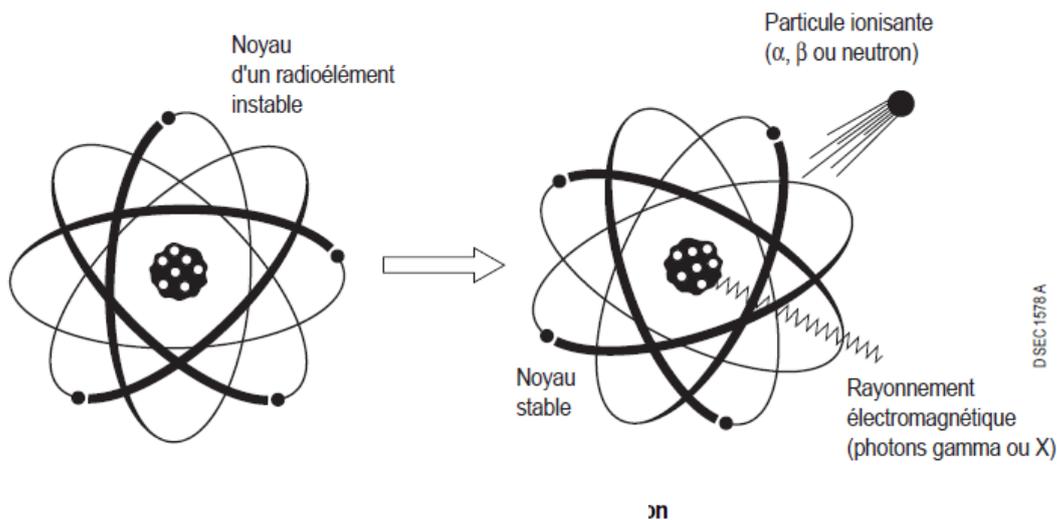
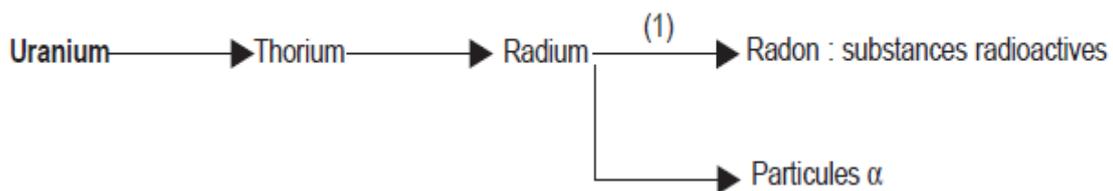


Figure I.10 : Représentation schématique d'une désintégration

On peut citer à titre d'exemple :

La désintégration en chaîne de l'uranium naturel donne du radon (gaz invisible, inodore et radioactif) présent dans l'atmosphère terrestre.



(1) : Désintégration d'un atome/s sur 240 millions

*/Quelques exemples de radioéléments utilisés dans l'industrie :

- L'Iridium 192 (77 protons et 115 neutrons) ;
- Le Césium 137 (55 protons et 82 neutrons) ;
- L'Américium 241 ;
- Le Cobalt 60.

*/Les rayons γ et X sont identiques, seule leur origine est différente :

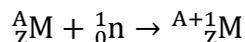
- Les rayons γ sont émis par des radioéléments naturels ;
- Les rayons X sont produits artificiellement à partir d'un générateur HT (50 kV à 400 kV) et d'un tube radio-gène.

* / Les **radioéléments naturels** que l'on trouve dans la nature et qui font partie de l'une des séries radioactives naturelles :

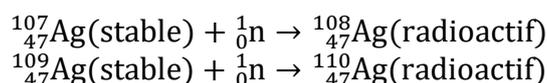
- Séries de l'uranium « ^{238}U », du thorium « ^{232}Th », de l'actinium.

Certains éléments de ces séries de durée de vie relativement courte par rapport à l'âge de la terre, ont disparu.

*/Les **radioéléments artificiels**, qui sont stables, et peuvent devenir radioactifs par irradiation dans un flux de neutrons (piles atomiques par exemple).



On peut citer exemple de l'irradiation de l'argent stable dans un flux de neutrons.



On peut également obtenir des éléments radioactifs (mais en faible quantité) dans les accélérateurs en bombardant, par des particules accélérées, des cibles constituées par des éléments stables.

Exemples des éléments radio-artificiels : Fluor « ^{18}F », ^{90}Sr , ^{192}Ir

Sur les 118 éléments radioactifs connus actuellement, une trentaine ne possède aucun isotope stable.

La décomposition d'un élément radioactif peut être très rapide, quelques milliseconde ou extrêmement longue plusieurs ou milliers d'années. Cette décomposition est définie par la loi de vitesse d'une réaction du premier ordre.

$$d[N] / dt = \lambda N \Rightarrow d[N] / N = - \lambda t \quad (\text{I.3})$$

Où :

[N] représente la concentration de l'espèce radioactive à l'instant t.

λ : constante radioactive de l'élément considéré. Ces unités : s⁻¹, min⁻¹, h⁻¹, jour⁻¹,

Les unités de la radioactivité sont :

- Désintégration par seconde (d.p.s)
- Curie (Ci) ; 1 Ci = 3,7 × 10¹⁰ dps
- Becquerel (Bq) ; 1 Bq = 1 dps

$$N_t / N_0 = e^{-\lambda t} \Rightarrow N_t = N_0 e^{-\lambda t} \dots \text{Eq (I.4)}$$

Où :

[N₀] représente la concentration initiale de l'espèce radioactive à l'instant t = 0.

I-2-8-2.LOI DE DESINTEGRATION RADIOACTIVE

La loi de désintégration radioactive est une loi universelle qui décrit le comportement statistique d'un grand nombre de nucléides.

Comme cela a été écrit, la désintégration radioactive est un processus aléatoire au niveau des atomes uniques, en ce sens que, selon la théorie quantique, il est impossible de prédire quand un atome particulier va se désintégrer. En d'autres termes, un noyau d'un radionucléide n'a pas de «mémoire». Un noyau ne «vieillit» pas avec le temps. Ainsi, la probabilité de sa décomposition n'augmente pas avec le temps, mais reste constante quelle que soit la durée d'existence du noyau. Pendant sa désintégration imprévisible, ce noyau instable se décompose spontanément et aléatoirement pour former un noyau différent (ou un état d'énergie différent – désintégration gamma), dégageant un rayonnement sous forme de particules atomiques ou de rayons de haute énergie.

Les calculs de la désintégration des noyaux radioactifs sont relativement simples, du fait qu'il n'y a qu'une seule loi fondamentale régissant tous les processus de désintégration.

La loi de désintégration radioactive stipule que la probabilité par unité de temps qu'un noyau se désintègre est une constante, indépendante du temps. Cette constante est appelée constante de décroissance et est notée λ , « lambda ». Cette probabilité constante peut varier considérablement entre les différents types de noyaux, conduisant aux nombreux taux de désintégration observés différents. La désintégration radioactive d'un certain nombre d'atomes (masse) est exponentielle dans le temps.[8]

La loi de désintégration radioactive:
$$N = N_0 e^{-\lambda t} \quad \text{(I.5)}$$

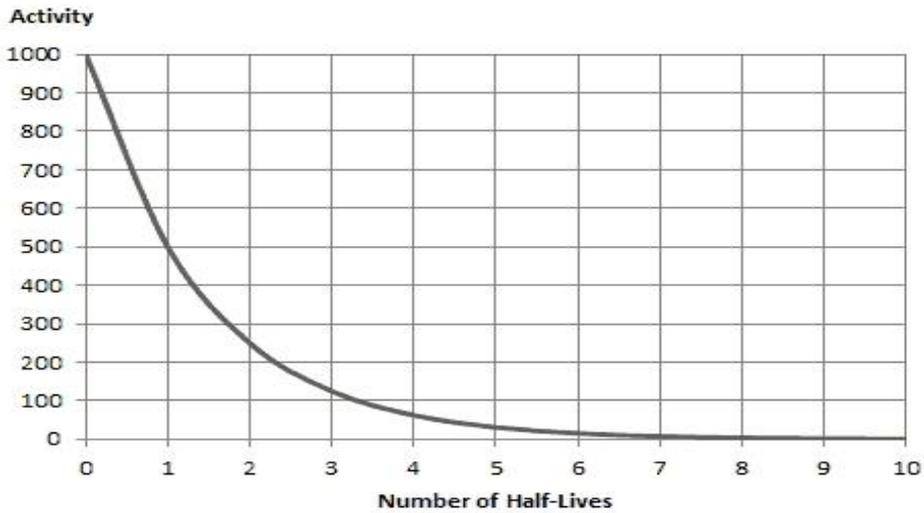


Figure I.11: Activité en fonction du nombre de demi-vie

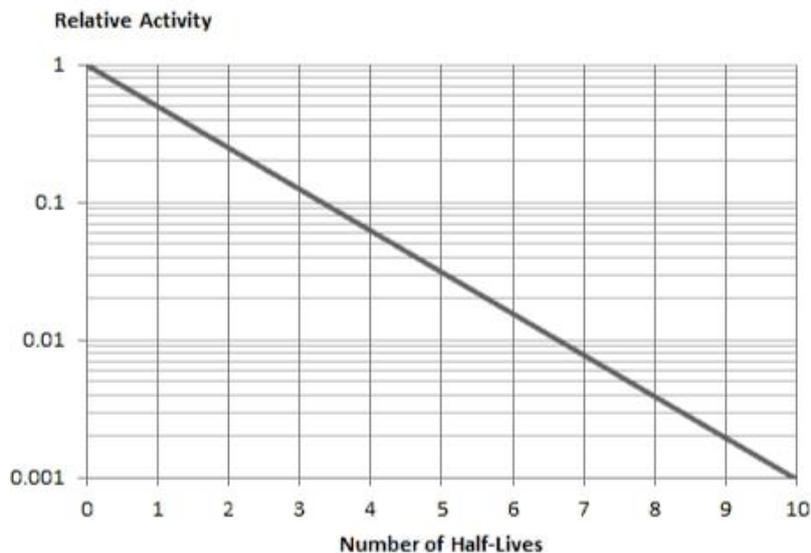


Figure I.12: Activité en fonction du nombre de demi-vies

I-2-9. GRANDEURS PHYSIQUE ET PROPRIETES FONDAMENTALES

La Commission internationale des unités et mesures radiologiques (International Commission on Radiation Unit and Measurements (ICRU)) élabore des définitions officielles acceptées à l'échelle internationale des quantités et unités de rayonnement et de radioactivité. La Commission internationale de protection radiologique (CIPR) formule également les normes de définition et d'utilisation des diverses quantités et unités employées en radioprotection. Nous présentons dans ce qui suit une description de quelques-unes des quantités, unités et définitions d'utilisation courante dans ce domaine.

I-2-9-1. ACTIVITE RADIOACTIVE / ACTIVITE D'UN NOYAU RADIOACTIF

Une matière radioactive, ou source, est constituée d'un très grand nombre d'atomes qui ne vont pas tous se désintégrer en même temps. L'activité A caractérise cette source radioactive et permet de « quantifier » sa radioactivité :

L'activité d'un radioélément est l'intensité des manifestations extérieures de sa radioactivité. Autrement elle est égale au nombre de désintégrations se produisant dans cette source par unité de temps. (= nombre de radiations par seconde). L'activité correspond à la puissance de la source.

L'unité légale de l'activité est le becquerel (symbole : Bq).

$$1 \text{ becquerel} = 1 \text{ désintégration par seconde} \quad (\text{I.6})$$

L'unité historique, parfois encore utilisée, bien que n'étant plus légale depuis 1985 est le curie (de symbole Ci). La relation liant les deux unités d'activité est la suivante :

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq} = 37 \text{ GBq} \quad (\text{I.7})$$

Les sous multiples de l'unité utilisé IE dans les calculs sont le milli-Curie ($1 \text{ mCi} = 10^{-3} \text{ Ci}$) et Le microcurie ($1 \mu\text{Ci} = 10^{-4} \text{ Ci}$)

Initialement le Curie Ci désignait l'activité radioactive de 1g de radium 226 mais a été normalisé à $3,7 \times 10^{10}$ désintégration par seconde.

Quelques exemples pour illustrer cette définition :

- ✓ 3Ci de ${}_{27}^{60}\text{Co}$ émettent $3 \times 3,7 \cdot 10^{10} = 11,1 \cdot 10^{10}$ rayonnements gamma par seconde.
- ✓ 50 mCi de ${}_{38}^{90}\text{Sr}$ émettent $(50 \cdot 10^{-3}) \times (3,7 \cdot 10^{10}) = 185 \cdot 10^7$ rayonnements bêta par seconde.

L'activité dépend de la nature de la source et de sa masse. Soit par exemples:

- ✓ Iridium-192 a pour activité $3,4 \times 10^{14} \text{ Bq/g}$
- ✓ Césium-137 a pour activité $3,2 \times 10^{12} \text{ Bq/g}$

Dans laquelle λ est la constante de désintégration. L'activité s'exprime en secondes inverses (s^{-1}), l'unité spécifique étant le becquerel (Bq).

Cette quantité « Activité » représente le nombre de transformations radioactives par unité de temps à partir d'un niveau d'énergie donné, selon la formule:

$$A = \frac{dN}{dt} \quad (\text{I.8})$$

A étant l'activité et dN le nombre probable de transformations radioactives spontanées à partir du niveau d'énergie donné dans l'intervalle de temps dt. L'activité est liée au nombre N de noyaux radioactifs par la formule:

$$A = \lambda N \quad (\text{I.9})$$

❖ TAUX D'ÉMISSION

Le taux d'émission « τ » d'un rayonnement est défini comme le nombre de rayonnements d'un type et d'une énergie déterminés, émis par unité de temps. Cette grandeur est égale au produit de l'activité par l'intensité d'émission.

$$n = A \times \frac{I}{100} \quad (\text{I.10})$$

Où n est exprimé en s^{-1} et I en %.

L'activité d'un noyau radioactif est représentée par le nombre de désintégration qu'il se produit par une seconde.

$$A = \lambda Nt \Rightarrow A = \lambda \times N_0 \times e^{-\lambda t} \Rightarrow A = A_0 \times e^{-\lambda t} \quad (\text{I.11})$$

$$A_0 = \lambda \times N_0 \quad (\text{I.12})$$

I-2-9-2. DECROISSANCE ET PERIODE RADIOACTIVE

Une source radioactive contient un grand nombre de noyaux radioactifs qui va diminuer au fur et à mesure des désintégrations. L'activité de la source radioactive décroît donc avec le temps.

La période radioactive d'une source, notée habituellement T , est le temps au bout duquel le nombre de noyaux radioactifs présents à l'instant initial aura diminué de moitié.

C'est une caractéristique d'un isotope radioactif donné dont la valeur ne peut être modifiée. Selon le radionucléide, la période radioactive peut prendre des valeurs très différentes, depuis la fraction de seconde jusqu'à des milliards d'années.

Exemples : ^{131}I $T = 8$ jours ; ^{238}U $T = 4,5$ milliards d'années

Vous pourrez trouver les périodes radioactives des radionucléides les plus usuels dans l'ouvrage Radionucléides et Radioprotection (Guide pratique, Delacroix, Guerre et Leblanc, EDP Sciences, 2006).

L'activité A d'une source est proportionnelle au nombre d'atomes radioactifs N qui la composent et à l'inverse de la période :

$$A = N \times \frac{\ln 2}{T} \text{ ou encore } A = \lambda \cdot N \quad (\text{I.13})$$

Où T est exprimé en secondes et λ est la constante radioactive du radio-isotope considéré. L'application de la définition de la période permet de calculer directement l'activité résiduelle après un temps correspondant à un nombre entier de périodes.

Soit A_0 l'activité initiale,

La radioactivité est donc une transformation spontanée du noyau qui tend vers un état plus stable. Cette transformation ne se produisant pas simultanément pour tous les noyaux.

La probabilité pour qu'un des éléments radioactif se transforme est une constante de l'élément considéré.

La période radioactive T est le temps nécessaire pour que la moitié des atomes radioactifs présents au temps initial se soient transformés.

On démontre que :
$$T = \frac{0,693}{\lambda} \quad (\text{I.14})$$

C'est une caractéristique d'un isotope radioactif donné dont la valeur ne peut être modifiée. Selon le radionucléide, la période radioactive peut prendre des valeurs très différentes, depuis la fraction de seconde jusqu'à des milliards d'années.

A titre d'exemple :

Le période d'Iode-131 : $T = 8$ jours

La période d'uranium-238 : $T = 4,5$ milliards d'années

Au bout d'une période T , si la moitié des atomes radioactifs se sont transformé, cela signifié qu'il reste la moitié des atomes radioactifs présents à l'instant initial t_0 , c'est-à-dire que l'activité initiale A_0 est devenue :

Après 1 période, l'activité résiduelle est égale à : $A_1 = \frac{A_0}{2}$

Au bout d'une deuxième période radioactive ($t=2T$) l'activité restante est donc :

$$\text{Après 2 périodes, } A_2 = \frac{A_1}{2} = \frac{A_0}{4} = \frac{A_0}{2^2}$$

Au bout d'une troisième période, la période radioactive ($t=3T$), l'activité restante :...

$$\text{Après 3 périodes, } A_3 = \frac{A_2}{2} = \frac{A_0}{8} = \frac{A_0}{2^3}$$

Si A_0 est l'activité initiale d'un radioélément, son activité résiduelle A au bout d'un temps t sera :

$$A = \frac{A_0}{2^n} \quad \text{Ou si l'on pose : } n = \frac{t}{T} \quad A = \frac{A_0}{2^n}$$

De là en découle la notion de « décroissance radioactive » qu'on explique de la manière suivante :

Si l'on représente sur un diagramme où sont portés en ordonnées le nombre d'atomes radioactifs « n » présents où l'activité radioactive « A » et en abscisses le temps « t », on peut alors donner une représentation graphique de la décroissance radioactive (courbe de décroissance d'un radioélément)....

Cette courbe montre que la période d'un radioélément est indépendante du temps t comme d'ailleurs de la quantité de matière radioactive restante. [2].

A n'importe quel moment, la période mesure donc le temps nécessaire pour que la moitié des atomes radioactifs présents se transforment. Elle mesure également le temps nécessaire pour que la l'activité initiale soit réduite de moitié.

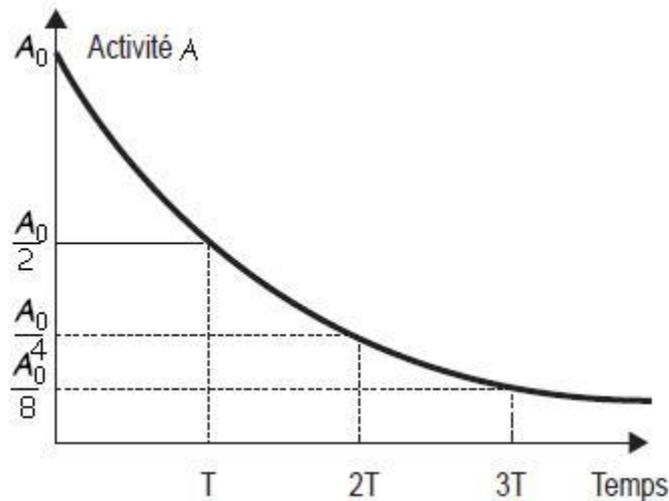


Figure I.13 : Courbe de décroissance radioactive

Le tableau ci-dessous indique quelques valeurs remarquables de l'activité résiduelle en fonction de la période.

Tableau I.3 : Représente quelques valeurs remarquables de l'activité résiduelle en fonction de la période.

Nombre de périodes	0	1	2	3	3,3	4	5	6	6,6	7	8	10	13,6
Activité résiduelle	1	1/2	1/4	1/8	1/10	1/16	1/35	1/64	1/100	1/128	1/256	1/1.024	1/10.000

La lecture des valeurs affichées sur le tableau ci-dessus montre qu'après 7 périodes, l'activité résiduelle est égale à environ un centième de l'activité initiale (1/128) et que, après 10 périodes, elle est égale à environ un millième de l'activité initiale (1/1 024).

Cette relation montre que, après 7 périodes, l'activité résiduelle est égale à environ un centième de l'activité initiale (1/128) et que, après 10 périodes, elle est égale à environ un millième de l'activité initiale (1/1 024). [4].

Lorsqu'on doit déterminer l'activité d'une source après un temps de décroissance t quelconque, il convient d'utiliser la loi générale de décroissance:

$$A = A_0 \times e^{\frac{-t \times \ln 2}{T}} \text{ Ou } A = A_0 \times e^{\frac{-t \times 0,693}{T}} \quad (\text{I.15})$$

Où : \$A_0\$ est l'activité initiale et t est le temps de décroissance depuis l'instant initial.

Dans cette formule, il conviendra de vérifier que t et T sont exprimés dans les mêmes unités. La loi exponentielle précédente a pour représentation graphique sur un papier semi logarithmique une droite que l'on trace aisément à partir du point \$A/A_0=1\$ à l'instant initial et d'un point

$$\frac{A}{A_0} = \frac{1}{2^n} = 1 \text{ au temps } t = nT. \quad (\text{I.16})$$

La figure (1.14) représente la décroissance de l'iode-131, de période 8 jours.

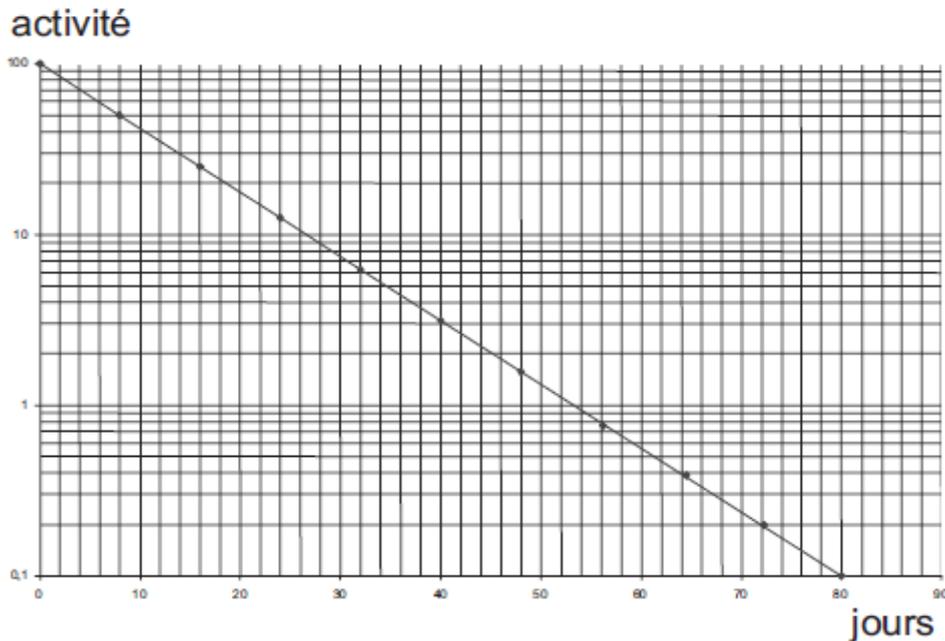


Figure I.14: Représentation graphique de la décroissance radioactive d'une source d'iode-131.

La période radioactive d'une source, notée habituellement T , est le temps au bout duquel le nombre de noyaux radioactifs présents à l'instant initial aura diminué de moitié.

On peut trouver les périodes radioactives des radionucléides les plus usuels dans l'ouvrage Radionucléides et Radioprotection [8].

❖ TAUX DE DECROISSANCE NUCLEAIRE

Le taux de décroissance nucléaire est également mesuré en termes de demi-vies. La demi-vie est le temps qu'il faut à un isotope donné pour perdre la moitié de sa radioactivité. Si un radioisotope a une demi-vie de 14 jours, la moitié de ses atomes se seront désintégrés en 14 jours. Dans 14 jours de plus, la moitié de la moitié restante se décomposera, etc. Les demi-vies varient de millièmes de seconde pour les produits de fission hautement radioactifs à des milliards d'années pour les matériaux à vie longue (comme l'uranium naturel). Remarquez que les courtes demi-vies vont avec de grandes constantes de désintégration. Les matières radioactives à demi-vie courte sont beaucoup plus radioactives (au moment de la production) mais perdront évidemment rapidement leur radioactivité. Quelle que soit la durée ou la durée de la demi-vie, après sept demi-vies, il reste moins de 1% de l'activité initiale.

La loi de désintégration radioactive peut également être dérivée pour les calculs d'activité ou les calculs de masse de matières radioactives:[7]

Tableau 1.4: Exemples de demi-vies et de constantes de décroissance

Isotope	Half life	Decay constant (s^{-1})
Uranium 238	4.5×10^9 years	5.0×10^{-18}
Plutonium 239	2.4×10^4 years	9.2×10^{-13}
Carbon 14	5570 years	3.9×10^{-12}
Radium 226	1622 years	1.35×10^{-11}
Free neutron 239	15 minutes	1.1×10^{-3}
Radon 220	52 seconds	1.33×10^{-2}
Lithium 8	0.84 seconds	0.825
Bismuth 214	1.6×10^{-4} seconds	4.33×10^3
Lithium 8	6×10^{-20} seconds	1.2×10^{19}

(Nombre de noyaux) $N = N_0 e^{-\lambda t}$ (Activité) $A = A_0 e^{-\lambda t}$ (Masse) $m = m_0 e^{-\lambda t}$

- N (nombre de particules) est le nombre total de particules dans l'échantillon,
- A (activité totale) est le nombre de désintégrations par unité de temps d'un échantillon radioactif,
- m est la masse de matière radioactive restante.

❖ CONSTANCE DE DECROISSANCE (λ) ET DEMI-VIE

Dans les calculs de radioactivité, l'un des deux paramètres (constante de décroissance ou demi-vie), qui caractérisent le taux de décroissance, doit être connu. Il existe une relation entre la demi-vie ($t_{1/2}$) et la constante de décroissance λ . La relation peut être dérivée de la loi de désintégration en fixant $N = \frac{1}{2} N_0$

❖ Equations de Bateman :

Où :

$\ln 2$ (le logarithme naturel de 2) est égal à 0,693. Si la constante de désintégration (λ) est donnée, il est facile de calculer la demi-vie, et vice-versa.

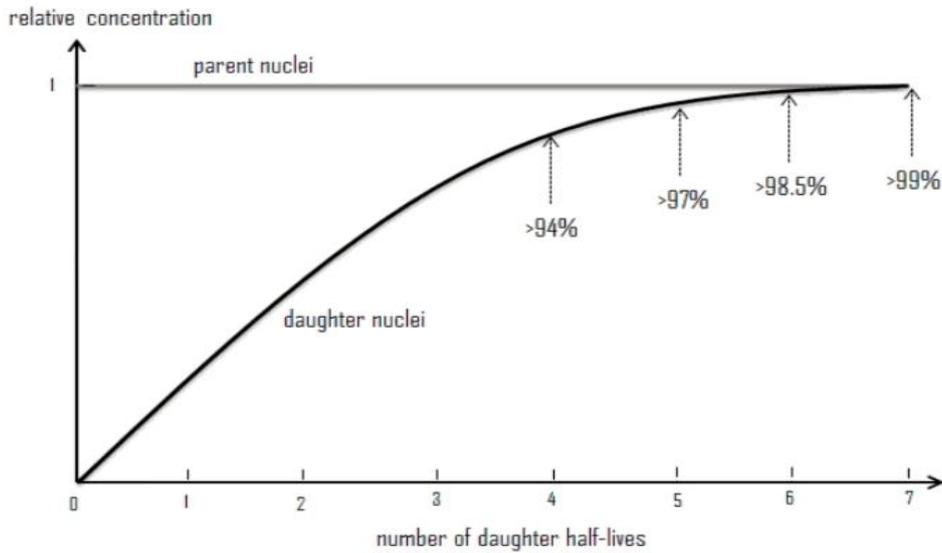


Figure I.15 : Concentration relative en fonction du nombre de « sœurs-demi vies »

En physique, les équations de Bateman sont un ensemble d'équations différentielles de premier ordre, qui décrivent l'évolution dans le temps des concentrations de nucléides subissant une chaîne de désintégration en série ou linéaire. Le modèle a été formulé par Ernest Rutherford en 1905 et la solution analytique pour le cas de la désintégration radioactive dans une chaîne linéaire a été fournie par Harry Bateman en 1910. Ce modèle peut également être utilisé dans les codes d'épuisement nucléaire pour résoudre les problèmes de transmutation et de désintégration nucléaire.

Autrement dit, Pour un radionucléide donné, la constante de désintégration (également dite constante radioactive) est la probabilité par unité de temps qu'une transformation radioactive se produise. La constante de désintégration s'exprime en secondes inverses (s^{-1}). Elle est liée à la période radioactive $t_{1/2}$ d'un radionucléide par la formule:

$$\lambda = \frac{\ln 2}{t_{1/2}} \approx \frac{0,693}{t_{1/2}} \quad (I.)$$

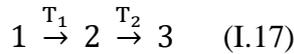
La constante de désintégration λ est liée à la vie moyenne τ d'un radionucléide par la formule:

$$\lambda = \frac{1}{\tau} \quad (I.)$$

L'activité $A(t)$ et le nombre de noyaux radioactifs $N(t)$ peuvent être exprimés en fonction du temps par les formules $A(0)e^{-\lambda t}$ et $N(0)e^{-\lambda t}$, respectivement [9].

I-2-9-3. FILIATION RADIOACTIVE

Il y a « **filiation radioactive** » lorsque le noyau fils est également radioactif.

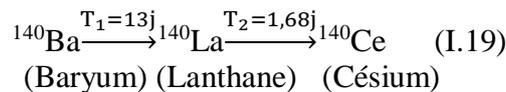


Dans ce cas, l'activité du corps 2 augmente au fur et à mesure que celle du corps 1 diminue. Mais, le corps 2 étant lui-même radioactif, son activité, dépendra à la fois de la période du corps 1 et de sa propre période.

Dans l'hypothèse où au temps initial, seul le corps 1 est présent (on la note $A_{1,0}$), l'activité du corps 2, noté A_2 , peut être calculée à tout instant t à l'aide de la relation générale suivante :

$$A_2 = \frac{T_1}{T_1 - T_2} \times A_{1,0} \times \left[e^{-\frac{t \times \ln 2}{T_1}} - e^{-\frac{t \times \ln 2}{T_2}} \right] \quad (I.18)$$

L'étude mathématique de cette relation donnant A_2 en fonction du temps montre que A_2 augmente, passe par un maximum puis décroît. À l'instant où A_2 est maximal, on montre que A_2 est égal à A_1 . Dans le cas particulier où T_1 est très supérieur à T_2 , et après cet instant où A_2 est maximal, les corps 1 et 2 sont en équilibre, appelé « équilibre de régime » qui s'explique par le rapport des activités A_1/A_2 reste constant et A_2 évolue avec une période apparente égale à celle du corps 1 (T_1).



La figure **I.14** représente les variations des activités relatives du baryum-140 et du lanthane-140 en fonction du temps.

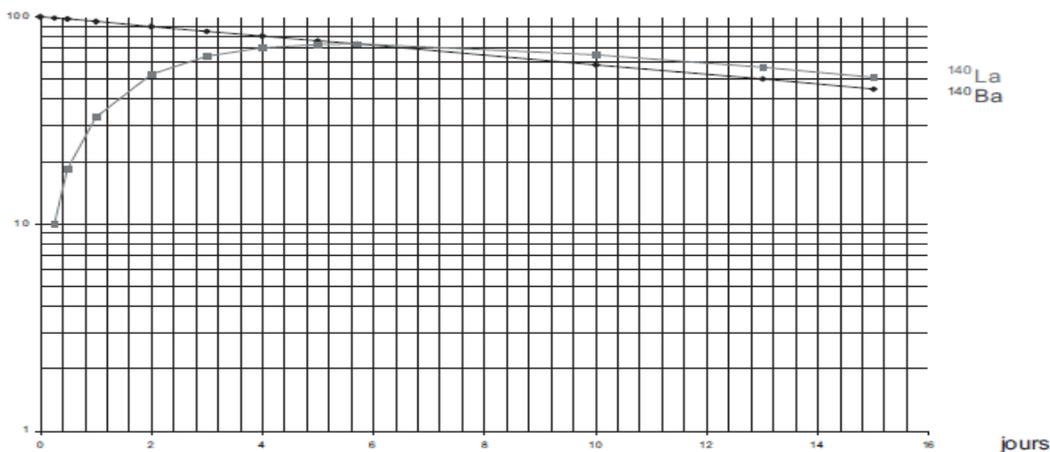
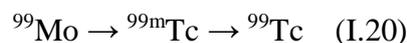


Figure I.16 : Variations des activités relatives du baryum-140 et du lanthane-140.

En pratique, ce type de filiation permet de « produire » un radionucléide à période courte et d'en disposer rapidement par séparation chimique (élution sur colonne échangeuse d'ions). La filiation du molybdène-99 est en particulier très utilisée en médecine nucléaire pour disposer du radionucléide fils, le technétium-99m, soit la réaction nucléaire :



La période du molybdène-99 est égale à 66 heures et celle du technétium-99m à 6 heures. L'activité maximale du technétium-99m est obtenue après 23 heures environ. Tant que le molybdène-99 et le technétium-99m n'ont pas été séparés, le technétium-99m évolue avec la période du molybdène-99, soit 66 heures, ce qui assure aux utilisateurs une disponibilité du produit beaucoup plus longue.

Dans la nature, il existe trois familles de filiation radioactive issues des éléments formés lors de la création de la Terre, comme par exemple celle de l'uranium-238 représentée figure I.15 ci-dessous

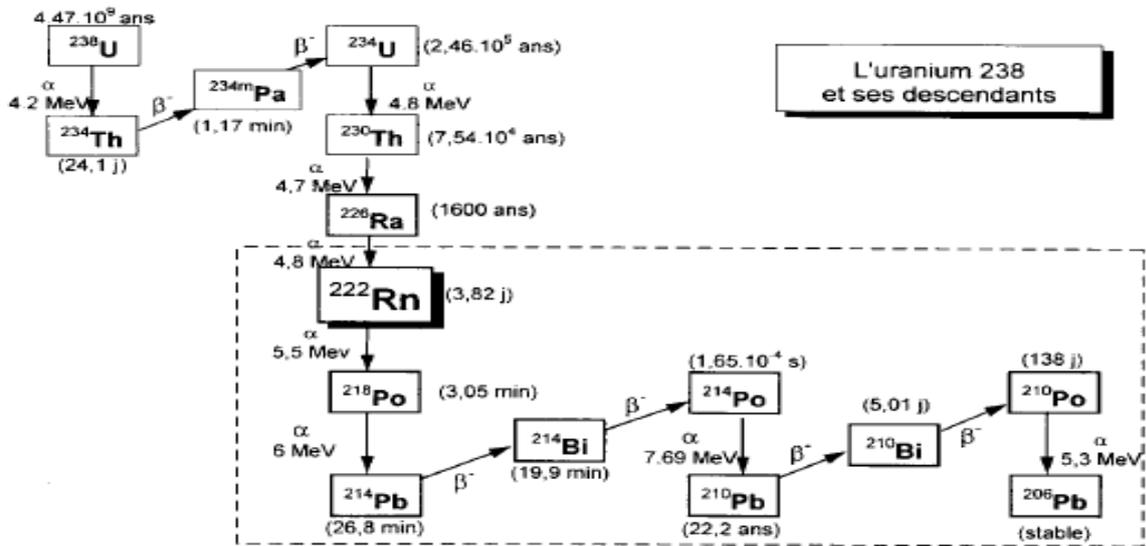


Figure I.17 : Exemple de filiation radioactive : l'uranium-238.

I-2-9-4. RELATION MASSE - ACTIVITE

Soit une source composée d'atomes radioactifs de type $^A M$, de période T. Par définition, la masse de N_A atomes est très peu différente de A grammes.

La masse de N atomes $^A M$ est donc égale à :

$$m \text{ (masse)} = A(\text{nombre de masse}) \times \frac{N}{N_A} \quad (I.21)$$

Où m est exprimée en grammes et $N_A = 6,02 \cdot 10^{23}$ (nombre d'Avogadro).

$$A(\text{activité}) = N_A \times \frac{m}{A(\text{nombre de masse})} \times \frac{\ln 2}{T} \quad (I.22)$$

Cette dernière formule montre qu'à activité constante, la masse d'une source est inversement proportionnelle à sa période radioactive.

Considérons une activité A égale à $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq, la relation précédente appliquée aux radionucléides suivants qui sont exprimés dans le tableau ci-dessous

Tableau I.4 : Quelques exemples des radionucléides

L'élément	Période « T »	Masse m 5Kg
^{238}U	$4,5 \times 10^9$ années	3000
^{226}Ra	1620 ans	10-3
^{32}P	14 jours	$3,4 \times 10^{-9}$
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	6 heures	$0,19 \times 10^{-9}$

I-2-9-5. PRODUCTION DE RADIONUCLEIDES ARTIFICIELS

C'est le Cas de l'activation neutronique d'un produit stable Les radionucléides à période courte n'existent pas à l'état naturel et doivent être fabriqués pour répondre aux besoins industriels ou médicaux. Ils sont de ce fait nommés « **radionucléides artificiels** ». Nombre d'entre eux sont produits auprès d'accélérateurs ou de cyclotrons mettant en œuvre des réactions nucléaires sur des noyaux stables. Soit l'exemple de la réaction nucléaire (n, γ) ou activation neutronique. [2].

Cette technique est en particulier utilisée pour fabriquer du cobalt-60 à partir du cobalt-59 stable.

Une réaction nucléaire (n, γ) peut être écrite de manière générale :



Le nombre d'atomes M_2 formés durant l'irradiation par le faisceau de neutrons, par unité de temps dt, noté $dN_{M_2}^+$, est proportionnel au nombre d'atomes de la cible (N_{M_1}), au flux de neutrons incidents Φ_n (nombre de neutrons par unité de temps et de surface) et à la probabilité de la réaction $\sigma_{M_1M_2}$ (appelée section efficace de la réaction, et exprimée en cm^2) :

$$dN_{M_2}^+ = N_{M_1} \times \Phi_n \times \sigma_{M_1M_2} \times dt \quad (\text{I.24})$$

Pendant le même intervalle de temps dt, et puisque le corps M_2 formé est radioactif, le nombre d'atomes de ce corps qui va disparaître par décroissance radioactive, noté $dN_{M_2}^-$, est égal à :

$$dN_{M_2}^- \times \lambda \times dt \quad (\text{I.25})$$

Où λ est la constante radioactive du radionucléide M_2 formé. Le nombre d'atomes M_2 effectivement produits pendant l'intervalle de temps dt est donc :

$$dN_{M_2} = N_{M_1} \times \Phi_n \times \sigma_{M_1M_2} \times dt - N_{M_2} \times \lambda \times dt \quad (\text{I.26})$$

$$dN_{M_2} = dN_{M_2}^+ - dN_{M_2}^- \quad (\text{I.27})$$

Soit : $\frac{dN_{M_2}}{dt} + N_{M_2} \times \lambda = N_{M_1} \times \Phi_n \times \sigma_{M_1M_2} \quad (\text{I.28})$

Compte tenu de la faible valeur des probabilités de réaction, N_{M1} peut être considéré comme constant et l'intégration de cette équation par rapport au temps donne, en considérant que la cible est inactive à l'instant initial :

$$N_{M2}(t) = \frac{N_{M1} \times \Phi_n \times \sigma_{M1M2}}{\lambda} \times (1 - e^{-\lambda \cdot t}) \quad (I.29)$$

Ce nombre d'atomes M_2 ainsi créé correspond à une activité :

$$A = \lambda \cdot N_{M2} \quad (I.30)$$

Soit,

$$A(t) = N_{M1} \times \Phi_n \times \sigma_{M1M2} \times (1 - e^{-\lambda \cdot t}) \quad (I.31)$$

Avec : A = Activité du corps radioactif créé (en Bq)

Σ_{M1M2} = Section efficace de la réaction (en cm^2)

Φ_n = Flux du faisceau de neutrons (en $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

t = Temps d'activation

λ = Constante radioactive de l'atome M_2 . On rappelle que $\lambda = \ln 2/T$ où T est la période radioactive.

Si le temps d'activation est long devant la période de l'élément radioactif formé, l'exponentielle tend vers 0. Si t est plus grand que $10 T$, alors la formule pourra être simplifiée:

$$A(t) = N_{M1} \cdot \Phi_n \cdot \sigma_{M1M2} \quad (I.32)$$

I-3. CONCLUSION

La radioactivité est donc nuisible pour l'environnement, mais elle nous est aujourd'hui indispensable pour de nombreuses raisons. En effet c'est à elle que l'on doit d'immenses progrès dans l'armement (arme de dissuasion) et dans la médecine (allant de la simple radio aux traitements des cancers). Son utilisation dans les centrales nucléaires nous fournit une source d'énergie très importante.

Cependant, la radioactivité est mise à profit par l'usage fait de cette émission à des fins biomédicales (traitement des cancers, avec la bombe au cobalt par exemple) la radioactivité sert aussi à la datation (grâce à la loi de désintégration radioactive) ou dans diverses applications scientifiques ou industrielles. [1] [12]

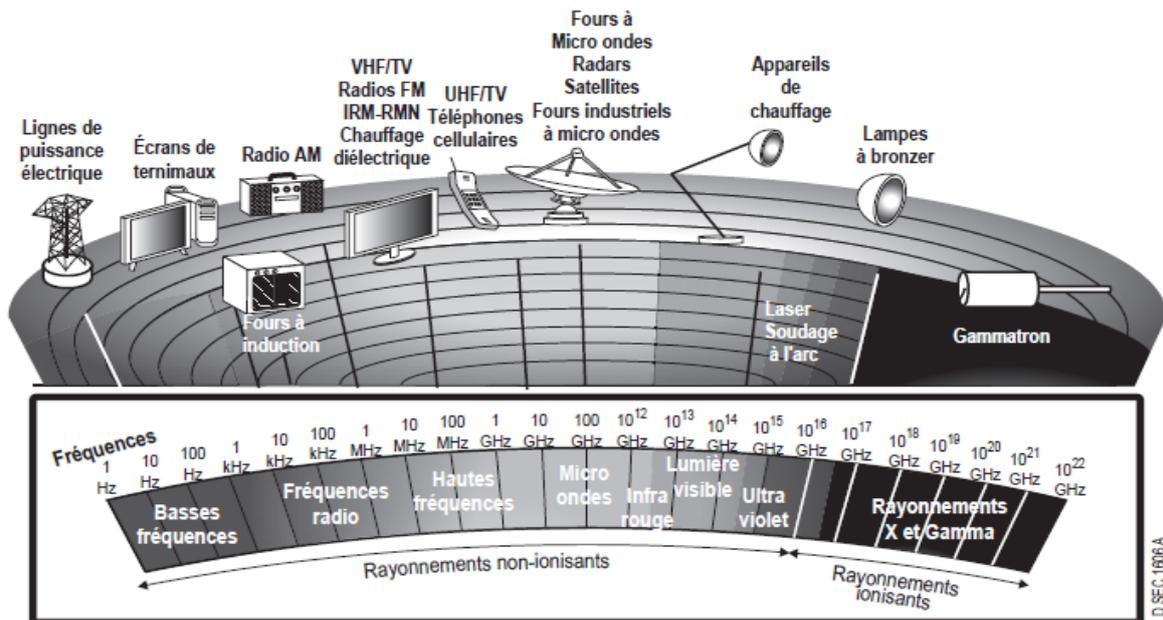
CHAPITRE II : RAYONNEMENTS IONISANTS

CHAPITRE II : RAYONNEMENTS IONISANTS

II-1. INTRODUCTION

L'être humain est exposé à des champs et rayons électromagnétiques émettant dans une large bande de fréquences (F).

Ceux-ci sont classés en rayonnements non ionisants et rayonnements ionisants.



Fréquence des champs et rayonnements électromagnétiques

Figure II.1: Présentation des fréquences et rayonnements électromagnétiques

Autre représentation des différents rayonnements :

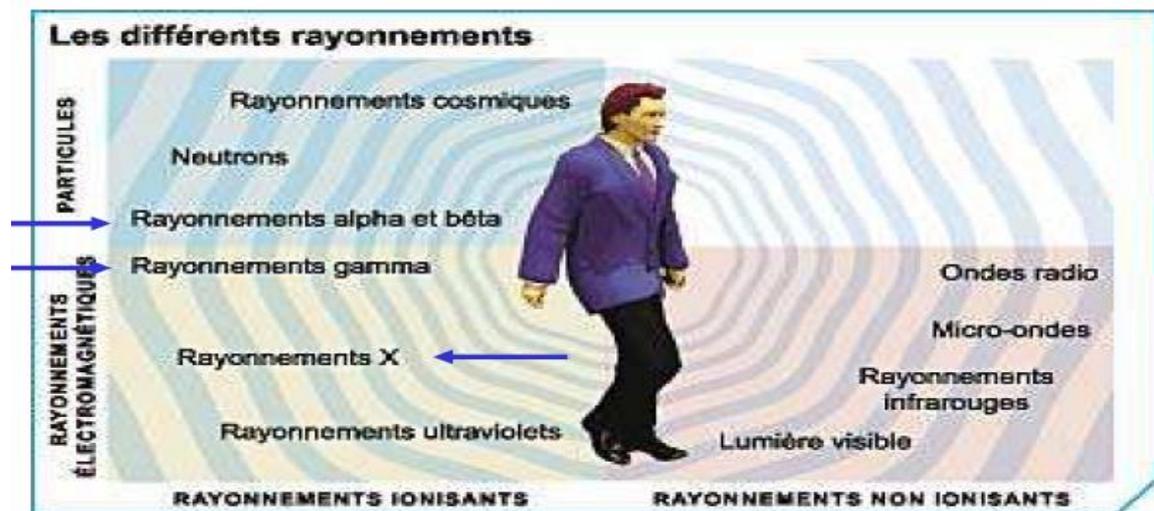


Figure II.2: Représentation des différents rayonnements

Les *rayonnements non ionisants*, dont les fréquences varient de: 1 Hz à 10^{16} Hz, sont définis comme des rayonnements électromagnétiques dont à énergie trop faible pour provoquer l'ionisation d'une molécule biologique.

Par contre, les *rayonnements ionisants* sont définis comme des rayonnements capables d'ioniser la matière, c'est-à-dire d'enlever un ou plusieurs électrons à ses atomes. Leurs fréquences 10^{16} Hz à 10^{22} Hz.

Ce type de rayonnement est :

- Soit d'origine électromagnétique (photons gamma ou X, parfois UV) ;
- Soit d'origine particulaire (α , β , neutrons).

Les rayonnements ionisants sont partout dans l'univers. Ils viennent de l'espace sous forme de rayons cosmiques. Ils sont émis dans l'atmosphère par le radon et ses descendants radioactifs. Les radio-isotopes naturels pénètrent tous les tissus vivants et y restent. Aucun être vivant ne peut y échapper. En fait, l'évolution de toutes les espèces de la planète s'est faite grâce à la présence de rayonnements ionisants. Même si les effets biologiques de petites doses de rayonnement ne sont pas immédiatement apparents chez les humains exposés, il n'y a pas de doute qu'à partir d'une certaine intensité les rayonnements ionisants sont nuisibles. Leurs effets sont bien connus, tant en nature qu'en gravité.

S'il est vrai que les rayonnements ionisants peuvent être dommageables, ils ont, par contre, de multiples applications utiles. L'uranium radioactif produit de l'électricité dans les centrales nucléaires de nombreux pays. En médecine, les rayons X permettent de prendre des radiographies qui servent à diagnostiquer des maladies et des lésions internes. Les spécialistes de la médecine nucléaire se servent de produits radioactifs comme traceurs pour former des images détaillées de structures internes et pour étudier le métabolisme. Il existe des produits radio pharmaceutiques permettant de traiter des maladies telles que l'hyperthyroïdie et le cancer. Les radiothérapeutes ont recours aux rayons gamma, aux faisceaux de pions et d'électrons, aux neutrons et à d'autres types de rayonnement pour traiter les tumeurs cancéreuses. Les ingénieurs utilisent des éléments radioactifs pour faire des diagraphies des puits de pétrole et se servent de nucléo densimètres pour mesurer la densité des sols. Les radiographies industrielles emploient les rayons X en contrôle de la qualité pour observer la structure interne des produits manufacturés. Dans les immeubles et les avions, les panneaux indiquant les sorties et les issues de secours portent des inscriptions au tritium radioactif qui les rend visibles dans l'obscurité en cas de panne de courant. D'innombrables logements et locaux commerciaux sont protégés par des détecteurs de fumée fonctionnant à l'américium radioactif.[6].

Par leurs nombreuses applications, les rayonnements ionisants et les matières radioactives améliorent notre qualité de vie et aident la société de bien des façons. Bien sûr, nous devons toujours comparer les avantages de chaque application à ses risques. Ces derniers ne concernent pas seulement les travailleurs qui manipulent directement les rayonnements ou les substances radioactives, mais aussi le public, les générations futures et l'environnement. Au-delà des considérations politiques et économiques, lorsqu'il s'agit d'utiliser les rayonnements ionisants, il faut toujours que les avantages l'emportent de loin sur les risques. [9].

II-2. NOTIONS FONDAMENTALES SUR LES RAYONNEMENTS IONISANTS

II-2-1. GÉNÉRALITÉS

Les rayonnements ionisants consistent en particules, y compris des photons, qui arrachent des électrons à des atomes et des molécules. Toutefois, certains rayonnements d'énergie relativement faible, comme les rayons ultraviolets, peuvent être ionisants dans des conditions particulières. Pour les distinguer des rayonnements qui provoquent toujours l'ionisation, on définit un seuil arbitraire d'énergie, en général 10 kilo électronvolts (**k e V**), à partir duquel les rayonnements sont dits ionisants.

Les rayonnements directement ionisants consistent en particules chargées: Electrons énergétiques (parfois appelés négatons), positons, protons, particules alpha, mésons chargés, muons et ions lourds (atomes ionisés). Les rayonnements de ce type agissent sur la matière en vertu de la loi de Coulomb, leur charge attirant ou repoussant les électrons qui gravitent autour des atomes et des molécules.

Les rayonnements indirectement ionisants consistent en particules neutres; les plus courants étant les photons de plus de 10 **k e V** (rayons X et gamma) et tous les neutrons.

Les photons des rayons X et gamma provoquent l'ionisation de la matière d'au moins trois manières différentes:

- Les photons de faible énergie agissent essentiellement par effet photoélectrique, chacun d'eux cédant toute son énergie à un électron, qu'il détache de l'atome ou de la molécule. Le photon incident disparaît ;

- Les photons d'énergie intermédiaire agissent surtout par effet Compton: photons et électrons entrent essentiellement en collision en tant que particules. Le photon poursuit sa course dans une direction différente avec une énergie réduite, tandis que l'électron libéré s'éloigne après avoir acquis le reste de l'énergie du photon (moins l'énergie de liaison de l'électron à l'atome ou à la molécule) ;

- La production de paires n'est possible qu'en présence de photons dont l'énergie dépasse 1,02 MeV (toutefois, à cette valeur, l'effet Compton continue à dominer, la production de paires ne devenant prépondérante qu'à des valeurs d'énergie supérieures). Le photon se désintègre, laissant à sa place une paire électron-positon (ce qui ne se produit qu'au voisinage d'un noyau, par suite du principe de la conservation de l'impulsion et de l'énergie). L'énergie cinétique totale de la paire électron-positon est égale à l'énergie du photon moins la somme des énergies correspondant à la masse au repos de l'électron et du positon (1,02 MeV). Les paires électron-positon poursuivent ensuite leur course en tant que rayonnements directement ionisants. Après avoir perdu une partie de son énergie cinétique, le positon finit par rencontrer un électron, ce qui entraîne l'annihilation des deux particules avec émission (en général) de deux photons de 0,511 MeV d'énergie à 180 degrés l'un de l'autre.

Un photon donné peut produire n'importe laquelle des formes d'ionisation mentionnées ci-dessus, sauf que la production de paires n'est possible que si son énergie est supérieure à 1,02 MeV. L'énergie du photon et la matière sur laquelle il agit déterminent le genre d'ionisation le plus susceptible de se produire.

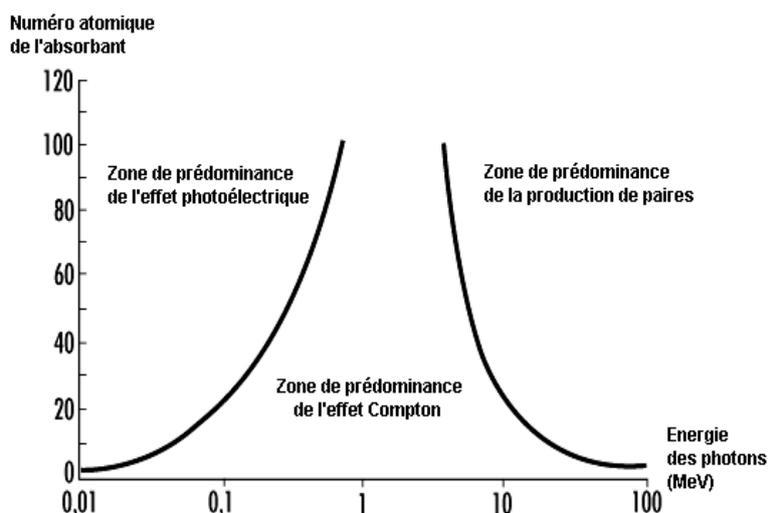


Figure II.3 : Importance relative des trois principales formes d'interaction des photons avec la matière

Les interactions les plus courantes des neutrons sont les chocs inélastiques, la capture de neutrons (ou activation) et la fission. Il s'agit dans tous les cas d'interactions avec des noyaux. A la suite d'un choc inélastique avec un neutron, un noyau passe à un niveau supérieur d'énergie. Il peut libérer cette énergie en émettant un rayonnement gamma, une particule bêta ou les deux. En cas de capture du neutron, le noyau touché peut absorber le neutron incident et libérer de l'énergie sous forme de rayons X ou gamma, de particules bêta ou les deux. Les particules secondaires provoquent ensuite l'ionisation, comme on l'a expliqué plus haut. Dans le cas de la fission, un noyau lourd absorbe le neutron incident puis se divise en deux noyaux plus légers qui sont presque toujours radioactifs.[9].

II-2-2. INTERACTION AVEC LA MATIERE

Les radionucléides utilisés couramment émettent des rayonnements dont l'énergie se situe généralement dans l'intervalle 10 keV et 10 MeV. On distingue :

- Les particules chargées légères (e^+ , e^- et spectre d'électrons du rayonnement β) ou lourdes (protons, α , ions accélérés) ;
- Les rayonnements électromagnétiques X et γ , constitués de photons issus du cortège électronique pour les X, et du noyau de l'atome pour les γ .

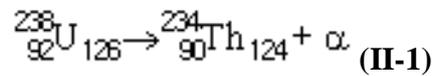
Les neutrons, particules lourdes non chargées pouvant donner lieu à des activations de la matière stable (transformation en radionucléide par irradiation de haute énergie).[3].

II-2-3. TYPES DE RAYONNEMENTS IONISANTS

II-2-3-1. PARTICULES ALPHA

Une particule alpha est un ensemble étroitement lié formé de deux protons et de deux neutrons. Elle est identique à un noyau d'hélium 4 (^4He). De fait, après avoir perdu la plus grande partie de son énergie cinétique, cette particule capturera en définitive deux électrons pour devenir un atome d'hélium.

Les radionucléides émetteurs alpha ont en général des noyaux relativement lourds. Presque tous ont un numéro atomique supérieur ou égal à celui du plomb (^{82}Pb). Lorsqu'un noyau se désintègre en émettant une particule alpha, tant son numéro atomique (nombre de protons) que son nombre de neutrons baissent de deux unités, tandis que son nombre de masse diminue de quatre. Par exemple, la désintégration alpha de l'uranium 238 (^{238}U), qui produit du thorium 234 (^{234}Th), est représentée par la formule:



L'indice de gauche en haut est le nombre de masse atomique (nombre de protons + nombre de neutrons), l'indice de gauche en bas étant le numéro atomique (nombre de protons) et l'indice de droite, le nombre de neutrons.

Les émetteurs alpha les plus courants émettent des particules dont l'énergie cinétique se situe entre 4 et 5,5 MeV et qui, dans l'air, ont un parcours ne dépassant pas 5 cm (voir figure II-2). Pour pénétrer l'épiderme (couche protectrice de la peau, épaisse de 0,07 mm), une particule alpha doit posséder une énergie minimale de 7,5 MeV. Les émetteurs alpha ne présentent pas en général de risques par irradiation externe; ils ne constituent un danger que s'ils sont absorbés par l'organisme. Comme leur parcours est relativement court, leur transfert linéique d'énergie (TLE) est élevé, de même que leur facteur de pondération w_R , dont la valeur caractéristique est de 20.[9].

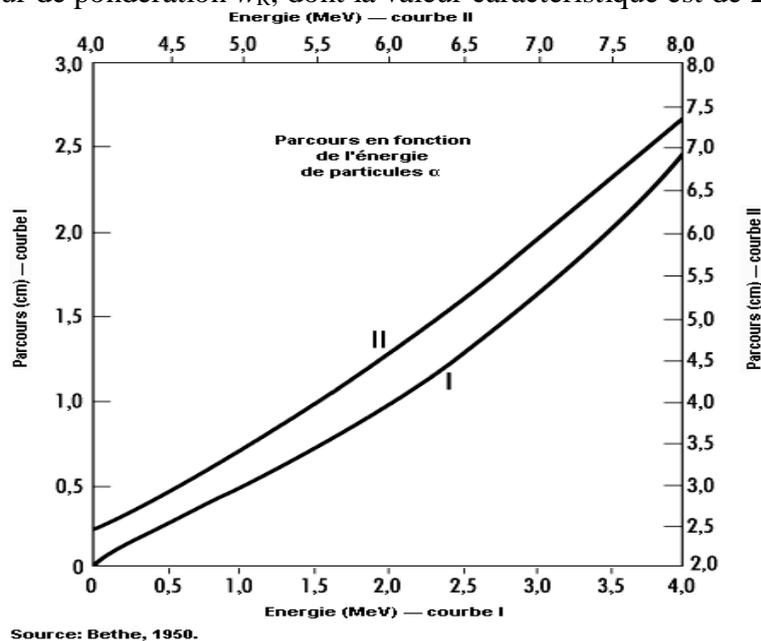


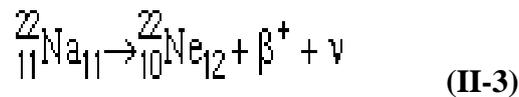
Figure II.4 : Parcours, en fonction de leur énergie, de particules alpha lentes se déplaçant dans l'air à 15 °C sous une pression de 760 mm Hg. [10].

II-2-3-2. PARTICULES BETA

Une particule bêta consiste en un électron ou un positon très énergétique (le positon est l'antiparticule de l'électron. Il a la même masse et la plupart des autres propriétés de l'électron,

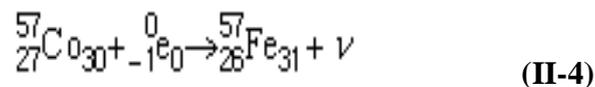
mais sa charge, exactement égale à celle de l'électron, est cependant de polarité opposée, c'est-à-dire positive). Les radionucléides émetteurs bêta peuvent avoir un numéro atomique faible ou élevé.

Les radionucléides ayant un excédent de protons par rapport à des nucléides stables ayant à peu près le même nombre de masse peuvent se désintégrer si un proton du noyau se transforme en neutron. Lorsque cela se produit, le noyau émet un positon ainsi qu'une particule extrêmement légère et à très faible interaction appelée neutrino (le neutrino et son antiparticule ne présentent pas d'intérêt dans le domaine de la radioprotection). Une fois qu'il a perdu la plus grande partie de son énergie cinétique, le positon finit par heurter un électron, provoquant l'annihilation des deux particules. Le rayonnement d'annihilation consiste presque toujours en deux photons de 0,511 MeV émis dans des directions opposées à 180 degrés. La formule suivante illustre une désintégration caractéristique par émission de positons:



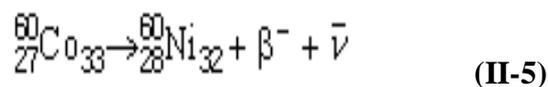
Le positon étant représenté par β^{+} et le neutrino par ν . Il convient de noter que le nucléide résultant a le même nombre de masse atomique que le nucléide père, un numéro atomique (nombre de protons) inférieur d'une unité et un nombre de neutrons supérieur d'une unité.

La capture d'électrons est un phénomène concurrent. Dans la désintégration par capture d'électrons, le noyau absorbe un électron orbital et émet un neutrino. La formule suivante illustre une désintégration caractéristique de ce genre:



La capture d'électrons est toujours possible quand le noyau résultant a une énergie totale inférieure à celle du noyau initial. Par contre, la désintégration par émission de positons ne peut se produire que si l'énergie totale de l'atome initial dépasse celle de l'atome résultant de plus de 1,02 MeV (deux fois l'énergie correspondant à la masse au repos du positon).

Comme les deux formes précédentes, la désintégration par émission de négaton (β^{-}) se produit dans le cas de noyaux ayant un excédent de neutrons par rapport à des noyaux stables d'environ le même nombre de masse. Dans ce cas, le noyau émet un négaton (électron énergétique) et un antineutrino. La formule suivante illustre une désintégration de ce genre:



Le négaton étant représenté par β^{-} et l'antineutrino par $\bar{\nu}$. Dans ce cas, le noyau résultant acquiert un neutron en perdant un proton, une fois de plus sans changer de nombre de masse.[9].

Comme la désintégration alpha est une réaction à deux particules, les particules alpha émises ont une énergie cinétique de valeur déterminée. Par contre, la radioactivité bêta faisant intervenir trois particules, l'énergie des particules bêta varie selon une distribution continue. L'énergie maximale de cette distribution dépend du radionucléide en cause, l'énergie bêta moyenne correspondant approximativement à un tiers de l'énergie maximale (voir figureII-3).

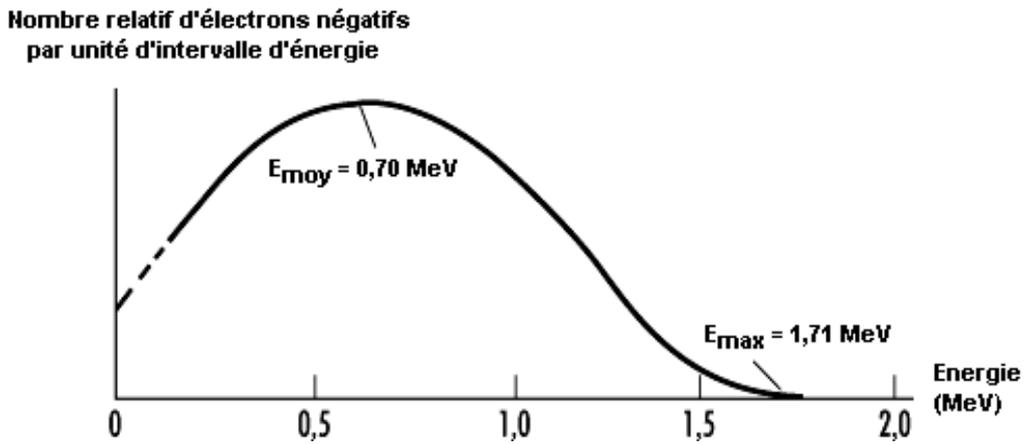


Figure II.5 : Distribution énergétique des électrons négatifs émis par le phosphore³². [10].

Les énergies maximales bêta caractéristiques se situent entre 18,6 keV dans le cas du tritium (³H) et 1,71 MeV dans le cas du phosphore 32 (³²P).

Dans l'air, les particules bêta ont un parcours d'environ 3,65 m par MeV d'énergie cinétique. Elles doivent avoir une énergie minimale de 70 keV pour pénétrer l'épiderme. Les particules bêta ont un faible TLE.

II-2-3-3. RAYONNEMENT GAMMA

Le rayonnement gamma est une onde électromagnétique émise par un noyau, siège d'une transition d'un niveau d'énergie supérieur à un niveau d'énergie inférieur. La transition ne modifie pas le nombre de protons et de neutrons du noyau. Ce dernier peut se retrouver à un niveau d'énergie supérieur par suite d'une désintégration alpha ou bêta antérieure. Autrement dit, les rayons gamma sont souvent émis immédiatement après des désintégrations alpha ou bêta. Le rayonnement gamma peut également résulter de la capture de neutrons ou de la diffusion inélastique de particules subatomiques par un noyau. C'est dans le rayonnement cosmique que l'on a pu déceler les rayons gamma les plus énergétiques. [9].

La figure II-4 : présente le schéma de désintégration du cobalt 60 (⁶⁰Co). La figure montre une cascade de rayons gamma émis dans le nickel 60 (⁶⁰Ni) avec une énergie de 1,17 et 1,33 MeV, après la désintégration bêta du ⁶⁰Co.

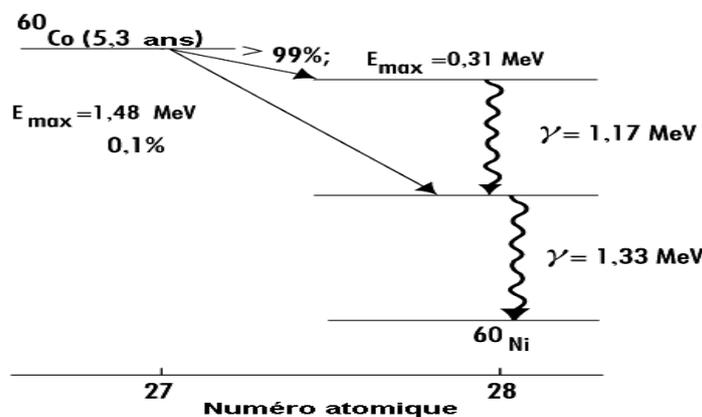


Figure II.6 : Schéma de désintégration radioactive du cobalt 60. [10].

La figure II.7 présente le schéma de désintégration du molybdène 99 (^{99}Mo). Il y a lieu de noter que le technétium 99 (^{99}Tc) résultant passe par un état excité d'une durée exceptionnellement longue ($t_{1/2} = 6 \text{ h}$). Un noyau excité de ce genre est appelé *isomère*. La plupart des états nucléaires excités ont une période radioactive comprise entre quelques picosecondes (ps) et 1 microseconde (μs).

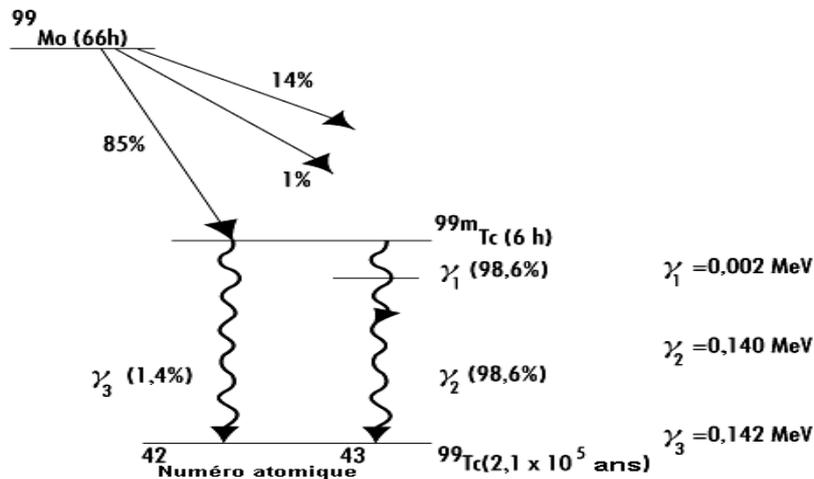


Figure II.7 : Schéma de désintégration radioactive du molybdène 99.[10].

La figure II.8 : présente le schéma de désintégration de l'arsenic 74 (^{74}As). Elle montre que certains radionucléides se désintègrent de plusieurs façons.

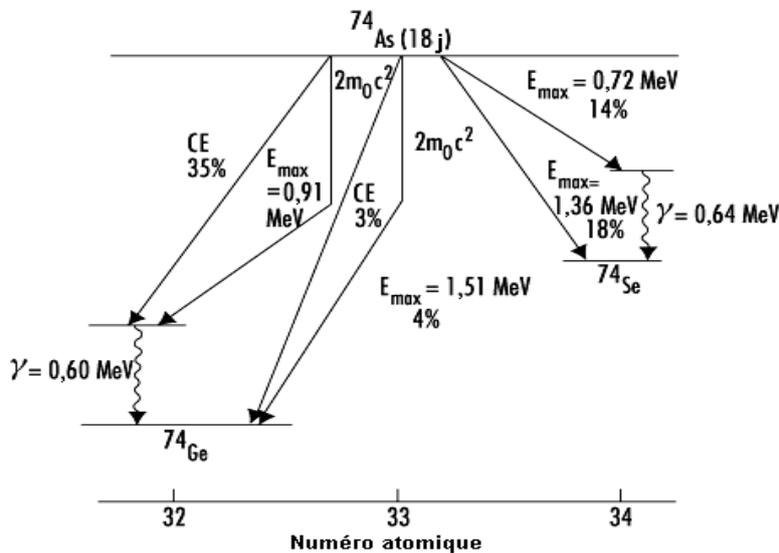


Figure II.8 : Schéma de désintégration radioactive de l'arsenic 74, illustrant les processus concurrents d'émission d'électrons négatifs, d'émission de positons et de capture d'électrons (m_0 est la masse au repos de l'électron)[10].

Tandis que les particules alpha et bêta ont un parcours défini dans la matière, le rayonnement gamma subit une atténuation exponentielle en traversant la matière (compte non tenu de l'accumulation due à la diffusion). Si on peut négliger cette dernière, l'atténuation du rayonnement gamma est donnée par la formule:

$$I(x) = I(0) \cdot e^{-\mu x} \quad (\text{II-6})$$

$I(x)$ étant l'intensité du rayonnement gamma en fonction de la distance x franchie dans la matière et μ le coefficient d'atténuation massique. Ce coefficient dépend de l'énergie du rayonnement gamma et de la matière avec laquelle il interagit. Des valeurs caractéristiques de ces coefficients figurent dans beaucoup des ouvrages cités dans les références bibliographiques.

La figure II.9 : montre l'absorption du rayonnement gamma dans la matière dans de bonnes conditions de géométrie (permettant de négliger l'accumulation).

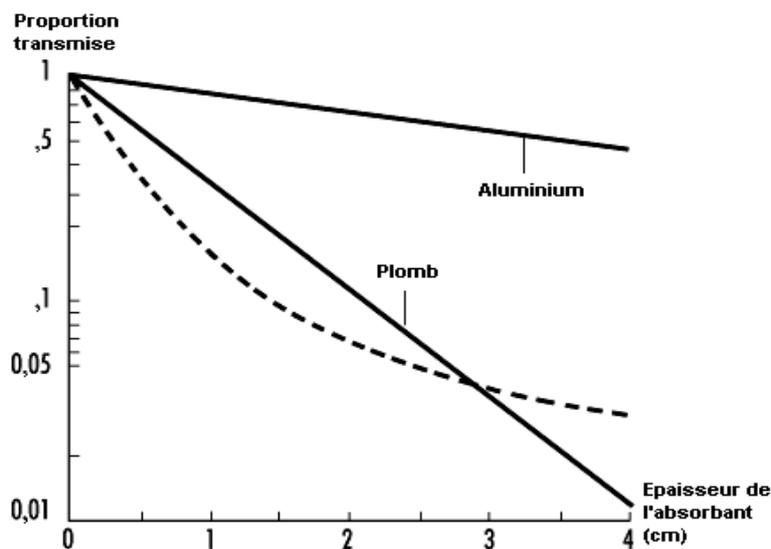


Figure II.9: Atténuation de rayons gamma de 667 keV dans l'aluminium et le plomb dans de bonnes conditions géométriques (la ligne pointillée représente l'atténuation

d'un faisceau de photons pL'accumulation se produit lorsqu'un large faisceau de rayons gamma interagit avec la matière. L'intensité du rayonnement mesurée à certains points est supérieure à la valeur attendue d'une «bonne géométrie» (faisceau étroit) parce que des rayons diffusés des côtés du faisceau direct atteignent l'appareil de mesure. Le degré d'accumulation dépend de la géométrie du faisceau, de la matière traversée et de l'énergie des rayons gamma.

La conversion interne entre en concurrence avec l'émission gamma lorsqu'un noyau passe d'un certain niveau d'énergie à un niveau plus bas. En cas de conversion interne, l'émission par le noyau d'un rayonnement gamma est remplacée par l'éjection d'un électron des orbites internes. Cet électron est directement ionisant. Tandis que les électrons des orbites externes passent à des niveaux d'énergie inférieurs pour remplir le vide laissé par l'électron éjecté, l'atome émet des rayons X. La probabilité de la conversion interne par rapport à celle de l'émission d'un rayonnement gamma augmente avec le numéro atomique.[9]

II-2-3-4. RAYONNEMENTS ELECTROMAGNETIQUES X ET Γ (PHOTONS)

Ils interagissent de trois manières avec la matière.

❖ *L'EFFET PHOTOELECTRIQUE*

Le photon disparaît et communique à l'électron heurté toute son énergie, diminuée de l'énergie de liaison de la couche électronique concernée.

❖ *L'EFFET COMPTON*

Le photon ne disparaît pas après le choc, mais son énergie et sa direction sont modifiées. L'électron dit « Compton » emporte un certain quantum d'énergie.

Il peut arriver que le photon retourne en arrière à 180° (phénomène de rétrodiffusion). Son énergie est alors limitée à 0,255 MeV, quelle que soit celle du photon incident.

Dans ces deux cas, l'atome reste ionisé. Les électrons arrachés provoquent des lacunes dans les couches profondes. La réorganisation électronique qui s'ensuit est à l'origine de l'émission de raies X discrètes, caractéristiques de l'élément.

❖ *L'EFFET DE MATERIALIZATION*

Au voisinage du noyau, le photon disparaît et donne naissance à une paire d'électrons e^+ et e^- . Cette création de matière nécessite un équivalent énergétique de deux fois 0,511 MeV. Pour provoquer ce phénomène, il faut donc que le photon incident possède au minimum une énergie de 1,02 MeV.

L'énergie excédentaire sert à communiquer de la vitesse aux électrons ainsi créés. Dès qu'il sera suffisamment ralenti, l'électron positif (antimatière) va se recombiner avec un électron du milieu.

Cette annihilation donnera naissance à deux γ de 0,511 MeV, émis à 180° . [3].

II-2-3-5. RAYONS (X)

Les rayons X sont des ondes électromagnétiques. À ce titre, ils ressemblent aux rayons gamma, la différence entre les deux résidant dans l'origine du rayonnement. Les rayons gamma partent du noyau de l'atome, tandis que les rayons X résultent de l'interaction des électrons. Même si les rayons X possèdent souvent moins d'énergie que les rayons gamma, ce critère ne permet pas vraiment de les différencier. Il est en effet possible de produire des rayons X d'énergie bien plus élevée que les rayons gamma qui résultent d'une désintégration radioactive.

La conversion interne, abordée plus haut, est l'un des moyens de produire des rayons X. Dans ce cas, ces rayons ont une énergie de valeur déterminée correspondant à la différence entre les niveaux d'énergie entre lesquels passent les électrons orbitaux.

Les particules chargées émettent un rayonnement électromagnétique chaque fois qu'elles sont accélérées ou décélérées, l'intensité du rayonnement émis étant inversement proportionnelle à la quatrième puissance de la masse de la particule. Par conséquent, toutes choses égales, les électrons

émettent beaucoup plus de rayons X que les particules plus lourdes, comme les protons. On produit donc les rayons X en accélérant des électrons au moyen d'une différence de potentiel électrique de plusieurs milliers ou même millions de volts. Les électrons sont ensuite rapidement décélérés dans un matériau dense pouvant résister à des températures élevées, comme le tungstène (W).

L'énergie des rayons X émis par un tel système forme un spectre continu allant d'environ zéro à l'énergie cinétique maximale que possèdent les électrons avant leur décélération. Souvent, des rayons X à niveaux d'énergie discrets se superposent à ce spectre. Ils sont produits lorsque les électrons incidents ionisent la cible. Tandis que d'autres électrons orbitaux vont remplir les vides laissés par l'ionisation, ils émettent des rayons X à des niveaux discrets d'énergie, de la même façon que dans le processus de conversion interne. Ces rayons X sont dits *caractéristiques* parce qu'ils définissent de façon unique la matière de la cible (anode ou anticathode). [9].

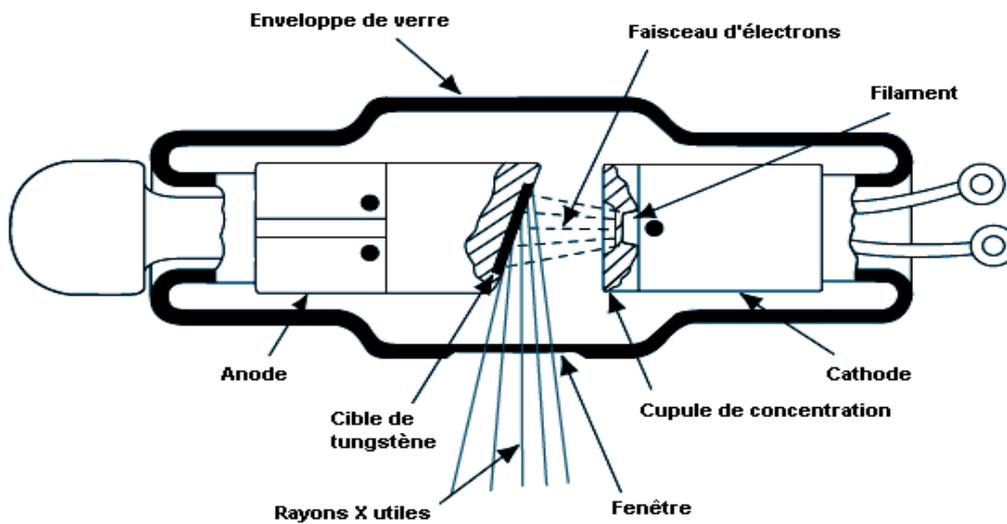


Figure II.10: Spectre de rayons X illustrant l'émission de rayons X caractéristiques lorsque les électrons comblent les vides de la couche K de la cible en tungstène (la longueur d'onde des rayons X est inversement proportionnelle à leur énergie) [10].

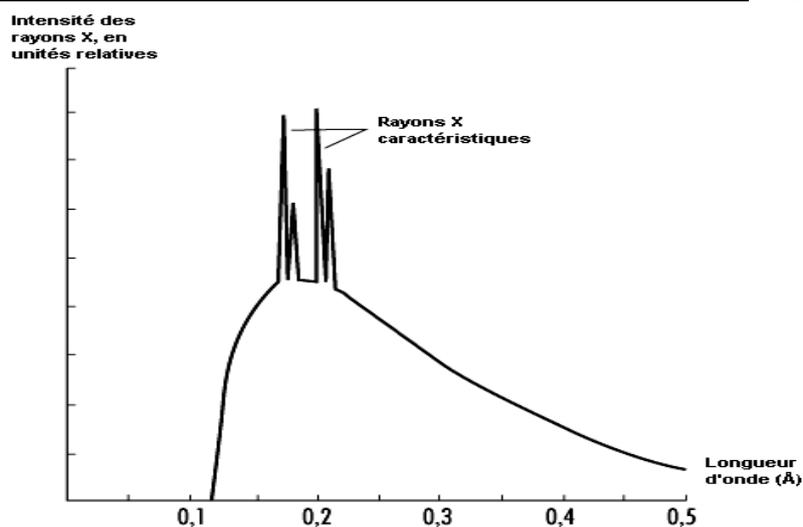


Figure II.11 : Schéma simplifié d'un tube à rayons X à anode fixe et filament chauffé. [10].

II-2-3-6. NEUTRONS

Ces particules ne possèdent pas de charge électrique, ce qui leur permet de pénétrer aisément à l'intérieur du noyau. On distingue différentes réactions :

❖ REACTION ELASTIQUE

L'énergie cinétique est conservée. Le transfert d'énergie est maximal quand les masses des particules sont identiques.

Les matériaux riches en protons (eau, béton, paraffine, polyéthylène...), dont la masse est voisine de celle du neutron.

Constituent donc des ralentisseurs efficaces pour les neutrons. Les protons ainsi mis en mouvement peuvent créer des ionisations.

❖ REACTION INELASTIQUE

L'énergie cinétique n'est pas conservée. Le neutron pénètre dans le noyau qui émet alors un photon γ et un autre neutron d'énergie inférieure au neutron initial.

❖ *CAPTURE RADIATIVE (NEUTRONS LENTS OU THERMIQUES D'ENERGIE < 0,025EV) :*

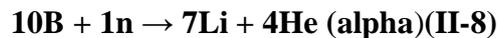
Le neutron est capturé par le noyau qui devient instable et peut émettre des particules ionisantes (proton, α) ou des photons γ . Les neutrons peuvent donc rendre radioactifs des noyaux stables à l'origine.[3].

❖ QUELQUES EXEMPLES

>Exemple 1 :



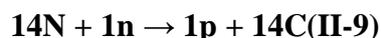
>Exemple 2 :



On dit que le bore est neutro-phage. Sous forme d'acide borique, il peut être injecté dans le circuit primaire des réacteurs nucléaires pour arrêter la réaction en chaîne.

Sous forme gazeuse (BF_3), il peut être utilisé dans des compteurs de neutrons (c'est alors la particule alpha qui est ionisante).

>Exemple 3 :



La production de ^{14}C est due à la réaction des neutrons cosmiques sur les premières couches de la troposphère.

II-2-4. ÉNERGIE ET INTENSITE D'EMISSION D'UN RAYONNEMENT

Elle s'exprime en électronvolts (eV) ou ses multiples (keV, MeV, ou GeV)

1 eV = $1,6 \cdot 10^{-19}$ joule Les énergies émises par des radionucléides sont très variées, allant de quelques keV (18,6keV pour le tritium) a plusieurs MeV. L'énergie moyenne d'une particule β représente environ le tiers de son énergie maximale.[3].

D'une manière générale, un rayonnement, ou une radiation, est défini comme un mode de propagation de l'énergie dans l'espace. Il est donc caractérisé par son énergie et son intensité d'émission.

II-2-4-1. ENERGIE D'UN RAYONNEMENT

Dans le système international, l'énergie s'exprime en joules (J). En physique atomique et nucléaire l'unité courante est l'électronvolt (eV) et ses multiples. L'électronvolt correspond à l'énergie d'un électron soumis à une différence de potentiel de 1 volt.

II-2-4-2. INTENSITE D'EMISSION D'UN RAYONNEMENT

L'intensité d'émission est définie comme le pourcentage de rayonnements d'un type et d'une énergie déterminés, émis pour l'ensemble des transformations.

À titre d'exemple, sur 100 rayonnements issus de la désintégration d'un atome radioactif donné, s'il en est décompté 80 de type R_1 , 15 de type R_2 et 5 de type R_3 , alors l'intensité d'émission de ces rayonnements sera égale respectivement à $I_{R1} = 80 \%$, $I_{R2} = 15 \%$ et $I_{R3} = 5 \%$.

La représentation de l'intensité d'émission d'un rayonnement en fonction de son énergie est appelée « spectre en énergie ». Dans les paragraphes suivants, nous distinguerons les spectres de raies des spectres continus en énergi

II-3. SOURCES DE RAYONNEMENTS IONISANTS

II-3-1. RADIONUCLEIDES NATURELS

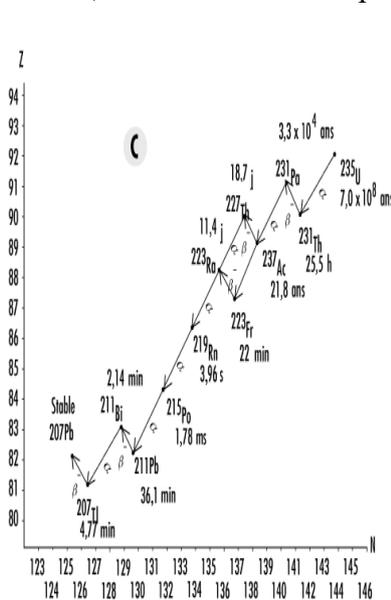
Les radionucléides naturels sont présents dans la nature parce que leur période radioactive est comparable à l'âge de la Terre.

Le tableau 01 : énumère les plus importants.

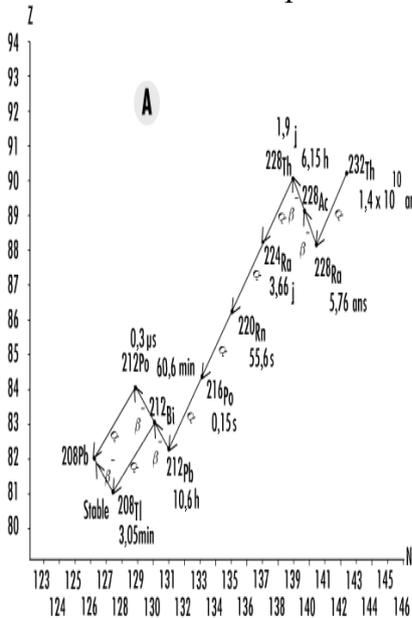
Tableau II.1 : Radionucléides naturels.[9].

<i>Radio-isotope</i>	<i>Période (10^9 ans)</i>	<i>Teneur isotopique (%)</i>
235u	4.47	99.3
232Ta	14.0	100
235u	0.704	0.720
40k	1.25	0.0117
57Rb	48.9	27.9

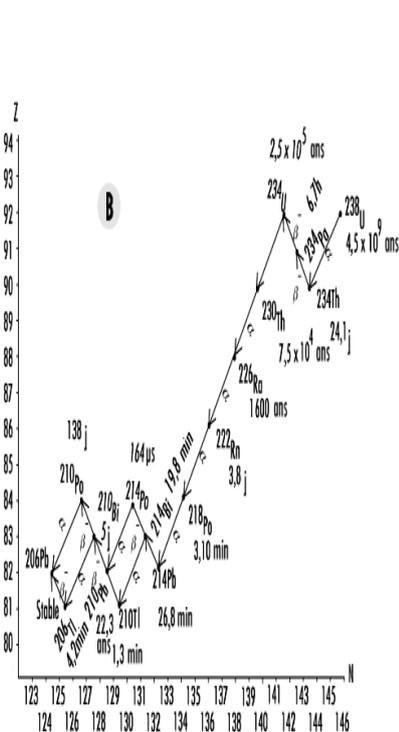
Les isotopes de l'uranium et du thorium figurent en tête d'une longue chaîne de descendants radioactifs qui, de ce fait, sont également présents dans la nature. Les parties A à C de la **figure II.11** présentent les schémas de désintégration du thorium²³²Th, de l'uranium²³⁸U et de l'uranium²³⁵U. Comme la désintégration alpha est courante aux numéros atomiques supérieurs à 205 et que le nombre de masse d'une particule alpha est de 4, il existe quatre chaînes distinctes de désintégration pour les noyaux lourds. L'une d'elles (**partie D de la figure II.11**), celle du neptunium 237 (²³⁷Np), n'existe pas dans la nature parce qu'elle ne comporte aucun radionucléide «naturel», c'est-à-dire dont la période radioactive est comparable à l'âge de la Terre. [9].



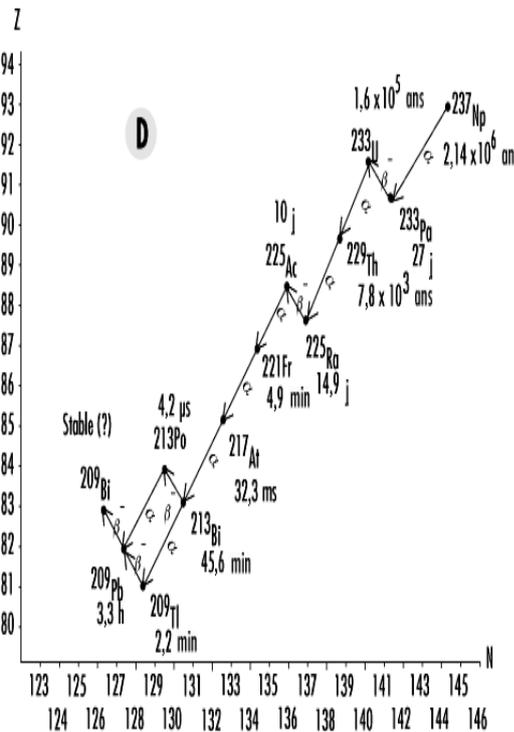
C: Famille radioactive de l'uranium 235



A: Famille radioactive du thorium 232



B: Famille radioactive de l'uranium 238



D: Famille radioactive du neptunium 237

Figure II.12 : Familles radioactives (Z = numéro atomique; N = nombre de masse)[9].

Il y a lieu de noter que les isotopes du radon sont présents dans les quatre chaînes (^{219}Rn , ^{220}Rn et ^{222}Rn). Comme le radon est un gaz, il a la possibilité, une fois produit, de se libérer de la matrice dans laquelle il s'est formé pour rejoindre l'atmosphère. Cependant, la période du radon 219 est beaucoup trop courte pour que des quantités importantes puissent s'accumuler dans des endroits habités. De même, la période relativement courte du radon 220 fait que l'on s'en préoccupe moins que du radon 222 comme risque pour la santé.

Outre le radon, les radionucléides naturels externes soumettent l'être humain en moyenne à une dose efficace annuelle de rayonnement de 0,3 mSv. La dose efficace réelle varie considérablement, étant surtout déterminée par la teneur du sol local en uranium et en thorium. Dans les régions du monde où on trouve du sable monazite, la dose efficace annuelle reçue par chaque individu peut atteindre près de 20 mSv. A d'autres endroits, comme les atolls coralliens et les bords de mer, elle peut être d'à peine 0,03 mSv (*voir figure II.12*).

Considéré généralement à part des autres radionucléides naturels, le radon se dégage lentement du sol pour atteindre l'atmosphère. Une fois dans l'air, il se désintègre pour former des radio-isotopes de polonium (Po), de bismuth (Bi) et de plomb (Pb). Ces descendants se fixent sur des particules de poussière qui peuvent alors être inspirées et rester dans les poumons. On estime en moyenne à environ 20 mSv l'équivalent de dose annuel absorbé par les poumons, ce qui est comparable à une dose efficace d'environ 2 mSv reçue par le corps entier. De toute évidence, le radon et ses descendants radioactifs constituent la composante la plus importante du rayonnement naturel auquel nous sommes soumis (*voir figure II.12*).[9].

II-3-1-1. RAYONNEMENT COSMIQUE

Les rayons cosmiques comprennent des particules énergétiques d'origine extraterrestre qui viennent bombarder l'atmosphère (le rayonnement étant essentiellement particulaire et surtout formé de protons). Ils comportent également des particules secondaires — principalement des photons, des neutrons et des muons — engendrées par l'interaction des particules primaires avec les gaz atmosphériques.

A cause de ces interactions, l'atmosphère joue le rôle d'un écran protecteur contre le rayonnement cosmique: plus l'écran est mince, plus la dose efficace est grande. Par conséquent, le débit de dose efficace dû à ce rayonnement augmente avec l'altitude. Ainsi, le débit à 1 800 m d'altitude est le double de celui qui existe au niveau de la mer.

Comme le rayonnement cosmique primaire consiste surtout en particules chargées, il est influencé par le champ magnétique terrestre. Cela revient à dire que les habitants des hautes latitudes reçoivent des doses efficaces plus importantes que les populations vivant près de l'équateur. Les variations dues à cet effet sont de l'ordre de 10%.

Enfin, le débit de dose efficace dû au rayonnement cosmique varie avec les fluctuations de l'activité solaire. En moyenne, la contribution des rayons cosmiques au rayonnement naturel est d'environ 0,3 mSv de dose efficace au corps entier.[9].

II-3-1-2. RADIONUCLEIDES D'ORIGINE COSMIQUE

Le rayonnement cosmique engendre des radionucléides dans l'atmosphère, par interaction avec les gaz atmosphériques. Les plus importants sont le tritium (^3H), le béryllium (^7Be), le carbone (^{14}C) et le sodium (^{22}Na). Ces radionucléides sont responsables d'une dose efficace annuelle d'environ 0,01 mSv, dont la plus grande partie est due au ^{14}C . [9]

II-3-1-3. RETOMBEES RADIOACTIVES

De nombreux essais d'armes nucléaires ont été réalisés dans l'atmosphère entre les années quarante et les années soixante, produisant d'importantes quantités de substances radioactives qui se sont dispersées dans l'environnement, partout dans le monde, sous forme de *retombées*. Même si la plupart de ces substances se sont désintégrées depuis, engendrant des isotopes stables, les petites quantités qui restent continueront à agir comme sources d'irradiation pendant très longtemps encore. De plus, les pays qui procèdent encore à l'occasion à des essais nucléaires dans l'atmosphère augmentent ces quantités.

Les principaux constituants des retombées qui contribuent à la dose efficace comprennent actuellement le strontium 90 (^{90}Sr) et le césium 137 (^{137}Cs), qui ont tous deux une période radioactive d'environ trente ans. La dose efficace annuelle moyenne due aux retombées s'élève à environ 0,05 mSv.[9].

II-3-1-4. RADIOELEMENTS INCORPORE

Le dépôt de radionucléides naturels dans l'organisme résulte principalement de leur inhalation dans l'air et de leur ingestion dans les aliments et l'eau. Ils comprennent les radio-isotopes du plomb (Pb), du polonium (Po), du bismuth (Bi), du radium (Ra), du potassium (K), du carbone (C), de l'hydrogène (H), de l'uranium (U) et du thorium (Th). Parmi ces éléments, le potassium ^{40}K est le plus important contributeur à la dose. Les radionucléides naturels déposés dans l'organisme ont une contribution d'environ 0,3 mSv à la dose efficace annuelle.[9].

II-3-2. RAYONNEMENT ARTIFICIEL

L'utilisation médicale des rayons X constitue la source d'exposition la plus importante aux rayonnements artificiels. Des millions de tubes à rayons X sont en service dans le monde. L'exposition moyenne provenant de cette source dépend dans une grande mesure de l'accès de la population aux soins médicaux. Dans les pays développés, la dose efficace annuelle provenant de l'utilisation médicale des rayons X et de substances radioactives à des fins diagnostiques et thérapeutiques est en moyenne de l'ordre de 1 mSv.

Par ailleurs, les rayons X sont un sous-produit de la plupart des accélérateurs de particules à haute énergie utilisés par les physiciens, et surtout de ceux qui servent à accélérer des électrons et des positons. Toutefois, les blindages, les précautions prises et l'effectif limité de la population exposée font que cette source d'exposition est sensiblement moins importante que les précédentes.[9].

II-3-2-1. RADIONUCLEIDES ARTIFICIELS

Les réactions nucléaires qui se produisent dans les accélérateurs de particules donnent naissance à un grand nombre de radionucléides en quantités diverses. Les particules accélérées comprennent des protons, des deutons (noyaux de ^2H), des particules alpha, des mésons chargés, des ions lourds, etc. Les cibles peuvent être faites de quasiment tout isotope.

Les accélérateurs de particules sont en pratique la seule source de radio-isotopes émetteurs de positons (les réacteurs nucléaires tendent à produire des radio-isotopes riches en neutrons qui se désintègrent en émettant des électrons négatifs). On s'en sert également de plus en plus pour obtenir des isotopes de courte période utilisés à des fins médicales, notamment en tomographie par émission de positons.[9].

II-4. RAYONNEMENTS NON IONISANTS

Le rayonnement non ionisant (*RNI*) est le terme donné au rayonnement dans la partie du spectre électromagnétique où l'énergie est insuffisante pour provoquer l'ionisation. Il comprend les champs électriques et magnétiques, les ondes radio, les micro-ondes, les rayons infrarouges, ultraviolets et visibles. [35].

II-5. CONCLUSION

Dans ce chapitre ont étudié la définition précise des rayonnement ionisant leur source et les différents types de RI, et leur activité, leur effets sur l'être humains .

Donc Les rayons ionisants ont un impact sur la santé de l'Homme. Ces impacts se scindent en deux types : biologiques et pathologiques. Ils peuvent provoquer la mort de la cellule mais également des mutations au sein de celle-ci. Suite à l'exposition aux rayonnements ionisants, des effets pathologiques peuvent apparaître. Ils se manifesteront sous la forme de cancers ou de modifications du phénotype.

Pour cela Les chercheurs ont fait des recherches sur la radioprotection.

**CHAPITRE III : DETECTION
DES RAYONNEMENTS
IONISANTS**

CHAPITRE III : DETECTION DES RAYONNEMENTS IONISANTS

III-1. INTRODUCTION

L'émission de rayonnements est toujours associée à la radioactivité. Aucun des sens dont dispose l'être humain n'est sensible aux rayonnements émis par les substances radioactives.

On ne peut détecter ces rayonnements donc déceler la radioactivité qu'en utilisant deux des types d'interaction entre les rayonnements ionisants et la matière : l'ionisation et l'excitation.

Remarque : Il faut faire la distinction entre détecter la présence de radiations et mesurer une grandeur caractéristique telle que le dénombrement des rayonnements, leur énergie, leur dose absorbée, leur débit de dose absorbée...

Détecter est relativement simple, mesurer une grandeur est plus complexe. [13]

Les phénomènes d'interaction entre des rayonnements émis par une source et un milieu détecteur approprié permettent de mettre en évidence la présence de radioactivité.

Détecter des rayonnements ionisants signifie tout d'abord être informé de la présence de rayonnements nucléaires. Mais la détection est aussi l'identification de la nature de ces rayonnements, leur dénombrement ainsi que la mesure de leur énergie (spectrométrie).

Dans ce chapitre, nous donnons un descriptif des principaux appareils de détection, nous décrivons le principe de fonctionnement des principaux détecteurs ainsi que nous présentons les unités électroniques qui permettent d'obtenir une « mesure » à partir du « signal » délivré par un détecteur. L'ensemble constitue la chaîne de détection.

La radioactivité n'est pas décelable par nos sens, toutes au moins puisque les effets biologiques des rayonnements nous ont pas instantanés. On la détecte à l'aide des appareils des mesures.

Les principaux détecteurs décrits dans ce chapitre :

- Détecteurs à scintillations ;
- Détecteurs à gaz ;
- Détecteurs semi-conducteurs ;
- Détecteurs radio-luminescents ;
- Détecteurs chimiques ;

III-2. DEFINITION DE LA DETECTION ET DETECTEUR

La détection d'un objet ou d'un phénomène est sa mise en évidence, généralement à l'aide d'un détecteur.

Un détecteur est un dispositif technique (instrument ou substance) qui change d'état en présence de l'élément ou de la situation pour lequel il a été spécifiquement conçu.

Des fonctions supplémentaires peuvent apporter des précisions qualitatives ou quantitatives sur le phénomène observé.

Dans la marine nationale, le détecteur est le marin chargé de l'entretien et de l'exploitation des informations données par les radars de veille surface.[11]

III-3.PREMIERES DECOUVERTES DE DETECTEURS DE RAYONNEMENTS

Dans la soirée du 8 novembre 1895 *Röntgen*, en travaillant dans une pièce soigneusement obscurcie, remarqua qu'un morceau de carton recouvert de platino-cyanure de baryum émettait une faible lueur verdâtre (fluorescence) lorsqu'une décharge électrique se produisait dans un tube de Hittorf-Crookes placé à proximité. Ce tube était soigneusement masqué par un écran noir imperméable à toute lumière visible. *Röntgen* vérifia que le tube émettait un nouveau type de rayonnement, invisible, et dont l'existence se révélait lorsqu'il venait frapper l'écran luminescent. Il se livra ensuite à de multiples expériences très poussées sur ce rayonnement auquel il donna le nom de rayons X. L'opération décisive consista à remplacer l'écran fluorescent par une plaque photographique; sensible aux rayons X, elle permettait donc d'enregistrer des images obtenues au moyen de ces rayons.

Le 22 décembre 1895, *Röntgen* exécuta la première radiographie médicale, qui montre la main de sa femme. Par la suite on utilisa surtout les plaques photographiques pour l'étude des rayons X. L'écran fluorescent perdit de son importance malgré les perfectionnements apportés aux fluoroscopes ou sciascopes par W.F. Magie, E.P. Thomson et T.A. Edison. Au cours de ses nombreuses expériences sur les rayons X, *Röntgen* observa également que l'air traversé par ces rayons devenait conducteur d'électricité. C'est sur cet effet qu'a reposé le fonctionnement de plusieurs types de détecteurs élaborés par la suite. Les découvertes de *Röntgen* lui valurent d'être le premier, en 1901, à recevoir le prix Nobel de physique.

Les multiples possibilités d'emploi des nouveaux rayons, en médecine et ailleurs, ne tardèrent pas à être comprises et dès 1896 plus de mille articles et de cinquante livres avaient déjà paru à leur sujet. Les nouvelles découvertes furent bientôt connues, souvent aussi méconnues et parfois combattues. On proposa par exemple d'interdire l'emploi des rayons X pour les jumelles de théâtre, et même de brûler tous les ouvrages concernant les rayons X et de mettre à mort leurs inventeurs. Une entreprise alla jusqu'à tenter d'exploiter certaines crédulités féminines en offrant des dessous imperméables aux rayons X.

Dès les premiers travaux, on avait constaté une forte fluorescence au point du tube de décharge où les rayons cathodiques provoquent l'émission de rayons X, et soupçonné une corrélation entre cette fluorescence et l'émission des rayons. Sur le conseil d'Henri Poincaré, Becquerel entreprit en 1896 une étude méthodique du rapport entre l'émission de lumière visible et de rayons X. Afin de détecter cette émission, il enveloppa des substances phosphorescentes, qui se trouvaient être des composés d'uranium, dans du papier noir après les avoir exposées au soleil et les posa ensuite sur des plaques photographiques. Sur ces dernières, lorsqu'elles eurent été développées, il constata la présence de tâches noires correspondant à l'emplacement des minéraux uranifères, démontrant ainsi l'émission de rayons pénétrants tels que les rayons X. Plus tard, en développant une plaque photographique qui avait séjourné plusieurs jours dans un tiroir sous un plateau garni de sels d'uranium non exposés au soleil, il constata la présence des mêmes tâches noires sur la plaque. Après avoir répété l'expérience, il en conclut que ni la lumière solaire, ni la phosphorescence ni la fluorescence n'étaient nécessaires pour produire l'effet en question, et que tous les composés d'uranium, ainsi que l'uranium métal émettaient des rayons invisibles. La radioactivité était ainsi découverte, en l'an 1896.

Le premier instrument capable de détecter les rayons isolés a été le spinthariscopes inventé par Crookes en 1903. On avait constaté que la luminosité d'un écran en sulfure de zinc exposé à des

particules alpha se compose d'un certain nombre de points lumineux scintillants qu'on peut observer à l'aide d'une forte loupe. Rutherford et Geiger découvrirent que, sur un écran uniforme, chaque scintillation correspond à l'impact d'une unique particule alpha. On possédait donc une méthode très simple permettant de compter les particules alpha une à une, et ce fait acquit par la suite une grande importance pratique. Rutherford et ses élèves perfectionnèrent très remarquablement cette méthode, qui fut ensuite largement employée pendant des années jusqu'après 1930. Elle imposait toutefois aux chercheurs une tension et une fatigue extrêmes; on procédait habituellement de la façon suivante: un observateur comptait pendant une minute, puis était relevé par le suivant. Un observateur avait parfois à faire ainsi vingt périodes de comptage d'une minute pendant chaque expérience. [14]

III-4. CHAINE DE DETECTION

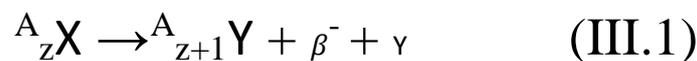
Dans la détection, on mesure l'énergie perdue dans le milieu et le nombre d'émission de particules ou de photons. Un schéma de la chaîne de détection est simplifié dans la figure ci dessous, qui résume le phénomène de détection et qui est constitué de : [15]

III-4-1. SOURCE L'ECHANTILLON

L'échantillon est un bloc de matière solide qui émet un rayonnement radioactif ou électromagnétique. La radioactivité est une propriété des noyaux instables qui se désintègrent à des noyaux plus stables grâce à l'émission d'une particule.

Il y'a quatre types de rayonnements qui résultent d'un processus atomique ou nucléaire :

- Les électrons rapides (Béta- et Béta+) : celles qui résultent par la réaction suivante :



- Les particules chargées lourdes (protons, Alpha, noyaux des produits de fission...) : au titre d'exemple on a la réaction de l'émission alpha :



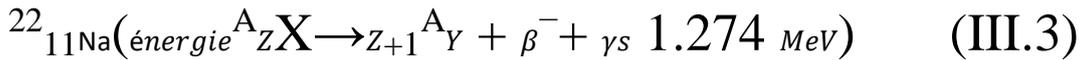
Parmi les sources alpha, on a :

241 (Période 433 jours, énergie 5.48574 MeV et 5.44298 MeV)

243 (Période 7.4E + 03, énergie 5.2754 MeV et 5.2335 MeV)

- Les rayonnements électromagnétiques (rayonnements X et rayonnements gamma) : Les photons X ont une origine électronique. Ils sont émis soit par le freinage d'un faisceau des électrons ou lors du retour à l'état fondamental d'un atome.

Le photon gamma est émis par le noyau ou au cours de processus de transitions nucléaire ou d'annihilation de particules. Parmi les sources gamma, on a :



Ces photons X et gamma ont une masse nulle et se propage à la vitesse de la lumière, mais ils n'ont pas les propriétés des photons optiques (exemple : la réflexion).

- Les neutrons : Ils sont émis dans la réaction de fission dans un réacteur nucléaire par exemple. Ces neutrons ont des énergies qui vont de fraction d'un eV à plusieurs MeV. [15]

III-4-2. DETECTEUR

Le rayonnement pénètre à l'intérieur du détecteur, symbolisé dans la figure 1 par un espace (la zone active) entre les deux électrodes (anode + cathode). Le rayonnement rencontre et arrache dans son parcours des électrons entre les atomes du milieu. Lors de l'ionisation, la particule perd un peu de son énergie (qui représente l'énergie nécessaire pour arracher un électron). Cette particule ralentit progressivement jusqu'à être stoppée. Sous l'effet d'un champ électrique, les électrons sont attirés vers l'anode alors que les ions de charges positives sont collectés par la cathode. Un courant électrique très faible est alors créé dans le circuit reliant les deux électrodes. Ce courant de quelques micro-ampères est envoyé vers la chaîne de mesure.

Le temps de collection de ces charges créées est symbolisé par t_c et l'intégration du courant $i(t)$ sur le temps est égale à la charge collectée Q qui s'écrit sous la forme :

$$Q = \int_0^{t_c} i(t) dt \dots \dots \dots (\text{III.4})$$

Il existe deux modes d'opération possibles pour un détecteur de rayonnement :

- Le mode d'opération de courant : Dans ce cas nous mesurons le courant continu moyen produit par le détecteur. Ce mode d'opération est utilisé pour des détecteurs de dosimétrie et dans le monitoring de la puissance des réacteurs nucléaires ainsi que les différentes sources radioactives...
- Le mode d'opération en impulsion : c'est l'enregistrement des charges électriques sortantes de chaque interaction individuelle dans le détecteur au lieu d'avoir le courant moyen créé par plusieurs interactions. Quand le détecteur fonctionne dans ce mode, l'amplitude de chaque impulsion transporte l'information concernant la charge générée par l'interaction du rayonnement dans la zone active du détecteur. Ce mode est recommandé pour identifier les sources multiples. [15]

Remarque : En absence de tout rayonnement incident ou source active, le détecteur placé dans les conditions normales d'utilisation délivre un courant très faible dit courant d'obscurité. Ce courant ou appelé aussi " le bruit " a une origine interne c'est l'excitation thermique ainsi qu'une origine externe qui revient au rayonnement thermique ambiant. Le bruit est particulièrement important dans le domaine infrarouge d'où il devient nécessaire parfois de refroidir le détecteur. [15]

III-4-3. PREAMPLIFICATEUR

Quand le signal électrique passe par cette première étape d'amplification, son amplitude sera multipliée par un facteur de 100. Nous utilisons un préamplificateur avant un amplificateur et au plus près du détecteur à cause du signal très faible qui résulte de la détection et qui est de l'ordre de micro-ampère qui peut être atténué facilement. Donc ce dernier permet au signal près-amplifié d'être envoyé sur une dizaine de mètres ce qui est souvent indispensable dans un environnement radioactif duquel le reste des appareils doivent être éloignés pour les protégés des radiations. [15]

III-4-4. AMPLIFICATEUR

Le signal électrique doit passer par une deuxième étape d'amplification pour que le signal soit multiplié encore une deuxième fois par un facteur de 100 parce que le signal sortant du pré-amplificateur est encore faible (de l'ordre de quelques milliampères). [15]

III-4-5. CODEUR " LE CONVERTISSEUR ANALOGIQUE NUMERIQUE"

En passant par le codeur, le signal électrique sera codé sous le système binaire (nombres 0 et 1). Ces convertisseurs sont caractérisés par leur dynamique d'échantillonnage (12, 14 et 16 bits) qui permet d'affiner plus au moins la valeur associée au signal. Par suite, on distingue deux catégories de codeurs :

- Les codeurs d'amplitude : qui codent l'amplitude qui représente la hauteur du signal ;
- Les codeurs de charge : qui codent la charge présentée par la surface du signal.

Remarque : Selon la vitesse et la précision du traitement demandées, nous faisons le choix entre ces deux sortes de codage. Mais le nombre obtenu dans les deux convertisseurs représente l'énergie de la particule. [15]

III-4-6. VISUALISATION " L'ORDINATEUR "

Le signal électrique est visualisé sous forme d'un graphe dit "spectre". Ce dernier représente le nombre de coups obtenus pour chaque valeur numérique. A cette étape, nous constatons l'information concernant la nature de la source utilisée et son rayonnement absorbé par le détecteur. Ce signal nous n'informe sur l'énergie, la date, la durée, la position ou l'intensité de l'interaction et la nature ou la vitesse de la particule. [15]

Remarque : Des fluctuations qui peuvent influencer sur la réponse du détecteur et qui reviennent a plusieurs causes :

- Des déviations dans le point de fonctionnement du détecteur qui peuvent revenir à l'ancienneté, manque d'étalonnage...
- Le bruit de fond dans le détecteur et le système électronique de mesure.
- La nature statique du signal a mesuré qui est présente quelque soit la qualité de mesure à cause de la nature aléatoire de la charge générée dans le détecteur.

III-5. CARACTERISTIQUES GENERALES DES DETECTEURS

III-5-1. CARACTERISTIQUES GEOMETRIQUES

La réponse du détecteur et le flux du rayonnement dépendent de l'angle solide qui dépend à son tour de la source qui émet dans toutes les directions, la surface sensible du détecteur et la distance qui sépare le détecteur de la source. [15]

III-5-2. EFFICACITE DE DETECTION

En général, L'efficacité du détecteur dépend de la nature et l'énergie du rayonnement incident. Elle est comprise entre 0 et 1. Il existe deux types d'efficacité :

- L'efficacité intrinsèque :

$\xi_{\text{int}} = \frac{\text{nombre de particules ou photons détectés}}{\text{nombre de particules ou photons ayant traversés le détecteur}}$.

- L'efficacité extrinsèque :

$\xi = \frac{\text{nombre de particules ou photons détectés}}{\text{nombre de particules ou photons émis par la source}}$. [15]

III.5-3. TEMPS MORT [t₀]

Il représente le plus petit intervalle de temps qui doit séparer deux informations reçues (deux détections). Ce temps dépend des caractéristiques du détecteur et de l'électronique associée. Tel que :

$$N_{\text{mesuré}} = N_{\text{réel}}(1-t_0). \quad (\text{III.5}) \quad [15]$$

III-5-4. MOUVEMENT PROPRE

Il correspond au temps de comptage enregistré dans l'absence totale de toute sorte de source. L'origine de ce phénomène revient au bruit du fond du détecteur et qui dépend aussi de la radioactivité ambiante, les rayonnements cosmiques et même des impulsions parasites de l'appareillage électronique. Mais afin de réduire ce bruit, on utilise la protection plombée ou le système anti-cosmique. [15]

La zone de travail = Rapport signal / Bruit minimum

III-5-5. RESOLUTION EN ENERGIE

Elle caractérise la qualité du détecteur à séparer deux régions proches dans la surface active du détecteur. Le pouvoir de résolution en énergie est donné par la formule :

$$R = dE/E. \quad (\text{III.6}) \quad [15]$$

III-6 FONCTIONS D'UN DETECTEUR

- **Première fonction** : Le dénombrement : consiste à compter le nombre d'impulsions N, pendant un temps t fixé et d'en déduire le t.c , n en impulsions par seconde : $n \text{ (i.s-1)} = N/t$.

- **Seconde fonction** : permet la conversion de mesures en grandeurs essentielles en radioprotection :

- La dose absorbée dans les tissus : grandeur quantifie l'exposition une fois que celle-ci a été subie. Elle est un constat à posteriori ;

- Le débit de dose absorbée : cette grandeur a un aspect prospectif car elle permet d'estimer les doses absorbées qui seront reçues dans telle ou telle condition de travail, et donc d'adopter les dispositions de protection pour les limiter. [15]

III-7. OBJECTIF DE LA DETECTION DES RAYONNEMENTS IONISANTS

Un rayonnement ne peut être détecté et caractérisé que grâce à son interaction avec la matière c'est pour cela que toute une chaîne de mesure a été réalisée pour mesurer l'énergie ou le nombre de particules dans le milieu.

Il est utilisé pour effectuer : de la spectrométrie, c'est-à-dire la discrimination des rayons X de faible énergie (quelques keV) ; la détection des neutrons par le biais des particules a émises après interaction de ces neutrons avec les atomes du gaz de l'enceinte du compteur. [15]

III-8. CLASSIFICATION DES DETECTEURS

- Détecteurs mettant en jeu l'ionisation des gaz ;
 - Détecteurs à scintillations: gamma caméra ;
 - Détecteurs utilisant le noircissement des films photographiques ;
 - Détecteurs à semi- conducteurs ;
 - Détecteurs thermo-luminescents ;
 - Détecteurs photo-luminescents ;
- Autres:
- Dosimètres par résonance paramagnétique électronique ;
 - Dosimètres chimiques ;
 - Appareils mettant en jeu les méthodes calorimétriques... [16]

III-9. COMPOSANTS DE DETECTEURS

Quel que soit le mode de fonctionnement d'un détecteur et donc le principe sur lequel s'appuie la détection des rayonnements, il est toujours constitué des mêmes éléments:

- Un capteur au niveau duquel le rayonnement interagit avec la matière ;
 - Un système d'amplification qui met en forme et amplifie le signal produit par la sonde;
 - Eventuellement un système de traitement du signal ;
 - Un système d'affichage qui indique :
- Un flux de particules : le compteur ;
 - L'énergie des particules : le spectromètre ;
 - La dose absorbée ou le débit de dose absorbée : le dosimètre ou débitmètre. [17].

III-10. DETECTEURS A GAZ

Dans ce type des détecteurs, la détection du rayonnement est basée sur l'ionisation et/ou l'excitation des molécules du gaz utilisé. La majorité des détecteurs à gaz utilisent directement le signal électrique résultant de l'ionisation produite par le rayonnement ionisant incident. Lors de son passage, la particule ou le rayonnement ionisent les molécules de gaz du milieu du détecteur ce qui résulte une paire (électron- cation) de chaque ionisation.

L'ionisation de l'atome avec l'éjection d'un électron peut provenir de l'absorbtion d'un photon incident d'énergie $h\nu$, ou encore de transfert d'une partie de l'énergie cinétique d'une particule chargée. Le photon incident d'énergie $h\nu$ excite l'atome et modifie la structure

électronique de l'atome qui devient excité. Le transfert d'énergie du rayonnement incident au milieu traversé dépend de :

- La nature de ce rayonnement (Charge Z, masse m et vitesse v). ;
- L'énergie du photon (contribution de l'effet photo-électronique, de la diffusion Compton et de la création de paires). ;
- La nature de la matière traversée (le matériau stoppant) (numéro atomique A, densité électronique). [15]

La probabilité d'interaction d'un photon dans la matière va dépendre de la nature du matériau stoppant (nombre d'électron et la charge du noyau) et elle dépend de l'énergie du photon incident donc l'interaction photon-matière se fera préférentiellement par effet photoélectrique, diffusion Compton ou encore par création de paires. [15]

III-10-1. RECOMBINAISON

Pour récupérer les électrons et les cations (les ions positifs) avant qu'ils se recombinent en atomes, il faut la présence d'un champ électrique un peu plus élevé et apte à les séparer. Ce dernier va les faire dévier vers les deux électrodes. En arrivant, Les charges (électrons/cations) induisent des courants sur les électrodes. Ces courants sont détectés par un amplificateur qui produit un signal électrique.

Le nombre moyen de paires électrons- ions positifs produites lors du passage d'une particule chargée est donné par la formule de Bethe-Bloch :

$$NI = nId = [- (dE/dx) / W] \quad \text{(III.7)} \quad [15]$$

Où : d : l'épaisseur du détecteur

W : l'énergie moyenne pour créer une paire (électron-ion). Dans le gaz, elle est de l'ordre de 30 eV).

La figure montrée ci-dessous est un exemple de la variation de dE/dx en fonction de l'énergie qui décroît avec β^{-2} passe par un minimum d'ionisation pour $\gamma=3.2$.

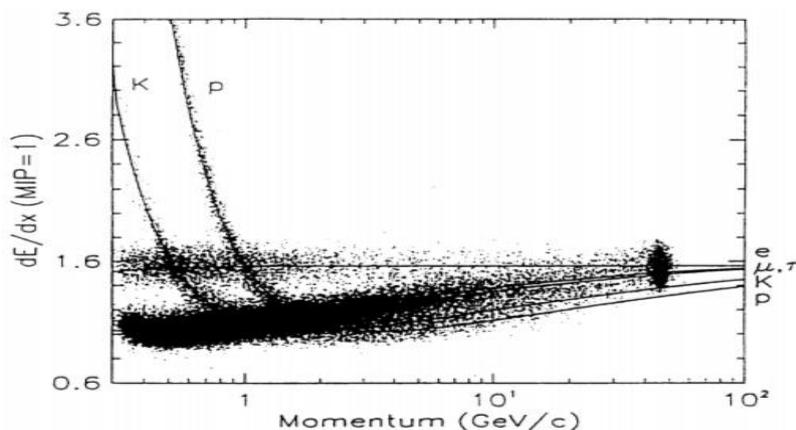


Figure III.1 : Représente la perte d'énergie par ionisation de particules chargées dans un détecteur à gaz.

III-10-2. PHENOMENE PHYSIQUE EXPLOITE : L'IONISATION

Lors de la traversée d'un matériau, les particules chargées perdent leur énergie par collisions avec les noyaux atomiques ou les électrons des atomes de ce milieu. Dans le domaine d'énergie des particules émises lors de la décroissance radioactive, les collisions avec les électrons atomiques représentent le processus d'interaction dominant.

Lorsque l'énergie cédée par la particule incidente est supérieure à l'énergie de liaison de l'électron, ce dernier est éjecté et par corrélation un ion positif est créé. Il y a donc apparition d'une paire ion-électron primaire, c'est le phénomène d'ionisation.

III-10-3. PHENOMENE DE MULTIPLICATION

Dans la présence d'un champ électrique élevé, les électrons et les ions positifs résultant de la première ionisation de la particule incidente se dirigent vers l'anode et la cathode respectivement. Le long de leurs trajets, ils vont subir plusieurs collisions avec les molécules neutres du gaz. Si l'énergie cinétique des électrons et des ions est supérieure à l'énergie d'ionisation de la molécule de gaz. Donc, il y aura production des autres paires d'électrons et d'ions. Ce qu'on appelle "ionisation secondaire". Ces électrons et ces cations sont accélérés une nouvelle fois avec le champ électrique appliqué. Sachant qu'ils peuvent encore produire d'autres paires si leurs énergies deviendront suffisantes pour l'ionisation [15]

III-10-4. PRESENTATION GENERALE D'UN DETECTEUR A GAZ

Un détecteur ou un compteur à gaz comprend, essentiellement, une enceinte contenant un gaz ou un mélange gazeux et, deux électrodes métalliques entre lesquelles on applique une différence de potentiel U (voir figure (III.2)).

Lorsqu'un rayonnement traverse le gaz, celui-ci est ionisé et il y a création de paires d'ions : Electron négatif et atome ionisé positif. En l'absence de tension entre les deux électrodes, les ions formés sont soumis à l'agitation thermique et ne tardent pas à se recombiner pour former des atomes neutres.

Lorsque les particules interagissent avec un gaz soumis à un champ électrique statique obtenu par exemple en appliquant une tension continue entre deux électrodes, les ions positifs sont attirés par la cathode et les électrons par l'anode. Les électrodes recueillent donc des charges qui peuvent s'écouler dans une résistance.

Il en résultera un courant d'ionisation dont l'intensité sera proportionnelle au nombre total de paires d'ions créées.

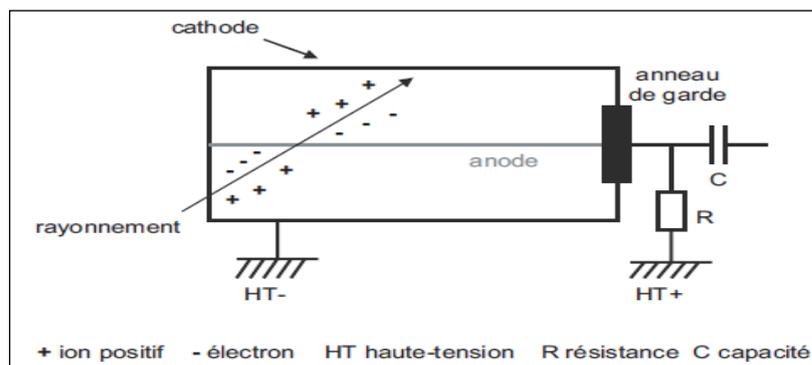


Figure III.2 : représentation schématique d'un détecteur à gaz.

À toute particule ionisante absorbée dans le compteur, correspondra donc une impulsion de tension ou de courant. C'est sur ce principe que fonctionnent les détecteurs à gaz.

En raison de la différence de masse entre électrons et ions positifs, la vitesse de déplacement des électrons est beaucoup plus grande (environ 10 000 fois plus grande). Il est donc préférable d'exploiter le signal à partir de la collection électronique de façon à rendre aussi bref que possible le temps qui sépare l'entrée du rayonnement dans le compteur et l'apparition d'une nouvelle impulsion de courant exploitable entre les électrodes.

Une particule crée en moyenne sur son trajet un nombre de paires d'ions égal à :

$$N_i = \frac{E_0}{E_p} \quad (\text{III.8})$$

Où : E_0 : énergie cédée par la particule incidente dans le gaz ;

E_p : énergie moyenne que doit dépenser en moyenne un rayonnement pour créer une paire d'ions.

Pour un gaz, l'énergie moyenne pour créer une paire d'ions est de l'ordre 30eV à 35 eV, et elle est indépendante de la nature du rayonnement incident et de son énergie, tout en dépendant faiblement du gaz de remplissage.

Si le détecteur avait une capacité C infinie, la charge collectée resterait constante.

La capacité « C » étant finie, elle va se décharger avec la constante de temps $\tau = RC$ dans la résistance R.

Si la constante de temps τ est grand devant le temps de collection des électrons et petit devant le temps de collection des ions, on ne décèle que le signal de courant électronique, qui se traduit par une impulsion de tension aux bornes de la résistance R.

Le choix des gaz de remplissage s'oriente surtout vers ceux qui n'ont pas d'affinité pour les électrons, évitant ainsi que ces derniers soient perdus pour le signal.

Le rayonnement peut interagir non seulement avec le gaz du compteur mais aussi avec ses parois internes, et produire ainsi des particules secondaires qui seront détectées par le gaz. Cet « **effet de paroi** » est souvent nuisible.

III-10-5. REGIMES DE FONCTIONNEMENT

Examinons la variation du nombre N de charges recueillies sur les électrodes en fonction de la différence de potentiel U appliquée. La variation du nombre d'ions $N = f(U)$ collectés en fonction de la tension de polarisation est représentée sur la figure (III.3).

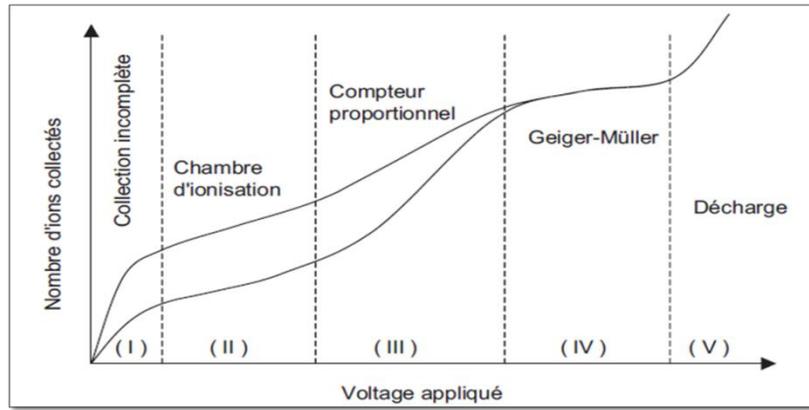


Figure III.3 : Différents modes de fonctionnement d'un détecteur à gaz en fonction du voltage.

Interprétation des différents modes de fonctionnements en fonction de voltage:

Les deux courbes représentent respectivement le nombre de paires d'ions N_1 créées par une particule 1 et le nombre de paire d'ions N_2 créées par la particule 2, en fonction du voltage appliqué.

Ces courbes présentent cinq régions distinctes :

- **Dans la région I** : le champ appliqué est faible et la recombinaison des paires d'ions est possible ce qui réduit notablement la collection des charges sur les électrodes. Aucun détecteur ne fonctionne dans cette zone.

- **Dans la région II** : tous les ions créés sont collectés. Le nombre de charges collectées est égal au nombre de charges produites par ionisation primaire : $N_c = N_i$; il n'y a pas d'amplification ou, plutôt, on dit que l'amplification est égale à 1. C'est la zone de fonctionnement des chambres d'ionisation.

Si le rayonnement dissipe toute son énergie dans le compteur, le nombre d'électrons collectés est proportionnel à cette énergie :

$$N_c = \frac{E}{E_i} \tag{III.9}$$

Le signal électrique correspondant peut donc permettre la mesure de l'énergie du rayonnement incident : Les chambres d'ionisation peuvent être utilisées en spectrométrie.

Dans la pratique, la tension de fonctionnement variera de 60V à 300 V en fonction des dimensions de la chambre.

- **Dans la région III** : Le champ électrique est suffisamment important pour communiquer aux électrons primaires une énergie leur permettant d'ioniser à leur tour les atomes du gaz. Le processus de multiplication prend alors la forme d'une cascade, connu sous le nom d'« avalanche » dans laquelle chaque électron libre créé peut engendrer plusieurs électrons libres par le même processus. Le nombre d'électrons collectés est donc proportionnel au nombre d'électrons primaires :

$$N_C = K \times N_i \quad (\text{III.10})$$

Où : k : Etant le coefficient de multiplication gazeux ou facteur d'amplification ;
 N_c : Etant le nombre des électrons collectés ;
 N_i : Etant le nombre des électrons initiaux.

Cette zone est celle du régime des *compteurs proportionnels*. Dans cette zone, le coefficient de multiplication gazeux est uniquement fonction de la tension ; il croît très rapidement quand la tension augmente (il peut atteindre 10^6).

En dehors du dénombrement, les compteurs proportionnels peuvent être utilisés pour la spectrométrie en énergie (rayonnements X de basse énergie par exemple), pourvu que l'alimentation haute tension (HT) soit très bien stabilisée car une petite variation de la tension U entraîne une grande variation de k .

Pratiquement, la tension de fonctionnement variera de 1 000V à 4 000 V selon la taille et le gaz de remplissage. La nature et la pression des gaz sont très variées en fonction des applications. Généralement, les gaz rares (Ar, Kr, Xe. . .) seront préférés aux gaz moléculaires, lesquels tendent à ré-capturer les électrons et à réduire l'amplification gazeuse.

• **Dans la région IV:** L'importance de la multiplication des ions est telle que le nombre d'électrons collectés devient indépendant du nombre d'ions primaires créés par le rayonnement.

C'est une ionisation quasi totale du volume gazeux entourant l'anode qui est déclenchée, pourvu que le rayonnement ait créé au moins une paire d'ions. C'est le régime de fonctionnement en « *Geiger-Müller* ».

Un compteur *Geiger-Müller* ne peut pas être utilisé pour faire de la spectrométrie en énergie ; en revanche, il est très sensible pour effectuer du dénombrement car il délivre un signal de grande amplitude qui ne nécessite pas une électronique adjointe sophistiquée.

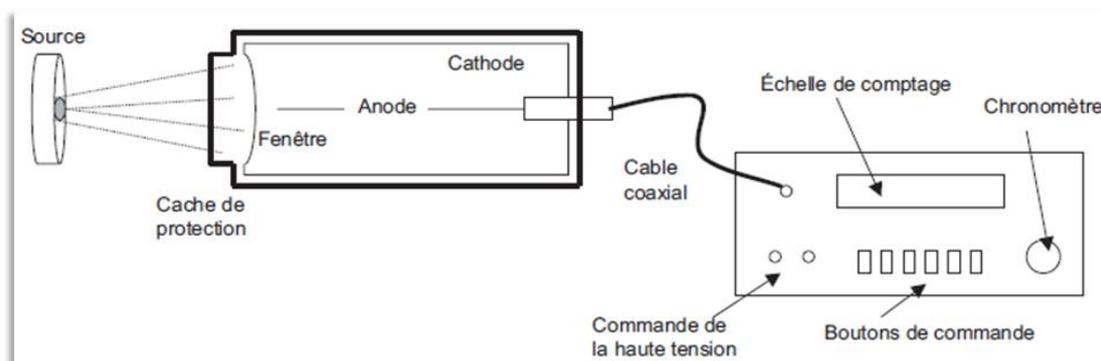


Figure III.4 : Représentation schématique Compteur Geiger-Müller

Ce détecteur est bien adapté pour le dénombrement et délivre une impulsion de grande amplitude, quel que soit le nombre d'ions primaires créés par le rayonnement incident. Il est donc très sensible, robuste et d'un emploi très universel.

L'électronique relativement simple du compteur Geiger-Müller et son coût en font un détecteur de plus en plus utilisé pour faire de la mesure de débit de dose. Pour éviter le problème du temps de résolution élevé induisant des pertes au comptage, une électronique particulière permettant une compensation de ce phénomène est associée au compteur. On utilise donc un Geiger-Müller dit « compensé ». Malgré la compensation, la réponse d'un tel type de détecteur n'est pas linéaire en fonction de l'énergie, à l'inverse d'une *chambre d'ionisation*.

La tension de fonctionnement d'une *chambre d'ionisation* varie de 60 à 300 V selon les dimensions de la chambre dont la géométrie peut être plane ou cylindrique. Les chambres peuvent être scellées, à l'air libre, ou à circulation de gaz et peuvent fonctionner en intégration de charge ou en mesure du courant moyen d'ionisation.

Si le gaz de remplissage, qui peut être de l'air, se comporte de manière pratiquement identique à celle des tissus vis-à-vis des rayonnements chargés, la dose absorbée dans les tissus se déduit de celle dans le gaz par multiplication par un coefficient voisin de l'unité dont la valeur est pratiquement indépendante de l'énergie du rayonnement incident.

Dans le cas des rayonnements électromagnétiques, les interactions dans le gaz sont négligeables par rapport aux interactions dans la paroi du détecteur. Ce sont les électrons mis en mouvement par les rayonnements électromagnétiques dans la paroi qui ionisent le gaz.

Dans tous les cas où le volume gazeux n'est pas uniformément baigné par le champ de rayonnements, la mesure qui est effectuée est sous-estimée.

Dans le cadre des mesures en radioprotection, la chambre d'ionisation a un emploi fondamental pour les mesures des niveaux d'irradiation moyens, ce qui en fait un appareil incontournable.

La baby-line 81 commercialisée par la société Canberra est la version actuelle du débitmètre le plus célèbre. Il en existe d'autres modèles plus anciens.

La chambre d'ionisation possède un volume d'environ 500 cm³ et est remplie d'air à la pression atmosphérique. Le matériau constituant la paroi est équivalent aux tissus. Grâce à la présence d'un capot amovible, elle permet d'effectuer la mesure de la dose absorbée dans les tissus à une profondeur de 70 µm (7 mg.cm⁻², profondeur correspondant à la couche basale de l'épiderme) ou à une profondeur de 3 mm (300 mg.cm⁻², profondeur correspondant au cristallin).

La gamme de mesure du débit de dose absorbée dans les tissus est comprise entre 10 µGy.h⁻¹ environ et 1 000 mGy.h⁻¹.

• **Dans la région V:** Le compteur devient instable, et des claquages électroniques apparaissent et détériorent définitivement le compteur.

En conclusion, du fait des spécificités technologiques nombreuses et indispensables pour obtenir un fonctionnement performant dans chacun des régimes, un compteur capable de fonctionner indifféremment dans les trois régimes (chambres d'ionisation, proportionnel et *Geiger-Müller*), est impossible.

III-10-6. TYPES DU DETECTEURS A GAZ

Il existe plusieurs modes de fonctionnement pour les détecteurs à gaz. Ils peuvent fonctionner en mode :

- Chambre d'ionisation
- Compteur proportionnel
- Compteur Geiger-Müller[15]

III-10-6-1. CHAMBRE D'IONISATION

Au-dessus d'une certaine valeur de la tension ('U' entre 600 à 1100V), la recombinaison devient négligeable et pratiquement l'ensemble des charges d'ionisation dérivent vers les électrodes et sont par suite détectés. Ce signal résultant est proportionnel à l'ionisation déposée et il permet donc une mesure de l'énergie de la particule ou le photon détecté. Ce mode est recommandé dans la mesure de la dose, l'étalonnage des sources radioactives et l'étude de la nature du rayonnement ionisant [15].

III-10-6-2. COMPTEUR PROPORTIONNEL

Pour un champ électrique suffisamment fort, les électrons sont suffisamment énergétiques pour créer des ionisations secondaires et permettent une amplification du signal. On appelle ce compteur par proportionnel parce que l'amplitude mesurée est proportionnelle au nombre de paires d'ions produits par le passage de la particule dans le milieu gazeux du détecteur. Ce type de régime est utilisé essentiellement pour localiser la position de la particule, pour la spectroscopie des rayons X et la détection des neutrons.

III-10-6-3. COMPTEUR GEIGER-MÜLLER

Il est constitué par un tube métallique mis à la masse par un fil (anode) porté à potentiel de l'ordre de 1500 à 2000 V. Le tube du détecteur est rempli de gaz inerte (argon, krypton ou xénon). Les électrons sont accélérés par le champ électrique qui règne au voisinage de l'anode et peuvent par collision ioniser les atomes neutres rencontrés. L'utilisation d'un champ électrique très intense produit une avalanche collective de paires (ions-électrons) qui donne une plus grande charge à collecter. Avec cet effet d'avalanche, les électrons arrivent sur l'anode et ils provoquent une diminution de son potentiel. Une impulsion ainsi créée est amplifiée et transmise au compteur. [15]

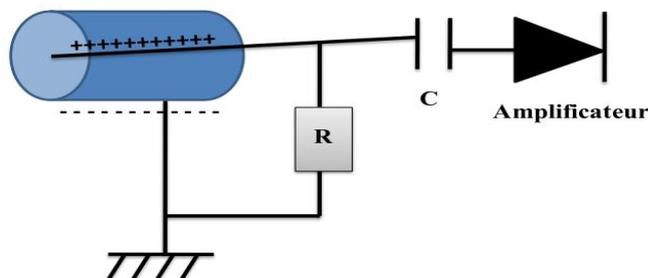


Figure III.5: Représente un schéma simplifié du compteur Geiger Müller

III-10-7. REGIONS DES DETECTEURS A GAZ

III-10-7-1. REGION DE RECOMBINAISON

À basse tension, le champ électrique n'est pas suffisamment important pour accélérer les électrons et les ions. Les électrons et les ions peuvent se recombiner peu de temps après leur production, et seule une petite fraction des électrons et des ions produits atteint leurs électrodes respectives. Cependant, à mesure que la tension du détecteur augmente, une fraction de plus en plus importante des ions produits atteindra les électrodes. Cette augmentation se poursuit jusqu'à ce que la tension de « saturation » soit atteinte. La plage de tension de fonctionnement où cela se produit est appelée région de recombinaison. Les détecteurs ne fonctionnent pas dans cette région, car ni le nombre de recombinaisons ni le nombre de paires d'ions initialement produites ne peuvent être déterminés avec précision. [16][7]

- V : petite ddp < 100V, champ électrique faible.
- e : est ions se recombinent tous avant d'atteindre électrodes.

III-10-7-2. REGION D'IONISATION

Dans la région d'ionisation, une augmentation de la tension n'entraîne pas une augmentation substantielle du nombre de paires d'ions collectées. Le nombre de paires d'ions collectées par les électrodes est égal au nombre de paires d'ions produites par le rayonnement incident, et dépend du type et de l'énergie des particules ou des rayons dans le rayonnement incident. Par conséquent, dans cette région, la courbe est plate. La tension doit être supérieure au point où les paires d'ions dissociées peuvent se recombiner. En revanche, la tension n'est pas suffisamment élevée pour produire une amplification gazeuse (ionisation secondaire).

Les détecteurs dans la région d'ionisation fonctionnent à une intensité de champ électrique faible, sélectionnée de manière à ce qu'aucune multiplication de gaz n'ait lieu. Leur courant est indépendant de la tension appliquée et ils sont préférés pour les débits de dose de rayonnement élevés car ils n'ont pas de « temps mort », un phénomène qui affecte la précision du tube Geiger-Mueller à des débits de dose élevés.

- DDP $\geq 100-200V$: recombinaison ions nulle car ils tous collectés ;
- L'amplitude de l'impulsion dépend E particule ;
- Les appareils fonctionnant dans cette région ;
- Chambres d'ionisation type «Babyline»; rôle: dénombrement les particules et mesurent leur énergie.[16][7]

III-10-7-3. REGION PROPORTIONNELLE

Dans la région proportionnelle, la charge collectée augmente avec une nouvelle augmentation de la tension du détecteur, tandis que le nombre de paires d'ions primaires reste inchangé. L'augmentation de la tension fournit aux électrons primaires une accélération et une énergie suffisantes pour qu'ils puissent ioniser des atomes supplémentaires du milieu. Ces ions secondaires formés sont également accélérés, provoquant un effet connu sous le nom d'avalanches de Townsend, qui crée une seule impulsion électrique importante. Même s'il y a un grand nombre d'ions secondaires (environ $10^3 - 10^5$) pour chaque événement primaire, la chambre fonctionne toujours de telle sorte que le nombre d'ions secondaires est proportionnel au nombre d'événements

principaux. C'est très important, car l'ionisation primaire dépend du type et de l'énergie des particules ou des rayons dans le champ de rayonnement intercepté. Le nombre de paires d'ions collectées divisé par le nombre de paires d'ions produites par l'ionisation primaire fournit le facteur d'amplification du gaz (noté A).

L'amplification des gaz qui se produit dans cette région peut augmenter la quantité totale d'ionisation à une valeur mesurable. Le processus d'amplification de charge améliore considérablement le rapport signal / bruit du détecteur et réduit l'amplification électronique ultérieure requise. Lorsque les instruments fonctionnent dans la région proportionnelle, la tension doit être maintenue constante. Si une tension reste constante, le facteur d'amplification du gaz ne change pas non plus. Les instruments de détection proportionnelle sont très sensibles aux faibles niveaux de rayonnement. De plus, les compteurs proportionnels sont capables d'identifier les particules et de mesurer l'énergie (spectroscopie). Différentes énergies de rayonnement et différents types de rayonnement peuvent être distingués en analysant la hauteur d'impulsion, car ils diffèrent considérablement dans l'ionisation primaire.

Entre 300 et 1000 V: particule incidente PI:

$$PI \rightarrow \text{ions I} \xrightarrow{\text{champ é accélérés}} \text{ions II} \quad n \quad N > n \quad (\text{III.11})$$

Le compteur proportionnel détecte :

- Des RX et R γ de faible énergie.
- Des particules : α et β en cas de contamination. [16][7]

III-10-7-4. REGION PROPORTIONNELLE LIMITEE

Dans la région proportionnelle limitée, le facteur d'amplification du gaz ne continue pas d'augmenter proportionnellement à la tension. Des ionisations supplémentaires et des effets non linéaires provoquent l'absence de proportionnalité du signal de sortie à l'énergie déposée à une tension appliquée donnée. Le champ électrique dans la chambre est déformé en raison de la concentration élevée en ions positifs.

Les électrons libres sont beaucoup plus légers que les ions positifs, ils sont donc attirés vers l'électrode centrale positive beaucoup plus rapidement que les ions positifs ne sont attirés vers la paroi de la chambre. Le nuage d'ions positifs qui en résulte près de l'électrode entraîne des distorsions dans la multiplication des gaz. Cette région est généralement évitée en tant que région de détection.

- $V > 1000$ V ; k : f(n) dépend de V et des ions I .
- Zone de semi-proportionnalité: aucun détecteur dans cette zone.[16][7]

III-10-7-5. REGION DE GEIGER-MUELLER

Dans la région de Geiger-Mueller, la tension et donc le champ électrique sont si forts que des avalanches secondaires peuvent se produire. Ces avalanches peuvent être déclenchées et propagées par des photons émis par des atomes excités dans l'avalanche d'origine. Étant donné que ces photons ne sont pas affectés par le champ électrique, ils peuvent interagir loin (par exemple latéralement à l'axe) de l'avalanche primaire, l'ensemble du tube Geiger participe au processus. Un signal fort (le facteur d'amplification peut atteindre environ 10¹⁰) est produite par ces avalanches de forme et de hauteur indépendamment de l'ionisation primaire et de l'énergie du photon détecté.

Les détecteurs, qui fonctionnent dans la région de Geiger-Mueller, sont capables de détecter les rayons gamma, ainsi que tous les types de particules chargées qui peuvent pénétrer dans le détecteur. Ces détecteurs sont appelés compteurs Geiger. Le principal avantage de ces instruments est qu'ils ne nécessitent généralement aucun amplificateur de signal. Étant donné que les ions positifs ne se déplacent pas loin de la région d'avalanche, un nuage d'ions chargé positivement perturbe le champ électrique et met fin au processus d'avalanche.

Dans la pratique, la fin de l'avalanche est améliorée par l'utilisation de «trempe- Techniques».

Contrairement aux compteurs proportionnels, l'énergie ou même la particule de rayonnement incident ne peut pas être distinguée par les compteurs Geiger, car le signal de sortie est indépendant de la quantité et du type d'ionisation d'origine.

PI → ions I → ions II → ions III (III.12)

- Avalanche d'ions multipliés en chaîne ;
- Charge Q: indépendante l'ionisation primaire ;
- Le compteur GM;
- Ne peut discriminer les particules selon leur énergie ;
- Il ne permet que leur dénombrement ;
- Le temps de collection des charges élevées ;
- Le temps mort également.[16][8]

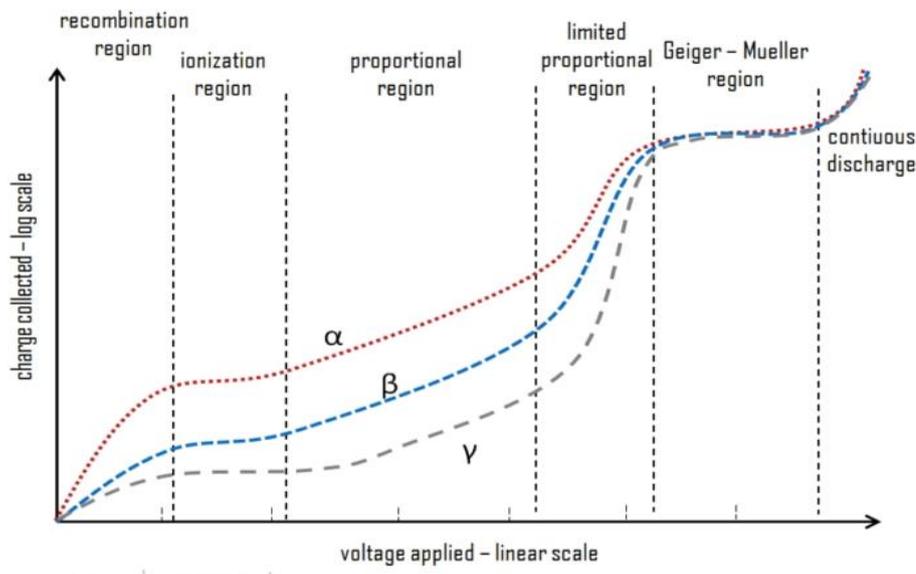


Figure III.6 : régions de détecteur à gaz

III-10-8.CARACTERISTIQUES ET COMPARAISON DES DIFFERENTS DETECTEURS A GAZ

Un compteur capable de fonctionner indifféremment dans les trois régimes (chambre d'ionisation, compteur proportionnel et compteur de Geiger - Muller) n'existe pas en raison des spécificités technologiques nécessaire pour un fonctionnement performant dans chacun de ces régimes.

Tableau III.1 : les caractéristiques des détecteurs

Détecteurs	Particules détectées	t.m :	μs	t.c : i/s
Chambre d'ionisation	α - β - X- γ		1-10	10 ⁴ - 10 ⁵
Compteur proportionnel	α - β - X-		1-10	10 ⁴ - 10 ⁵
Compteur GM	β - X- γ		100	10 ³

Il indique qu'un détecteur donné est plus adapté ou non à un type et une énergie de rayonnements. La première fonction d'un détecteur (de quelque type que ce soit) est de permettre un dénombrement. [13] [18]

III-11. DETECTEURS A SCINTILLATION

La scintillation est un éclair de lumière produit dans un matériau transparent par le passage d'une particule (un électron, une particule alpha, un ion ou un photon à haute énergie). La scintillation se produit dans le scintillateur, qui est un élément clé d'un détecteur de scintillation.

Les détecteurs à scintillations étaient utilisés très tôt en détection des rayonnements. Le rôle des scintillateurs s'est longtemps limité à celui de simples écrans fluorescents, l'œil servant de détecteur. Il a fallu qu'apparaissent les tubes photomultiplicateurs pour que l'utilisation de ces détecteurs se développe.

Un détecteur à scintillation est un détecteur de rayonnement qui utilise l'effet connu sous le nom de scintillation. La scintillation est un éclair de lumière produit dans un matériau transparent par le passage d'une particule. Dosimétrie des rayonnements [19]

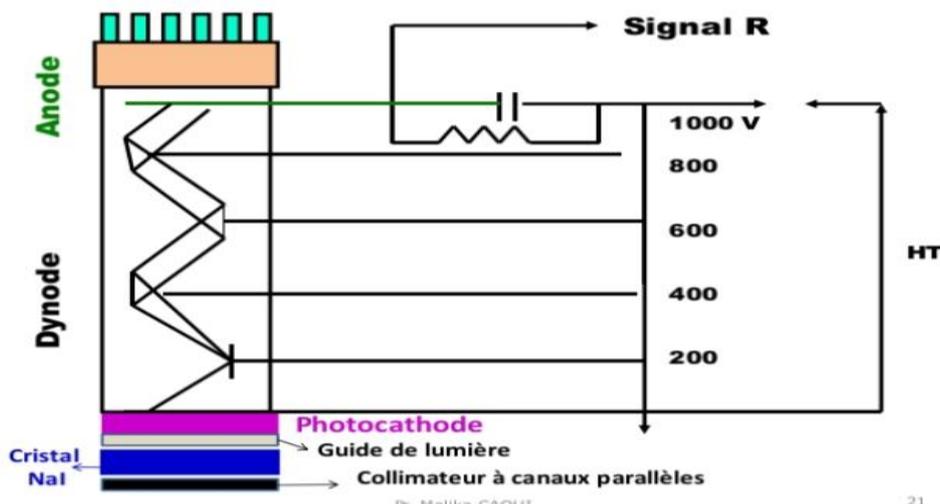


Figure III.7 : Représente un schéma simplifié du détecteur à scintillation

C'est au début des années 1950, cette technique de détection par scintillation a commencé. Il contient un matériau qui émet la lumière, alors pour aboutir à la scintillation, ce matériau doit posséder les propriétés suivantes :

- La transparence du milieu dans le but d'avoir une bonne collection de ces photons ;
- Un temps d'émission court pour générer une impulsion rapide ;
- La conversion d'énergie cinétique en photons visibles doit être linéaire pour un domaine d'énergie large ;
- Son indice de réfraction doit être proche de celui du verre [19]

III-11-1. PHENOMENE PHYSIQUE EXPLOITE

Lorsqu'à la suite d'une collision, une quantité d'énergie est transférée à un électron lié à un atome constituant le milieu détecteur. Cette quantité d'énergie correspond exactement à celle lui permettant d'accéder à un niveau de liaison supérieur. L'électron accède à un état excité donc instable, il s'en suivra une désexcitation matérialisée par l'émission de lumière visible ou scintillations qui constituent la luminescence.

III-11-2. COMPOSANTS D'UN DETECTEUR A SCINTILLATION

Un détecteur à scintillation comprend:

- Scintillateur : Un scintillateur génère des photons en réponse au rayonnement incident;
- Photo-détecteur : Un photo-détecteur sensible (généralement un tube photomultiplicateur (PMT), une caméra à dispositif à couplage de charge (CCD) ou une photodiode), qui convertit la lumière en un signal électrique et électronique pour traiter ce signal.[19]

III-11-3. PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT DE DETECTEUR A SCINTILLATION

Les atomes excités du matériau scintillateur se désexcitent et émettent rapidement un photon dans la gamme de lumière visible (ou presque visible). La quantité est proportionnelle à l'énergie déposée par la particule ionisante. Le matériau serait fluorescent.

Trois classes de luminophores sont utilisées:

- Cristaux inorganiques.
- Cristaux organiques.
- Phosphores plastiques.

La lumière créée dans le scintillateur frappe la photocathode d'un tube photo-multiplicateur, libérant au plus un photoélectron par photon.

En utilisant un potentiel de tension, ce groupe d'électrons primaires est accéléré et concentré électrostatiquement de sorte qu'ils frappent la première dynode avec suffisamment d'énergie pour libérer des électrons supplémentaires.

Ces électrons secondaires sont attirés et frappent une seconde dynode libérant plus d'électrons. Ce processus se produit dans le tube photomultiplicateur.

Chaque impact de dynode suivant libère d'autres électrons, et il y a donc un effet d'amplification de courant à chaque étage de dynode. Chaque étage a un potentiel plus élevé que le précédent pour fournir le champ d'accélération. Le signal primaire est multiplié et cette amplification se poursuit sur 10 à 12 étages. [19]

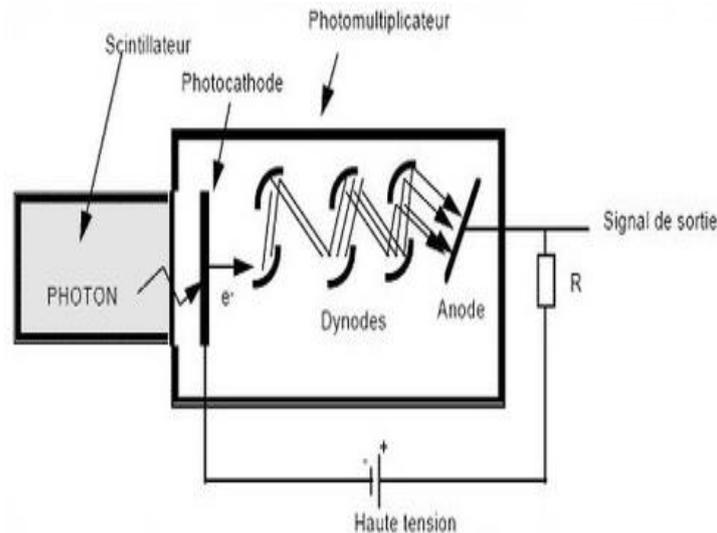


Figure III.8 : Schéma simplifié le fonctionnement d'un scintillateur

À la dynode finale, suffisamment d'électrons sont disponibles pour produire une impulsion d'une amplitude suffisante pour une amplification supplémentaire. Cette impulsion transporte des informations sur l'énergie du rayonnement incident d'origine. Le nombre de ces impulsions par unité de temps donne également des informations sur l'intensité du rayonnement.

Les scintillateurs utilisent la fraction de l'énergie dissipée dans des excitations atomiques ou moléculaires. Si les dimensions du scintillateur permettent la perte totale de l'énergie du rayonnement incident, il est alors potentiellement possible non seulement de détecter ce rayonnement mais d'en mesurer l'énergie.

Différents matériaux utilisés :

- Des **scintillateurs minéraux** : Iodure de césium (CsI) et iodure de sodium (NaI), dopés au thallium, pour la détection des rayonnements X et gamma (γ);
- Des **scintillateurs organiques solides** : (Anthracène, plastiques) pour la détection des β , γ , neutrons, ou liquides (en particulier pour la détection des β et γ de faible énergie).

L'efficacité de scintillation, c'est-à-dire la fraction de l'énergie incidente convertie en lumière, est faible : De 4 à 8 % selon le type de scintillation. Les photons de luminescence se situent essentiellement dans le bleu avec extension du spectre dans le proche UV.

La lumière de scintillation (ensemble des photons émis à la suite de l'absorption d'un rayonnement ionisant) décroît dans le temps selon une loi exponentielle dont la constante de temps varie :

- Pour les scintillateurs organiques : De 2 à 30 ns ;
- Pour les scintillateurs minéraux : $\approx 1 \mu\text{s}$.

La caractéristique essentielle d'un scintillateur est qu'il doit être transparent à sa propre lumière (les photons formés dans le scintillateur doivent en sortir pour être à leur tour utilisés dans l'étape suivante de la chaîne de détection).

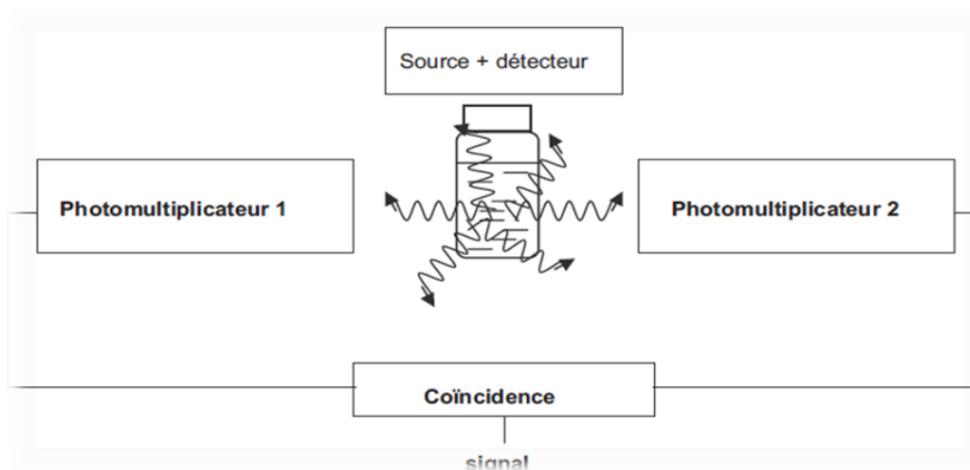


Figure III.9 : Représentation schématique de Comptage en coïncidence

Dans les « *scintillateurs organiques* » courants, un photon lumineux est créé pour environ 30 eV déposés dans le détecteur par le rayonnement incident. Ce « signal » lumineux ne peut être exploité que s'il est transformé en « signal » électrique et, pour cela, le scintillateur doit être couplé à un photomultiplicateur.

Dans le cas particulier de la scintillation liquide, la faible énergie du rayonnement incident ne permet pas d'interposer une fenêtre d'entrée entre la source et le scintillateur. Le tritium en est l'exemple par excellence car ayant une énergie « $q_{\beta_{max}}$ » de 18,6 keV, sa portée maximum dans l'eau est de 7 μm .

Pour l'effectuation d'une mesure, il est alors obligatoire de mélanger intimement la source à un scintillateur liquide. Ce dernier est constitué de molécules aromatiques appartenant à la famille des solvants.

Afin de discriminer très précisément les impulsions résultant de l'interaction d'une particule avec le détecteur d'une impulsion parasite, le scintillateur est vu par deux photomultiplicateurs, couplés à une unité de coïncidence qui ne transmet le signal que si ses deux voies d'entrée reçoivent deux impulsions simultanément. Un tel dispositif, présenté dans la figure 1, élimine donc le dénombrement d'impulsions issues du mouvement propre de l'un ou de l'autre des photomultiplicateurs.

III-11-4. STRUCTURE D'UN PHOTOMULTIPLICATEUR/ PRINCIPE

En scintillation liquide, le rendement de détection « ρ » est fonction du radionucléide utilisé mais également du phénomène d'affaiblissement lumineux, appelé « Quenching ».

Le « Quenching » est fonction de la coloration et de la nature des composés chimiques introduits avec le produit scintillant.

La structure du scintillateur et des autres parties constitutives du détecteur à scintillation, sont présentées dans la figure III.10.

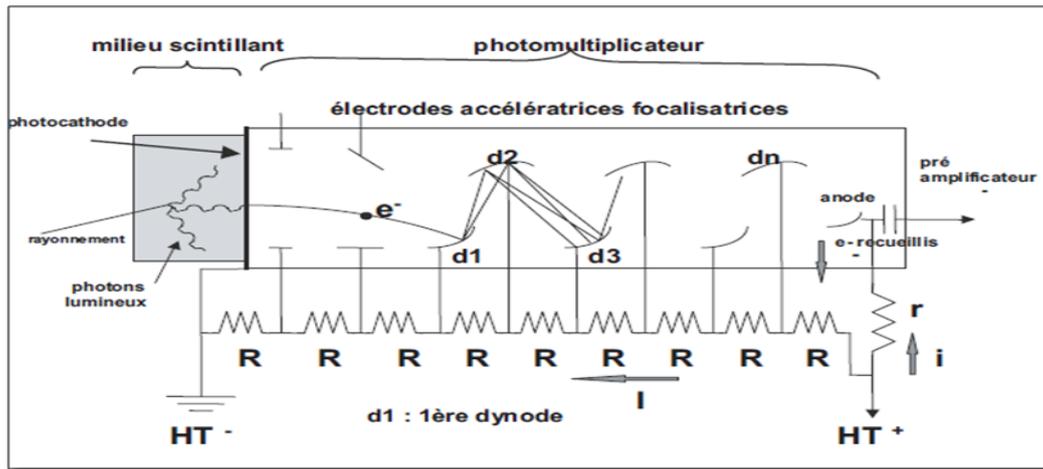


Figure III.10 : Représentation schématique de la Structure du photomultiplicateur à scintillation

La lumière de scintillation est convertie en un courant de très faible intensité au moyen d'une photocathode par effet photoélectrique.

Les rendements de production et de collection des photons lumineux ainsi que le rendement de transformation en électrons étant relativement faibles, le « signal » électronique doit être amplifié pour pouvoir être utilisé : C'est le rôle du multiplicateur d'électrons permettant d'obtenir un courant de sortie assez intense.

La photocathode, semi-transparente, offre une efficacité dépendant de la longueur d'onde de la lumière incidente. Le rendement quantique, nombre d'électrons émis par photon lumineux incident, est au maximum de 25 %.

Les électrons émis par la photocathode sont accélérés et dirigés vers la première dynode grâce à un gradient de potentiel et un champ magnétique, par un jeu d'électrodes (Figure III.10).

Ses électrons secondaires sont collectés par une seconde dynode.

Un dispositif comportant n dynodes présente un coefficient de multiplication :

$$k = \delta^n \quad \text{(III.13)}$$

L'ensemble des électrons est finalement recueilli sur l'anode.

Le facteur δ est appelé coefficient d'émission secondaire variant de 4 et 5 fois pour une tension entre étages de l'ordre de 150 volts.

Au terme de cette chaîne de détection, ces compteurs ont donc une réponse proportionnelle à la perte d'énergie subie par la particule incidente dans le scintillateur.

III-11-5. MISE EN ŒUVRE DU COUPLE SCINTILLATEUR/PHOTOMULTIPLICATEUR

Pour assurer une bonne collection des photons lumineux, les scintillateurs sont entourés d'un réflecteur qui peut également servir d'étanchéité à la lumière.

Le couplage optique entre le scintillateur et la photocathode se fait grâce à un milieu d'indice de réfraction intermédiaire pour la réduction des réflexions de lumière. La graisse, la colle transparente, ou bien la pâte silicone, sont le plus souvent utilisées. Si nécessaire, des guides de lumière peuvent être montés entre le détecteur et le photomultiplicateur.

Le scintillateur idéal doit donc offrir :

- Une grande efficacité de conversion en lumière de l'énergie cinétique déposée par les rayonnements ;
- Une conversion linéaire sur une grande gamme d'énergie ;
- Une grande transparence du milieu à la longueur d'onde des photons émis ;
- Un très court temps de vie de la luminescence induite ;
- Une forme de matériau réalisable en grande dimension et facile à usiner ;
- Un numéro atomique et une densité élevée pour la détection des rayonnements gamma;
- Une lumière émise dans le visible pour éviter la fabrication de photomultiplicateurs sophistiqués ;
- Un indice de réfraction proche du verre pour faciliter le couplage avec le photomultiplicateur.

A noter que les photomultiplicateurs transforment les rayonnements lumineux en un courant électrique mesurable.

III-11-6. TYPES DE DETECTEUR A SCINTILLATION

III-11-6-1. SCINTILLATEURS ORGANIQUES

Les scintillateurs organiques sont des sortes de matériaux organiques qui fournissent des photons détectables dans la partie visible du spectre lumineux, après le passage d'une particule chargée ou d'un photon. Le mécanisme de scintillation dans les matériaux organiques est très différent du mécanisme dans les cristaux inorganiques. Dans les scintillateurs inorganiques, par exemple NaI, CsI, la scintillation se produit en raison de la structure du réseau cristallin.

Le mécanisme de fluorescence dans les matériaux organiques résulte des transitions dans les niveaux d'énergie d'une seule molécule et donc la fluorescence peut être observée indépendamment de l'état physique (vapeur, liquide, solide).[19]

• **Cristaux organiques purs** : Ce type de cristal est fréquemment utilisé dans la détection des particules bêta . Ils sont très durables, mais leur réponse est anisotrope (ce qui gêne la résolution énergétique lorsque la source n'est pas collimatée), et ils ne peuvent pas être facilement usinés, ni cultivés en grandes tailles. Ils ne sont donc pas très souvent utilisés.

• **Solutions organiques liquides** : Les solutions organiques liquides sont produites en dissolvant un scintillateur organique dans un solvant.

• **Scintillateurs en plastique** : Les luminophores en plastique sont fabriqués en ajoutant des produits chimiques de scintillation à une matrice en plastique. La constante de désintégration est la plus courte des trois types de luminophores, approchant 1 ou 2 nanosecondes. Les scintillateurs en plastique sont donc plus appropriés pour une utilisation dans des environnements à flux élevé et dans des mesures de débit de dose élevé. [19]

III-11-6-2. SCINTILLATEURS INORGANIQUES

Les scintillateurs inorganiques sont généralement des cristaux cultivés dans des fours à haute température. Ils comprennent l'iodure de lithium (LiI), l'iodure de sodium (NaI), l'iodure de césium (CsI) et le sulfure de zinc (ZnS). Le matériau de scintillation le plus utilisé est le NaI (Tl) (iodure de sodium dopé au thallium). L'iode fournit la plupart du pouvoir d'arrêt dans l'iodure de sodium (car il a un Z élevé = 53). [19]

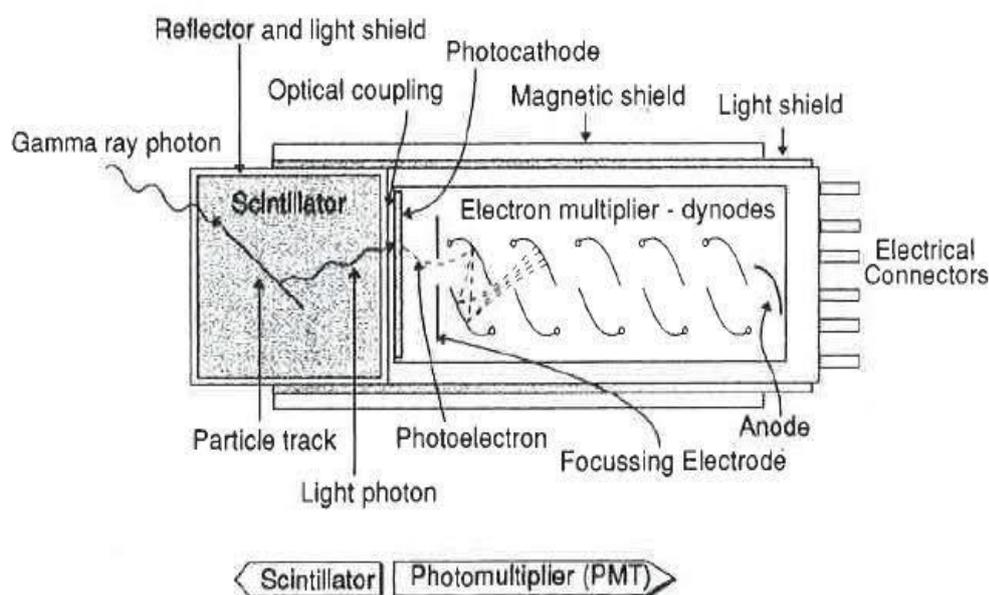


Figure III.11: schéma d'un scintillateur inorganique

Ces scintillateurs cristallins sont caractérisés par une densité élevée, un nombre atomique élevé et des temps de décroissance d'impulsion d'environ 1 microseconde ($\sim 10^{-6}$ s). La scintillation dans les cristaux inorganiques est généralement plus lente que dans les cristaux organiques. Ils présentent une grande efficacité pour la détection des rayons gamma et sont capables de gérer des taux de comptage élevés. Les cristaux inorganiques peuvent être coupés à de petites tailles et disposés dans une configuration en réseau afin de fournir une sensibilité de position. [19]

III-11-7. AVANTAGES DE DETECTEUR A SCINTILLATION

Les avantages d'un compteur à scintillation sont son efficacité et la haute précision et les taux de comptage qui sont possibles. Ces derniers attributs sont la conséquence de la durée extrêmement courte des éclairs lumineux, d'environ 10^{-9} (scintillateurs organiques) à 10^{-6} (scintillateurs inorganiques) secondes. [19]

III-12. DETECTEURS A SEMI-CONDUCTEURS

Les détecteurs à semi-conducteurs dont on dispose actuellement, et qui n'utilisent pratiquement que le germanium et le silicium comme matériaux de départ, sont de deux types essentiels : des compteurs à jonctions N-P et à barrière de surface et des diodes NIP réalisées avec du germanium ou du silicium compensés au lithium. Les dispositifs du premier type ne diffèrent pas fondamentalement entre eux, car il est à peu près admis maintenant que, dans le cas d'un contact métal-semi-conducteur N (barrière de surface), une couche P apparaît sur la partie N en présence d'oxy-gène ou d'air à la température ordinaire. Les techniques de fabrication de ces détecteurs, bien que présentant de nombreuses variantes, peuvent être considérées comme ayant atteint un degré convenable de repro-ductibilité. Probablement à cause de la facilité de leur mise en œuvre, les compteurs à barrière de surface sont finalement plus répandus que ceux à jonction.

Cependant, ces derniers peuvent être obtenus maintenant par la technique nouvelle, et extrêmement souple, d'implantation d'ions qui paraît très intéressante pour la préparation de jonctions (ou de contacts) sans élévation importante de température, en particulier sur les nouveaux matériaux semi-conducteurs.[20]

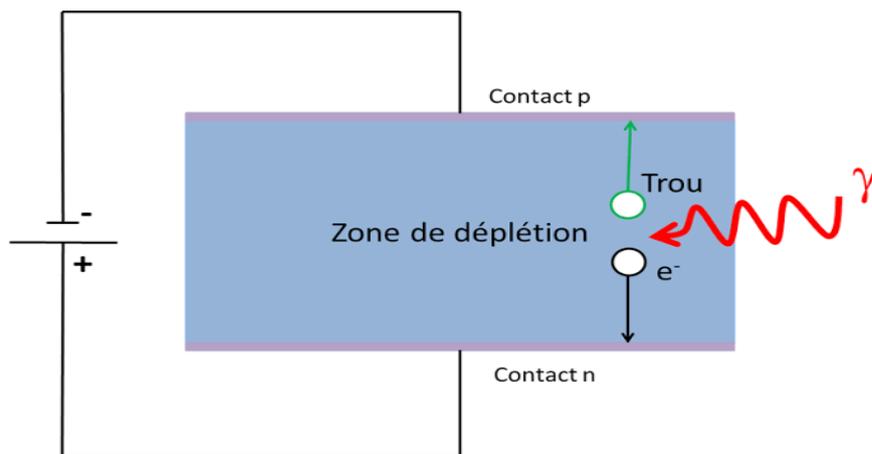


Figure III.12 : Schéma de fonctionnement d'un détecteur à base de semi-conducteur.

Les détecteurs semi- conducteurs sont d'un développement plus récent que les précédents. Leurs qualités et notamment leur bonne résolution en énergie leur ont permis de supplanter les détecteurs à scintillation et à gaz dans de nombreuses applications.

Le phénomène physique exploité est l'ionisation. Dans un cristal parfait, défini par un motif élémentaire composé d'un ou plusieurs atomes, les électrons ont des énergies de liaison dont les valeurs se situent dans des intervalles bien définis, appelés bandes permises, limités par des bandes interdites. La dernière bande permise est appelée **bande de conduction** (électrons « libres »), l'avant-dernière étant la **bande de valence**.

La conductibilité électrique résulte de la présence d'électrons dans la bande de conduction. Selon l'importance de la dernière bande interdite, on obtient un isolant, un semi-conducteur ou un conducteur comme l'illustre la figure (III.13).

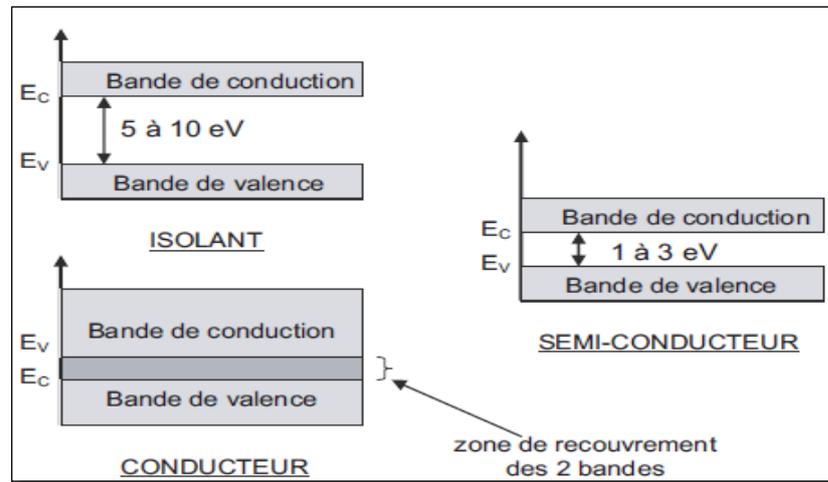


Figure III.13 : Niveaux énergétiques dans les différents types de matière cristalline (isolant, conducteur, semi-conducteur)

Pour un semi-conducteur au zéro absolu, la bande de valence est complète et la bande de conduction vide ; il se comporte comme un *isolant*. Au fur et à mesure que la température augmente, sous l'effet de l'agitation thermique, un nombre de plus en plus grand d'électrons peuvent sauter de la bande de valence dans la bande de conduction ; il se comporte alors comme un *conducteur*.

Sur le plan théorique, le principe de fonctionnement de ce type de détecteur est simple.

Chaque ionisation créée par un rayonnement libre un électron (qui saute dans la bande de conduction) et un ion positif (nommé « trou »). Sous l'effet d'un champ électrique généré par une différence de potentiel appliquée entre deux des faces du semi-conducteur, les électrons sont collectés, tout en faisant migrer les trous correspondants de proche en proche, ce qui permet de recueillir une impulsion électrique.

Tous les détecteurs que nous venons d'examiner, associés à une électronique adaptée, peuvent :

- Dénombrer les rayonnements incidents ;
- Effectuer une spectrométrie pour certains ;
- Mesurer un débit de dose absorbée dans d'autres cas.

Il existe maintenant des dosimètres (détecteur « semi-conducteur ») qui donnent en temps réel la valeur de la dose cumulée et aussi du débit de dose équivalente (après utilisation du facteur de pondération).

Ces appareils que l'on désigne sous le terme de « dosimètres opérationnels » ont permis un progrès sur le plan de l'optimisation en radioprotection. Leur port est obligatoire dans les zones dites contrôlées.

Lorsque l'exposition est importante et qu'elle peut varier de façon appréciable géographiquement ou temporellement, le port d'un dosimètre à lecture directe muni d'une alarme réglable est très intéressant. Ces appareils sont en général constitués d'un détecteur solide (silicium) qui mesure un débit d'équivalent de dose. Le système électronique associé permet de l'intégrer dans

le temps. À tout instant, on peut donc lire le débit d'équivalent de dose et l'équivalent de dose reçu depuis la mise en fonctionnement. Cette dernière grandeur permet d'estimer la dose efficace.

Des seuils d'alarme peuvent être réglés par l'utilisateur en fonction de sa pratique. Ces dosimètres électroniques restent soumis à des conditions d'utilisations précises, vis-à-vis des gammes d'énergie et des débits d'équivalent de dose.

Les appareils vendus sur le marché permettent de mesurer soit les rayonnements électromagnétiques seuls ou associé aux rayonnements gamma de faible énergie, aux rayonnements bêta de forte énergie, ou aux neutrons. Leur limite de sensibilité est de $1\mu\text{Sv}$.

III-12-1. CARACTERISTIQUES DES DETECTEURS A SEMI-CONDUCTEURS

Parmi les forts points qui caractérisent les détecteurs solides et les rendent les plus puissants et demandés dans les applications les plus complexes sont les suivants :

- **L'efficacité** : Elle dépend de la géométrie, la densité, le numéro atomique et de la pureté du matériau utilisé ainsi que le type et l'énergie du rayonnement incident ;

- **La résolution en énergie** : quelques électrons volts suffisent pour créer une paire (électron-trou) dans un matériau semi-conducteur ce qui est 10 fois moins que le gaz et 100 fois moins qu'un matériau scintillateur ;

- **La linéarité** : Les détecteurs à semi-conducteurs ont une bonne linéarité puisque le seuil de la perte d'énergie reste très faible ;

- **Le courant de fuite** : la jonction dans le détecteur à semi-conducteur est inversement polarisée donc il existe un courant très faible de l'ordre du nano ampère à travers cette jonction ;

- **Le temps de montée** : Le temps de montée est égal au temps de transit des porteurs qui peut aller de la nanoseconde à la microseconde. Cela dépend de la géométrie du détecteur utilisé et l'intensité du champ électrique.[15]

III-13. DETECTEURS A ÉMULSIONS PHOTOGRAPHIQUES

C'est le plus simple et le plus ancien « détecteur » :

En 1896, Henri Becquerel découvrit la radioactivité naturelle en constatant le noircissement de plaques photographiques stockées au voisinage d'un sel d'uranium.

L'émulsion photographique est constituée de suspension de grains de bromure d'argent (AgBr) cristallisés et d'ions (Ag⁺) interstitiels. L'interaction du rayonnement ionisant avec la suspension entraîne la libération d'électrons du brome qui conduisent à la réduction de l'argent interstitiel en lui cédant un (e⁻) :



Il se forme donc un germe d'argent métallique, responsable de l'image latente. L'opération de développement permet d'augmenter considérablement le nombre des atomes d'argent jusqu'à la formation des grains métalliques. L'ensemble de ces derniers forme le noircissement de l'émulsion.

La densité optique mesure le noircissement de l'émulsion photographique comme l'illustre la figure 7.

Elle peut être reliée à la dose absorbée grâce à une courbe d'étalonnage réalisée à l'aide de sources radioactives connues, permettant ainsi une mesure quantitative.

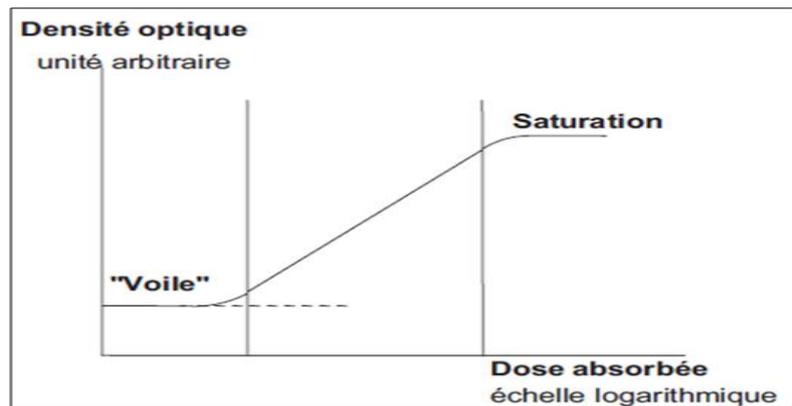


Figure III.14 : Courbe de noircissement d'une émulsion photographique

Aux faibles doses, le « voile » impose un seuil de sensibilité de l'ordre de 0,2 mSv. Aux fortes doses intervient un effet de saturation, puis d'inversion, la plage d'utilisation se situe donc dans la partie « montante » de la courbe. En prenant des émulsions photographiques de sensibilités différentes, on peut obtenir plusieurs plages d'utilisation.

Pour ce premier inconvénient (saturation, inversion) s'ajoute la grande dépendance de sa réponse en fonction de l'énergie du rayonnement électromagnétique et, en particulier, son hypersensibilité aux basses énergies (rayons X) : un facteur multiplicatif de 30 pour $E = 50$ keV.

Le film dosimètre sera donc disposé sous des écrans convenablement choisis afin d'obtenir une réponse tendant à être la plus indépendante de l'énergie, dans le domaine des énergies rencontrées en pratique. Étant sensible à la lumière, le film se présente dans une pochette étanche à cette dernière.

Le dosimètre photographique a été pendant longtemps le dosimètre passif le plus répandu, c'était d'ailleurs le seul dosimètre réglementaire. Il subit aujourd'hui le contre-coup de la révolution de la photographie numérique, et est de plus en plus souvent remplacé par le dosimètre radio-luminescent.

III-14. DETECTEURS RADIO-LUMINESCENTS

III-14-1. DETECTEURS RADIO-THERMO-LUMINESCENTS TLD

L'usage des détecteurs radio-thermo-luminescents au FLi s'est largement répandu. Leur faible volume (quelques millimètres cubes) leur confère une aptitude particulière pour effectuer certaines mesures telles que la dose absorbée « au contact » d'un récipient contenant une solution radioactive, la dose absorbée par certains doigts ou par la main au cours de manipulations, ou encore la dose absorbée dans de fins pinceaux de rayonnements.

Le numéro atomique moyen du fluorure de lithium (FLi) est proche de celui des tissus mous. Ce qui fait qu'avec un étalonnage approprié (en général les γ du cobalt-60), on peut mesurer

directement la dose dans les tissus, quelle que soit l'énergie des rayonnements, avec toujours une légère hypersensibilité (+ 30 %) aux environs de 50 keV (effet photoélectrique).

Actuellement, ce dosimètre est réutilisable après lecture et l'information est détruite avec les systèmes automatisés.

Un dosimètre bague FLi est représenté sur la figure (III.15).



Figure III.15 : Dosimètre bague FLi (photo IRSN)

Les dosimètres FLi, enrichis en lithium-6, peuvent également être utilisés pour la mesure des neutrons thermiques. Cet atome possède une section efficace d'absorption neutronique très élevée. Il y a alors réaction entre les neutrons et le lithium :



Les produits formés sont absorbés sur place et toute leur énergie contribue à la thermoluminescence.

Détecteurs radio-photo luminescents (PLD)

Dans ce cas, le dosimètre est couplé avec une luminescence stimulée optiquement (dosimètre OSL). Ces dosimètres se partagent maintenant le marché de la dosimétrie passive individuelle avec les TLD.

Sous l'action des rayonnements, certains électrons de la bande de valence vont être amenés dans la bande de conduction. Dans un cristal volontairement rendu imparfait, certains défauts sont des pièges à électrons énergétiquement proches de la bande de conduction dans lesquels vont tomber rapidement les électrons qui ont été mis en mouvement par le rayonnement incident, comme l'illustre la figure (III.16).

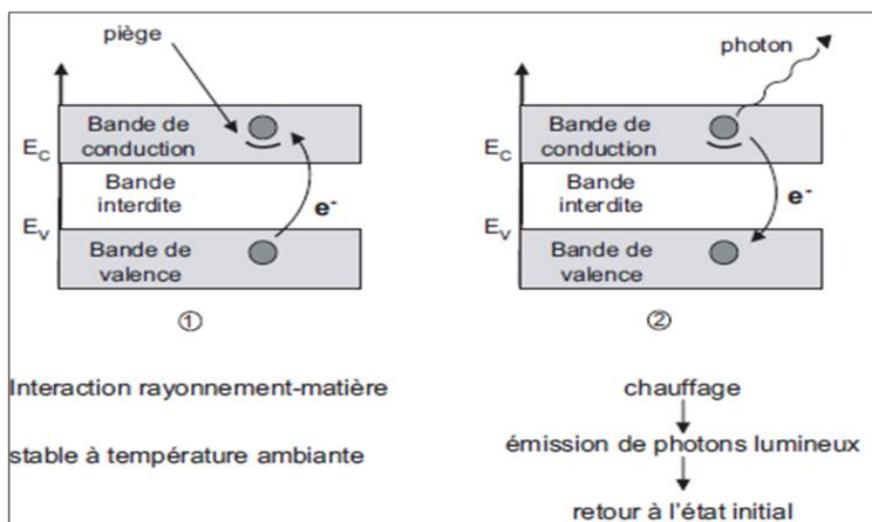


Figure. III.16: Schéma du principe de fonctionnement des détecteurs radiothermo-luminescents

Ces pièges sont stables à température ambiante mais les électrons peuvent retrouver leur état initial par simple chauffage (entre 110°C et 260°C selon les matériaux). Ce processus s'accompagne d'une émission de photons lumineux et la quantité de lumière émise varie avec la quantité d'énergie transférée au cristal par les rayonnements. Après étalonnage, la quantité de lumière recueillie peut être reliée à la dose absorbée.

Ces matériaux détecteurs, tels que le fluorure de lithium (FLi), sont utilisés pour mesurer la dose absorbée dans un domaine très large (50 μGy à 2 000 Gy). Ils sont considérés comme équivalents aux tissus vivants vis-à-vis des rayonnements électromagnétiques.

De par leur faible volume, ils permettent également de faire d'excellentes mesures « au contact », et s'avèrent très utiles pour effectuer la dosimétrie des extrémités.

III-14-2. DETECTEURS RADIO-PHOTO-LUMINESCENTS

Le rayonnement de fluorescence émis par certaines substances placées en lumière ultraviolette, présente des caractéristiques bien définies, qui se trouvent modifiées après irradiation.

Par étalonnage, on peut relier la fluorescence du produit irradié (mesurée par un photomultiplicateur) avec la dose absorbée reçue. Ce sont des détecteurs souvent utilisés pour de fortes doses.

Ils présentent une sensibilité pour les faibles énergies (facteur multiplicatif 2 à 3). Cet inconvénient peut être compensé par l'utilisation de filtres appropriés, selon la même technique que les films dosimètres.

III-15. AUTRES TYPES DE DETECTEURS

Après avoir présenté les détecteurs les plus fréquemment employés, nous présentons ceux d'usage plus spécifique.

III-15-1. DETECTEURS CHIMIQUES

Les ions produits par les rayonnements peuvent réagir chimiquement pour former de nouveaux composés dont la quantité est liée à l'énergie absorbée. Ce sont des détecteurs peu sensibles donc utilisables pour de fortes doses absorbées.

Ce sont des détecteurs essentiellement constitué par des films photographiques. Un film sensible soumis à un rayonnement subit un noircissement d'autant plus accentué que le flux de rayonnements incident est plus intense.

Ce principe est utilisé pour les dosimétries photographiques et en gammagraphie.

III-15-2. DETECTEURS SOLIDES DE TRACES

Ce type de détecteur permet d'avoir accès individuellement à chaque interaction. Le milieu détecteur peut être minéral ou organique, et se présente sous la forme d'une feuille très mince.

Le long de sa trajectoire, le rayonnement produit particulièrement des ionisations par chocs et crée des défauts (cristallins ou moléculaires). Il en résulte une image latente qui peut être étudiée par microscopie électronique. À l'aide de substances chimiques, on peut favoriser l'apparition de ces images.

Ces détecteurs sont utilisés pour les mesures passives du radon et de ses descendants (interaction alpha-matière).

D'autres détecteurs connaissent un développement récent notamment dans le domaine de la dosimétrie des neutrons. Les neutrons interagissent dans un gel en laissant des bulles (interaction neutron-matière). La dose est proportionnelle au nombre de bulles créées. La compression permet de remettre à zéro ces dosimètres.

III-16. COMPTEUR PROPORTIONNEL

Ce type de compteur, permet la mesure des rayonnements électromagnétiques. Son amplification permet de descendre significativement jusqu'au niveau de l'irradiation naturelle : de 1 nSv.h^{-1} à 1 Sv.h^{-1} . (voir figure III.17)



Figure. III.17 : Compteur proportionnel FH40 (photo APVL Ingénierie)

Pour la mesure des neutrons rapides, les compteurs proportionnels utilisés sont à hélium-3 ou à tri-fluorure de bore. Ces derniers sont placés sous une épaisseur de polyéthylène qui permet d'assurer la modération. Pour le compteur à hélium-3, la réaction utilisée est la suivante:



Les appareils les plus répandus permettent une mesure des neutrons rapides avec une gamme allant de $2 \mu\text{Sv.h}^{-1}$ à 200mSv.h^{-1} . Le détecteur est placé sous cadmium au centre d'une sphère de 20 cm de polyéthylène.

Pour la mesure des neutrons thermiques, les compteurs proportionnels utilisés sont placés au centre de deux sphères modératrices plus petites que dans le cas précédent.

Les débits de dose équivalente varient de $1 \mu\text{Sv.h}^{-1}$ à 100mSv.h^{-1} .

De nouveaux appareils respectant les facteurs de pondération issus de la CIPR 60 viennent d'apparaître sur le marché.

III-17. QUELQUES CARACTERISTIQUES DES PRINCIPAUX DETECTEURS

Tableau III.2 : Sondes utilisées pour la mesure de contamination (Associé au MIP 10)

Remarque : Les valeurs d'énergie indiquées sont issues de données expérimentales.

Sonde	Type de Détecteur	Nature du Détecteur	Domaine d'utilisation	Sensibilité Aux autres Rayonnements	Mouvement Propre
Alpha	Scintillation	SZn	α	-	1 à 2 imp /min
Bêta faible Energie	A gaz	Geiger-Müller	β , $E > 30 \text{KeV}$	Tous les autres	1 à 2 imp/S
Bêta	Scintillation	Scintillation Plastique	β , $E > 100 \text{KeV}$	X et γ	1 à 2 imp/S
X	Scintillation	Nal Mince (2mm)	X et γ $E > 5 \text{KeV}$	β (électrons)	10 à 20 imp/S
Gamma	Scintillation	Nal Epais (2 cm)	γ , $E > 100 \text{KeV}$	-	20 à 40 imp/S

III-18. CONCLUSION

La détection et la mesure des rayonnements nucléaires est un vaste problème, délicat, souvent difficile et auquel on est confronté dans toutes les méthodes nucléaires d'analyse. Le détecteur idéal et universel n'existant pas, on doit toujours rechercher un compromis pour utiliser celui qui paraît le mieux approprié pour une mesure particulière. Ce choix va dépendre du but ultime de la mesure (simple comptage, mesure d'énergie, mesure de temps, localisation...) du type de rayonnement et de son énergie. Seule une connaissance approfondie des mécanismes d'interaction des rayonnements avec la matière, du principe de fonctionnement des divers détecteurs et des possibilités de l'électronique associée permet de définir la chaîne d'analyse la mieux adaptée. [21]

CHAPITRE IV : DOSES ET UNITES DE MESURE

CHAPITRE IV : DOSES / UNITES DE MESURE

IV-1. INTRODUCTION

Le décret n°61.501 modifié du 3 mai 1961 relatif aux unités de mesure et au contrôle des instruments de mesure, précise que le système d'unités de mesure obligatoire

En France est le système international d'unités « SI » mais autorise cependant l'emploi d'unités dérivées hors système SI (afin de tenir compte de l'utilisation habituelle qui en a été faite). **[36]**

Après avoir décrit le processus par lequel un rayonnement transfère à la matière qu'il traverse une partie ou la totalité de son énergie, il convient de se demander comment mesurer cette énergie en vue d'en discerner les effets sur un organisme vivant.

Il est logique de répondre que l'action d'un rayonnement sur un organisme vivant peut être déterminée par la mesure de l'énergie absorbée et par unité de masse.

L'interaction des rayonnements sur la matière y provoque certains effets. L'étude de ces effets implique que soient définies des unités exprimant les quantités de rayonnements reçues par les corps irradiés

IV-2. SYSTÈME « SI » / UNITÉS DE BASE

Le système international d'unités « SI » est le système métrique décimal à sept unités de base :

Tableau IV.1 : Quelques Grandeurs Physiques / Unités de Mesure
(Unités de base « SI »). **[36]**

Grandeur physique	Dimension	Unité	Symbole
Longueur	L	mètre	m
Masse	M	kilogramme	kg
Temps	T	seconde	s
Intensité du courant électrique	I	ampère	A
Température thermodynamique	θ	kelvin	K
Quantité de matière	N	mole	mol
Intensité lumineuse	J	candela	cd

A ces sept unités de base, nous avons deux unités supplémentaires considérées comme unités dérivées sans dimension :

Tableau IV.2 : Unités supplémentaires « SI ». **[36]**

Grandeur	Unité	Symbole
Angle plan	radian	rad
Angle solide	stéradian	sr

A partir de ces unités de base et supplémentaires « SI », nous exprimons toutes les unités dérivées « SI » sous forme d'expression algébrique. Ces unités dérivées découlent soit directement d'une unité fondamentale SI soit d'autres unités dérivées.

Par exemple, nous avons :

- l'unité de flux lumineux, le lumen (symbole lm) qui vaut 1 cd.sr donc de dimension J ;
- l'unité d'éclairement, le lux (symbole lx) qui est égal à 1 Lm.m⁻² donc de dimension L⁻² J ;
- l'unité de dose absorbée (rayonnements ionisants) est le gray (symbole Gy) qui vaut 1 J.kg⁻¹ or le joule (symbole J) a pour valeur 1N.m et le newton (symbole N) est égal à 1 kg.m.s⁻² donc le gray a pour valeur : 1 m².s⁻², c'est-à-dire a pour dimension L²T⁻².

IV-3. MULTIPLES ET SOUS-MULTIPLES

La norme française NF X 02.006 d'août 1985 est intitulée : «Le système international d'unités / description et règles d'emploi / choix de multiples et desous-multiples». Ce document rappelle que pour former les noms et symboles des multiples et des sous-multiples décimaux des unités « SI ».

Utilisation des préfixes « SI » du tableau IV.3 ci-dessous :

Tableau IV.3: Préfixes si pour former les noms et symboles des multiples et sous-multiples décimaux des unités « SI ». [36]

Préfixe à placer avant le nom de l'unité	Symbole à placer avant celui de l'unité	Facteur par lequel l'unité se trouve multiplié	
MULTIPLES :			
- Yotta (1)	Y	10 ²⁴	1 000 000 000 000 000 000 000 000
- Zetta (1)	Z	10 ²¹	1 000 000 000 000 000 000 000
- Exa	E	10 ¹⁸	1 000 000 000 000 000 000
- Peta	P	10 ¹⁵	1 000 000 000 000 000
- Téra	T	10 ¹²	1 000 000 000 000
- Giga	G	10 ⁹	1 000 000 000
- Méga	M	10 ⁶	1 000 000
- Kilo	k	10 ³	1 000
- Hecto	h	10 ²	100
- Déca	da	10 ¹	10
SOUS-MULTIPLES :			
- Déci	d	10 ⁻¹	0,1
- Centi	c	10 ⁻²	0,01
- Milli	m	10 ⁻³	0,001
- Micro	μ	10 ⁻⁶	0,000 001
- Nano	n	10 ⁻⁹	0,000 000 001
- Pico	p	10 ⁻¹²	0,000 000 000 001
- Femto	f	10 ⁻¹⁵	0,000 000 000 000 001
- Atto	a	10 ⁻¹⁸	0,000 000 000 000 000 001
- Zepto (1)	z	10 ⁻²¹	0,000 000 000 000 000 000 001
- Yocto (1)	y	10 ⁻²⁴	0,000 000 000 000 000 000 000 001
(1) Nouveaux préfixes adoptés en octobre 1991 lors de la 19 ^{ème} conférence générale des poids et mesures.			

Nota : L'unité de longueur appelée *micron* (symbole (μ)) doit être remplacée par *micromètre* (symbole (μm)).

IV-4. GRANDEURS ET UNITÉS UTILISÉES EN RADIOPROTECTION

Toutes les unités de mesure utilisées en radioprotection sont des unités dérivées :

Tableau IV.4 : Unités de mesures utilisées en radioprotection. [36]

Nom de l'unité	Symbole	Grandeur	Dimension	Conversion
Becquerel (1)	Bq	Activité radionucléaire	T^{-1}	$1 \text{ Bq} = 1 \text{ s}^{-1}$
Coulomb par kg (1)	C/kg	Exposition radiologique	$M^{-1} T I$	$1 \text{ C/kg} = 1 \text{ kg}^{-1} \text{ s.A.}$
Curie	Ci	Activité radionucléaire	T^{-1}	$1 \text{ Ci} = 3,7.10^{10} \text{ s}^{-1}$
Électron-volt	eV	Énergie	$L^2 M T^{-2}$	$1 \text{ eV} = 1,60219.10^{-19} \text{ J}$
Gray (1)	Gy	Dose absorbée, kerma	$L^2 T^{-2}$	$1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/kg}$ $= 1 \text{ m}^2 \text{ s}^{-2}$
Rad	rd	Dose absorbée	$L^2 T^{-2}$	$1 \text{ rd} = 10^{-2} \text{ J/kg}$ $= 10^{-2} \text{ m}^2 \text{ s}^{-2}$
Rem	rem	Équivalent de dose radiologique	$L^2 T^{-2}$	/
Roentgen	R	Exposition radiologique	$M^{-1} T I$	$1 \text{ R} = 2,58.10^{-4} \text{ C/kg}$
Sievert (1)	Sv	Équivalent de dose radiologique	$L^2 T^{-2}$	$1 \text{ Sv} = 1 \text{ J/kg}$
(1) Unités légales				

Tableau IV.5 : Récapitulatif des unités et grandeur utilisés pour les mesures rayonnements

Grandeurs mesurées	Unités		Multiples t sous-multiples		
	Nom	Symbole	Nom	Symbole	Valeur
Activité	Curie	Ci	Milli-curie	mCi	10^{-3} Ci
			Microcurie	μCi	10^{-6} Ci
Dose d'irradiation	Roentgen	R	Milli-roentgen	mR	10^{-3}
Dose absorbée	Rad	Rad	Milli-rad	Mrad	10^{-3} Rad
Equivalent de dose absorbée	Rem	Rem	Milli-rem	Mrem	10^{-3} Rem
Energie	Electronvolt	eV	Méga-électron volt	meV	10^6 eV

IV-4-1. ACTIVITÉ RADIONUCLÉAIRE

Nous savons que dans un radionucléide, les noyaux des atomes ne sont pas stables. Ils se désintègrent spontanément pour former d'autres noyaux. Nous disons qu'il y a, désintégration ou transition nucléaire. Nous entendons par *transition* toute transformation d'un noyau radioactif comportant soit sa scission (fission spontanée) soit l'émission de particules ou de rayonnements ionisants (α , β , γ).

L'activité (symbole A) d'un nucléide radioactif (c'est-à-dire l'activité radionucléaire) est le nombre de transitions nucléaires qui s'y produisent en une unité de temps.

L'unité « SI » est le **becquerel** (symbole Bq). C'est l'unité réglementaire d'activité définie comme la quantité d'un corps radioactif pour laquelle le nombre moyen de transitions nucléaires spontanées par seconde est égal à 1.

L'unité dérivée hors « SI » encore couramment employée est le **curie** (symbole Ci). Cette unité correspond à l'activité d'un gramme de radium 226. C'est l'unité d'activité définie comme la quantité d'un nucléide radioactif pour laquelle le nombre moyen de transitions par seconde est de $3,7 \cdot 10^{10}$.

Nous avons donc : $1 \text{ Bq} = 1 \text{ n.Ci} = 0,027 \text{ n.Ci}$ et $1 \text{ Ci} = 37 \text{ G.Bq}$

Nota :

- 1-De par leur définition, le becquerel et le curie ne peuvent s'appliquer à un appareil générateur de rayons X ou un accélérateur de particules ;
- 2-Signalons, pour mémoire, l'unité d'activité définie par le National Bureau of Standards (Washington-USA) qui est fort peu utilisée : le Rutherford (Rd) = 10^6 désintégrations par seconde.

Pour convertir rapidement en becquerels une activité donnée en curie ou vice-versa se reporter au tableau ci-dessous

Tableau IV.6: Tableau mnémotechnique pour convertir en becquerels une activité donnée en curies ou vice-versa. [36]

Facteur multiplicatif : 37			
→			
k	Ci	⇔	TBq
	Ci	⇔	GBq
m	Ci	⇔	MBq
μ	Ci	⇔	kBq
n	Ci	⇔	Bq
←			
Facteur multiplicatif : 0,027			

➤ **Activités (A) :** C'est le nombre de désintégration par seconde qu'un radioélément émit.

Cette activité a pour unité: désintégration /s ; Curie (Ci); $1 \text{ Ci} = 3,7^{10}$ désintégration /s.

1 désintégration /s = 1 Becquerel

➤ **Période radioactive (T1/2) :** C'est l'intervalle de temps au bout duquel l'activité du radioélément diminue de moitié. [37]

IV-4-2. EXPOSITION

L'exposition est la quantité de rayonnements auquel est exposé un sujet. L'unité « SI » d'exposition aux rayonnements est le **coulomb par kilogramme** (symbole C/kg) qui correspond à une exposition telle que la charge de tous les ions de même signe produits dans l'air, lorsque les électrons libérés par les photons de façon uniforme dans une masse d'air égale à 1 kilogramme se trouvent complètement arrêtés par l'air, soit égale en valeur absolue à 1 coulomb.

L'unité hors « SI » interdite mais parfois employée est le **roentgen** (symbole R) pour lequel la charge de tous les ions de même signe est égale à $2,58 \cdot 10^{-4}$ coulombs par kilogramme.

Il correspond en fait à une quantité de radiations telle que l'émission corpusculaire associée produise, pour 1,293 gramme d'air, des ions portant une unité électrostatique de quantité d'électricité. [36]

Remarque :

- L'exposition est une grandeur physique définie uniquement pour les rayonnements X ou γ ;
- Les unités d'exposition (C/kg ou R) sont pratiquement délaissées au profit des unités de dose absorbée.

C'est le nombre des électrons de même signe dans une masse de matière par rayonnement électromagnétique complètement absorbé dans cette masse.

*/ Unités de mesure:

- Roentgen (R) ou bien
- Coulomb/Kilogramme (C/Kg). [37]

IV-4-3. DOSE ABSORBÉE (D) (OU DOSE REÇUE)

En thérapeutique, la dose est la quantité d'un médicament que l'on a donnée à un malade. Par analogie, la dose d'un rayonnement est la quantité d'énergie cédée par ce rayonnement à l'individu irradié, donc absorbée par ce dernier.

Cette énergie se traduit par des ionisations créant des lésions dans les tissus.

La dose absorbée (symbole D) est le quotient de l'énergie moyenne communiquée à la matière par des rayonnements ionisants dans un élément de volume par la masse de matière contenue dans ce dernier.

Autrement dit la dose absorbée est la quantité d'énergie communiquée à la matière traversée par un rayonnement. Autrement dit c'est la quantité d'énergie communiquée par les rayonnements ionisants à l'unité de masse d'un corps exposé

C'est donc la fraction d'énergie communiquée à une quantité de matière (kg) par le rayonnement qui la traverse:

*/ *Unité de mesure* : $D = e/m$ (IV.1)

Où: e est l'énergie de l'électron
 m est la masse de matière en kg. [37]

L'unité « SI » de dose absorbée est le **gray** (symbole Gy) qui correspond à la dose de rayonnement absorbée dans un élément de matière de masse de 1 kilogramme auquel les radiations ionisantes communiquent en moyenne de façon uniforme une énergie de 1 joule.

L'unité dérivée hors « SI » est le **rad** (symbole rd) qui vaut 10^{-2} grays.

Donc les unités de mesures de la dose absorbée sont : Le **gray** (unité légale : Gy) et le **rad** (unité pratique rad).

Soit le gray est l'unité légale de dose physique qui se mesure, et est valable pour tous les rayonnements quel que soit le système absorbant. Il correspond à une énergie absorbée de un joule par kilogramme de matière (1 j/Kg) :

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ joule /kg} \quad (\text{IV.2})$$

On utilise plus fréquemment une unité pratique le rad (symbole rad). Le rad représente une énergie absorbée de 1/100 de joule par kilogramme de matière. Le Gray égale donc 100 rads.

Il s'agit d'une unité spéciale employée couramment avant 1985 pour exprimer la dose absorbée de rayonnements ionisants

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad} \quad (\text{IV.3})$$

Un (1) rad correspond à 100 ergs par gramme de matière irradiée soit 0,1 joule par kilogramme.

Le sous-multiple est : Le milli (m-rad) = 10^{-3} rad.

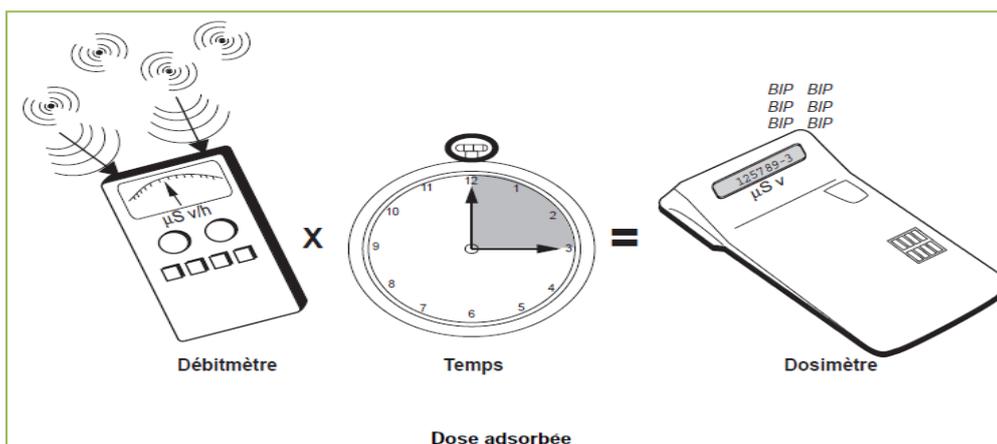


Figure IV.1 : Débit × temps = dose absorbée

Nota : Bien que l'emploi de cette unité soit prohibé depuis le 31 décembre 1985, le décret n° 86.1103 d'octobre 1986 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants donne également les valeurs de dose absorbée en rad, sous-multiple du gray : 1 rd = 10^{-2} Gy.

De nombreuses personnes ou organismes utilisent encore des appareils de mesure ou des stylo-dosimètres gradués en rads ou sous-multiples de cette unité.[36]

C'est la dose absorbée par unité de temps.

*/ **Unité de mesure:** Rad/heure; Gy/heure.[37]

IV-4-4. KERMA

Le kerma (de l'anglais "*kinetic energy released in material*") c'est-à-dire énergie cinétique libérée dans la matière) représente l'énergie transférée par unité de matière radio-exposée.

Le kerma est égal au quotient de la somme des énergies cinétiques initiales de toutes les particules chargées libérées par des particules non chargées par la masse de matière. Il concerne donc les rayonnements X et γ et les neutrons, mais non les particules chargées (β et α).

Le kerma n'est pas directement mesurable car nous ne pouvons mesurer que la dose absorbée au niveau du point considéré. Il n'est égal à la dose absorbée que dans certaines conditions.

La connaissance du kerma et du coefficient de transfert massique en énergie du milieu radio-exposé permet de caractériser le faisceau d'irradiation.

Le kerma s'exprime en joules par kilogramme (J/kg), c'est-à-dire en grays (Gy).[36]

IV-4-5. DEBIT DE DOSE « D » / DEBIT EQUIVALENT DE DOSE (H)

C'est l'équivalent de dose par unité de temps.

*/ **Unités de mesure:** *Rem/heure* ou bien *Sievert/heure*[37]

Le débit de dose « D » et le débit d'équivalent dose (**H**) sont les doses et équivalents de doses absorbées en 1 heure.

Le débit de dose absorbé s'exprime en Gy/h

Le débit d'équivalent dose s'exprime en Sv/h

Ces débits sont donnés par la formule suivante :

$$\text{débit de dose } D \text{ (débit d'équivalent dose)} = \frac{\text{coefficient} \times \text{activité } C \times \text{Energie des particules}}{(\text{distance})^2}$$

Activité C en Bq ; Energie en eV ; Distance en m et Débit de dose en Gy/h ou Sv/h

IV-4-6. DOSE EQUIVALENTE

La probabilité d'apparition d'effets stochastiques dépend non seulement de la quantité d'énergie absorbée, mais aussi de la nature du rayonnement produisant la dose.

En effet, les rayonnements particuliers vont céder leur énergie en totalité lors d'interaction rayonnement matière suivant un parcours plus ou moins long dépendant de l'énergie mais aussi de la taille de la particule (alpha beaucoup plus grosse que bêta) alors que les rayonnements électromagnétiques sont beaucoup plus pénétrants et ne seront qu'atténués par interaction dans la matière. De ce fait, pour une même dose absorbée, les effets biologiques observés différeront suivant la nature des rayonnements.

Cette différence est prise en compte en pondérant la dose absorbée par un facteur lié à la qualité du rayonnement, appelé facteur de pondération pour les rayonnements et noté « W_R ». La grandeur ainsi créée s'appelle la dose équivalente, que l'on note H_T dans un tissu ou un organe, et a pour expression :

$$H_T = \sum_R D_{T,R} \times W_R \quad (\text{IV.4})$$

Où H_T est la dose équivalente à l'organe T, W_R est le facteur de pondération pour le rayonnement R, $D_{T,R}$ est la dose absorbée moyenne dans le tissu ou l'organe T, due au rayonnement R.

La publication 60 de la CIPR (1 988) attribue à chaque type de rayonnement les facteurs de pondération W_R , portés dans le tableau 3. L'unité de la dose équivalente est le sievert (Sv).

Tableau IV.7 : Facteur W_R de pondération pour les rayonnements

<i>Rayonnement</i>	<i>Valeurs de W_R, CIPR Publication 60</i>
Photons de toutes énergies	1
Electrons	1
Neutrons d'énergie :	
< 10 KeV	5
10- 100 KeV	10
100 KeV- 2 MeV	20
2 MeV- 20 MeV	10
>20 MeV	5
Particules alpha, fragments de fission, noyaux lourds	20

Ce concept de dose équivalente permet d'additionner des effets biologiques produits par des rayonnements différents. Son utilité n'est que réglementaire. La détermination des valeurs de W_R résulte d'estimations réalisées par des experts comparant l'efficacité biologique relative des différents rayonnements pour produire des cancers dans un organe. Ces coefficients de pondération n'ont donc de signification qu'aux faibles doses de rayonnement, conduisant à des effets stochastiques. La dose équivalente ne devrait donc être utilisée que pour des expositions aux faibles doses.

- **Activité (Bq)** : nombre d'objets envoyés = nombre de rayonnements émis
- **Dose absorbée (Gy)** : nombre d'objets reçus
- **Dose équivalente (Sv)** : marques laissées sur le corps



Figure IV.2 : Relation entre activité, dose absorbée et equivalent dose

Les limites d'exposition annuelles sont :

Tableau IV.8 limites d'exposition annuelle aux rayonnements ionisants

		<i>Limites d'exposition annuelles sur 12 mois consécutifs</i>		
		<i>Public</i>	<i>Travailleurs</i>	<i>Apprentis 16 à 18 ans</i>
Dose efficace	<i>Organe</i>			
	<i>Corps entier</i>	1 mSv	20 mSv	6 mSv
	<i>Extrémités (mains, avant-bras, Pieds, chevilles)</i>	50 mSv	500 mSv	150 mSv
	<i>Peau pour une surface de 1 cm²</i>	50 mSv	500 mSv	150 mSv
	<i>Cristallin</i>	15 mSv	150 mSv	50 mSv
Dose équivalente				

IV-4-7. EQUIVALENT DE DOSE RADIOLOGIQUE (H)

La dose absorbée, qui est la quantité d'énergie cédée à la matière, ne suffit pas à rendre compte pour les tissus vivants, des effets biologiques des rayonnements.

A dose absorbée égale, les divers rayonnements produisent des effets biologiques différents. L'efficacité de la dose absorbée varie avec la nature du rayonnement et des tissus exposés.

Pour en tenir compte, on a introduit la notion d'équivalent de dose absorbée qui permet de rendre compte de l'effet biologique.

L'équivalent de dose radiologique (H) est le produit de la dose absorbée par facteur de qualité biologique des rayonnements considérés.

*/ *Unités de mesure:*

- **Rem** : $1\text{Rem}=10^{-2}\text{ J/Kg}$
- **Sievert (Sv)** : $1\text{Sv}= 1\text{J/Kg}$
- **Relation entre Rem et Sievert** : $1\text{Sv} = 100\text{ Rem}$ [37]
- Le sous-multiple : Le milli-rem (m-rem)= 10^{-3} rem .

Le rem est la dose de rayonnement qui produit les mêmes effets biologiques qu'un rad de rayons X de 250KV.

On voit donc que pour les radiations X, β et γ la valeur en rem est la même que la valeur en rad.

L'équivalent de dose (symbole H) est le produit de dose absorbée (D) par le facteur de qualité (Q) qui dépend de la distribution spatiale de l'énergie absorbée et par le facteur de distribution N.

Nous avons donc : $H\text{ (en sievert)} = D\text{ (en gray)} \times Q \times N$.

La distribution spatiale de l'énergie absorbée dépend de la nature et de l'énergie du rayonnement. Pour la caractériser, nous nous référons au transfert linéique d'énergie (symbole L_{∞}) dans l'eau des particules exprimé en keV/m.

Donc l'équivalent de dose n'est pas une quantité physique mesurable directement. On obtient par le calcul en multipliant la dose absorbée par, un certain coefficient communément appelé « facteur de qualité » FQ qui dépend en particulier de la nature du rayonnement.

Connaissant le facteur de qualité correspondant au rayonnement considéré on a :

- Equivalent dose (en rem)= dose absorbée (en rad) \times FQ.
- En pratique, on prend pour valeurs de FQ.

Tableau IV.9 : la relation entre les rayonnements et la facteur de qualité

RAYONNEMENT	FQ
-Rayonnement X et γ	1
-Rayonnement β de plus de 0,03 MeV	1
-Neutrons	3à 10 suivant énergie
-Particules α	10
-Noyaux lourds de recul, fragments de fission	20

Avec FQ = "facteur de qualité" (en réalité facteur de nocivité)

Du point de vue biologique, à une même dose les rayonnements ne produisent pas le même effet; ils sont affectés d'un facteur de qualité (FQ).[37] L'équivalent de dose absorbée s'exprime en Sievert

1 Sievert = 1 Sv (IV.5)

L'ancienne unité, parfois utilisée, est le rem

1 Sv = 100 rem (IV.6)

On ne peut additionner des doses en **gray** ou en **rad** de rayonnement ayant des facteurs de qualité différents, telles les doses de rayons α et γ . Il faut d'abord convertir les doses en équivalents de dose, que l'on peut ensuite additionner.

Cependant un Gray de rayons γ ou β équivaut à un sievert, ou un **rad** à un **rem** et les doses de ces rayonnements peuvent s'additionner ;

On conçoit ainsi tout l'intérêt de ce concept d'équivalent de dose pour la radioprotection, car elle permet d'exprimer les normes de base (c'est-à-dire les normes de base dépasser) selon des valeurs communes à tous les rayonnements.

Dans le cas d'exposition du corps entier, il a été défini une dose efficace qui est la somme des doses équivalentes pondérées délivrées aux différents tissus et organes du corps.

Les valeurs limites prises en compte sont des doses efficaces.

Nota: Le transfert linéique d'énergie est le quotient de l'énergie moyennelocalemen communiqué à un milieu par une particule chargée d'énergie donnéee long d'un élément convenablement petit de sa trajectoire, par la longueur de cetélément de trajectoire.

Tableau IV.10 : Facteur de qualité Q en fonction de certains rayonnements.[36]

Rayonnements	Q
Photons X et électrons et positrons	1
Neutrons rapides et protons	10
Particules	20

- L'unité « SI » d'équivalent de dose est le **sievert (Sv)** qui est égal au joule parkilogramme.
- L'unité dérivée hors SI est le rem (rad équivalent man) qui est en fait un sous-multiple du sievert : $1 \text{ Sv} = 1 \text{ J.kg}^{-1} = 100 \text{ rem}$.

L'UNSCEAR (United Nations scientific committee on the effects of atomic radiation:Comité scientifique des Nations unies pour l'étude des effets desrayonnements ionisants) a établi une classification des doses :

Tableau IV.11 : Classification des doses selon L'UNSCEAR.[36]

Classification	Doses en sievert	Doses en rem
Faibles doses	0 à 0,2	0 à 20
Doses moyennes	0,2 à 2	20 à 200
Fortes doses	2 à 10	200 à 1 000
Très fortes doses	> 10	> 1 000

IV-4-8. ÉQUIVALENT DE DOSE ENGAGÉE

En cas d'exposition interne, le radioélément qui a pénétré dans l'organisme va irradier pendant un temps variable qui est fonction à la fois de la période radioactive et de la période biologique.

C'est la durée de présence dans l'organisme qui est responsable de l'importance des effets biologiques. Quant aux tissus-cibles ou tissus exposés aux rayonnements ionisants, ils dépendent du métabolisme des radioéléments. Ainsi, l'ioderadioactif se fixe sur la thyroïde.

La réglementation prend en compte le cumul sur cinquante ans (correspondant à une durée de vie professionnelle) du débit d'équivalent de dose : *C'est le débit d'équivalent de dose engagée* (symbole H_{50}).

L'équivalent de dose engagé s'exprime en sieverts.[36]

IV-4-9. DOSE EFFICACE

Comme l'ont montré les études épidémiologiques, les cancers surviennent en fonction de la sensibilité intrinsèque de chaque organe.

À chaque tissu ou organe est ainsi affecté un facteur de pondération (w_T) qui prend en compte la probabilité d'effets stochastiques radio-induits pour cet organe.

Le tableau ci-dessous indique ces valeurs de w_T .

Tableau IV.12 : Valeurs de w_T

<i>Tissu ou organe</i>	<i>Facteur w_T de pondération pour les tissus CIPR Publication 60</i>
Gonades	0,2
Moelle osseuse (rouge)	0,12
Colon	0,12
Poumon	0,12
Estomac	0,12
Vessie	0,05
Sein	0,05
Foie	0,05
Œsophage	0,05
Thyroïde	0,05
Peau	0,01
Surface des os	0,01

Suivant sa définition, la dose efficace est une dose fictive qui entraînerait les mêmes dommages tardifs que l'ensemble des doses reçues par le même individu au niveau des différents organes et à des moments différents.

Ainsi, à partir d'une donnée mesurable, la dose absorbée, il est possible d'estimer un risque pour l'Homme à travers le concept de dose efficace.

Dans le cas d'une exposition partielle concernant plusieurs organes, la dose efficace est définie de la façon suivante :

$$\bullet E = W_{T1}H_{T1} + W_{T2}H_{T2} + W_{T3}H_{T3} + \dots \text{(IV.7)}$$

$$\bullet E = \sum_T W_T H_T \text{(IV.8)}$$

L'unité de la dose efficace est le sievert (Sv).

Les effets sur l'organisme sont de deux types :

- Les effets à court terme (dits "déterministes"), liés directement aux lésions cellulaires et pour lesquels un seuil d'apparition a été défini. Ils apparaissent à partir d'une dose de 0,15 Sv.

Les effets à long terme (dits "aléatoires") : cancers et anomalies génétiques qui se manifestent quelques heures à plusieurs mois/années après l'exposition.

Par prudence, on considère que toute dose, aussi faible soit-elle, peut entraîner un risque accru de cancer.

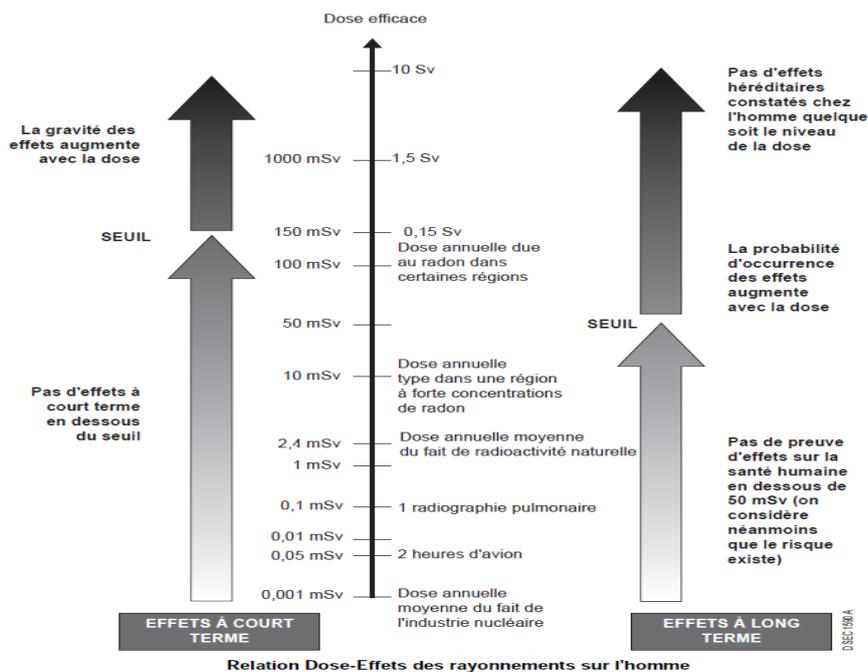


Figure IV.3: Relation dose-effets des rayonnements sur l'homme

Ces effets sont directement liés:

- Aux doses reçues ;
- Aux débits de dose reçue (une dose reçue en quelques minutes est considérablement plus dangereuse que si elle est étalée sur plusieurs mois)
- Aux organes cibles (moelle osseuse, tube digestif) ;
- A la nature des rayonnements.

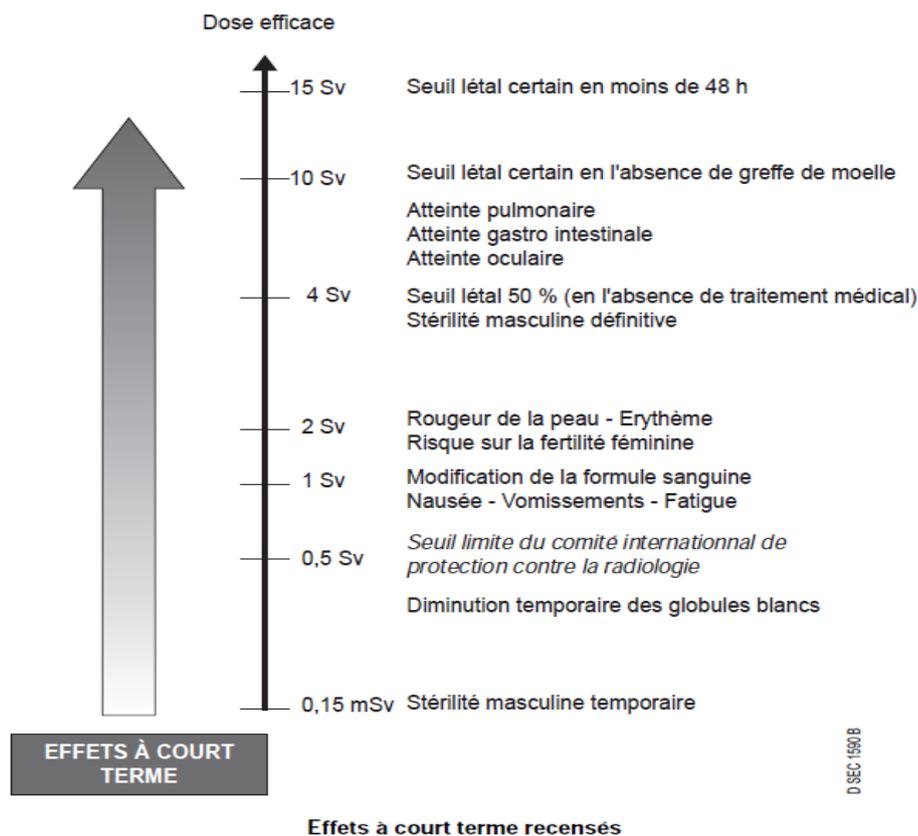


Figure IV.4: Effets à court terme recensés

IV-4-10. ÉQUIVALENT DE DOSE EFFICACE

Nous appelons équivalent de dose efficace (symbole HE), l'équivalent de dose (H) qui, s'il était reçu de façon uniforme au niveau de l'organisme entier, entraînerait le même effet sur la santé que les doses différentes entre elles reçues au niveau de différents organes à des moments différents (ou non).

Rappel : Nous appelons dose une énergie reçue par unité de masse de matière.

Cette notion ne concerne en fait que les cancers mortels et les affections génétiques graves susceptibles de survenir après une radio-exposition (irradiation).

L'unité réglementaire est le sievert (Sv) mais les praticiens utilisent encore le rem (1 rem = 0,01 Sv).

L'équivalent de dose efficace se calcule en tenant compte à la fois de la dose absorbée par chaque organe et de la gravité de l'effet susceptible d'être induit au niveau de cet organe.

Nota : Le débit de dose ainsi que le débit d'équivalent de dose sont la dose et l'équivalent de dose par unité de temps exprimés respectivement en gray par heure (Gy/h) et en sievert par heure (Sv/h). [36]

IV-4-11. CONSTANTE SPECIFIQUE DES RAYONNEMENTS GAMMA (Γ)

C'est le débit de dose absorbée à 01 mètre de la source gamma d'activité unitaire de 1Ci ($3.7 \cdot 10^{10}$ Bq).[37]

*/ Exemples : *Ir-192* : $\gamma = 0.5Rh/Ci$; *Co-60* : $\gamma = 1.3Rh/Ci$

❖ **LIMITES D'INCORPORATION**

➤ **Limite annuelle d'incorporation(LAI)**

La limite annuelle d'incorporation est la quantité de radioéléments exprimée en becquerels (Bq), qu'il est possible d'absorber en une année (par inhalation et/ou par ingestion), pour que l'exposition (irradiation) totale subie par l'organisme entre le moment de l'incorporation et celui où l'organisme a totalement éliminé ce radioélément soit égale aux normes d'irradiation de base, soit actuellement :

- 50 mSv pour les travailleurs
- 5 mSv pour le public.

Il existe donc au minimum, pour chaque radioélément, quatre LAI :

- La LAI par inhalation pour les travailleurs et celle pour le public
- La LAI par ingestion pour les travailleurs et celle pour le public.

Nota :

- Les LAI pour les travailleurs et celles pour le public sont dans le rapport de 1 à 10.
- Pour certains radioéléments, il existe plusieurs valeurs distinctes des LAI par inhalation (et parfois par ingestion) qui sont fonction de la forme chimique ou physico-chimique sous laquelle se présente le radioélément.[36]

➤ **Limite dérivée de concentration dans l'air (LDCA)**

Dans le cas d'inhalation de radioéléments, celle-ci se produit lorsque nous respirons l'air qui a été contaminé.

Compte tenu du volume d'air respiré en moyenne chaque jour par un individu normal, il nous est facile de calculer la quantité, pour un radioélément donné, de radioactivité par mètre cube d'air à ne pas dépasser pour qu'une personne travaillant ou vivant durant toute l'année au sein de cette atmosphère n'inhalé pas plus que les limites annuelles d'incorporation [38].

Cette radioactivité spécifique de l'air à ne pas dépasser s'appelle :
la limite dérivée de concentration dans l'air[37]

Cette activité volumique s'exprime en becquerels par mètre cube (Bq/m³).

Comme pour la LAI par inhalation, il existe, pour chaque radioélément, la LDCA pour les travailleurs et celle pour le public qui sont également dans le rapport de 1 à 10.

Tableau IV.13 : Exemples de lai et de ldca pour le public.[36]

Radioéléments	LAI ingestion en Bq	LAI inhalation en Bq	LDCA en Bq/m ³
14 C	9.10 ⁶	9.10 ⁶	4 000
131 I	1.10 ⁵	2.10 ⁵	70
137 Cs	4.10 ⁵	6.10 ⁵	200
226 Ra	7.10 ³	2.10 ³	10
241 Am	5.10 ³	2.10 ²	0,008

➤ **Limites de radioactivité dans les aliments**

La fixation de valeurs limites pour la radioactivité dans les aliments est un problème complexe. En théorie, ces valeurs doivent être telles que des personnes du public consommant toute l'année des aliments contaminés, n'ingèrent pas plus que la [38].

Pratiquement, en cas d'accident (par exemple Tchernobyl en avril 1986), nous serons en présence de plusieurs produits alimentaires contaminés par plusieurs radioéléments dont les radioactivités ingérées s'additionnent.

C'est pourquoi les différents pays de la CEE ont établi en 1987 un règlement *EURATOM* qui s'appliquerait en cas de nouvel accident. Ce document fixe dans le détail les limites admissibles pour les aliments que ce soit pour l'importation ou pour la commercialisation.

Le tableau IV.10 donne, à titre indicatif, les valeurs à ne pas dépasser pour les radioéléments contenus dans les aliments en Bq/kg ou Bq/l.

Tableau IV.14 : Limites de radioactivité dans les aliments.[36]

Radioéléments	Produits laitiers	Autres denrées alimentaires
Strontium (90 Sr)	125	750
Iode (131 I)	500	2 000
Plutonium (239 Pu)	20	80
Tous autres radioéléments à période > 10 jours dont en particulier 137 Cs et 134 Cs	1 000	1 250

Nota : L'Organisation Mondiale de la Santé (OMS) a fixé pour la libre circulation des aliments un niveau maximal d'activité de 1 250 Bq/kg.

IV-4-12. ENERGIE

L'énergie des rayonnements émis est exprimée en électron-volts (symbole eV).

Cette unité d'énergie (hors système international) est utilisée en physique atomique et nucléaire et dans la technologie des accélérateurs (tableau IV.11). Elle est égale à l'énergie cinétique acquise par un électron, initialement au repos, soumis dans le vide à une différence de potentiel de 1 volt.

Le joule (symbole J) étant l'unité « SI » d'énergie, nous avons : $1 \text{ eV} = 1,60219 \cdot 10^{-19} \text{ J}$.

Nota : Pour ioniser une molécule d'air ou d'eau, un rayonnement doit posséder une énergie égale ou supérieure à 14 eV.

Tableau IV.15 : Équivalence entre les différentes énergies. [36]

Unité d'énergie	Électron-volt (eV)	Erg	Calorie (cal)	Gramme (g)	Joule (j)	Kilowatt-heure (kWh)
Électron-volt	1	$1,6 \cdot 10^{-12}$	$3,828 \cdot 10^{-20}$	$1,78 \cdot 10^{-33}$	$1,6 \cdot 10^{-19}$	$4,44 \cdot 10^{-26}$
Erg (1)	$6,24 \cdot 10^{11}$	1	$2,389 \cdot 10^{-8}$	$1,11 \cdot 10^{-21}$	10^{-7}	$2,78 \cdot 10^{-14}$
Calorie (1)	$2,62 \cdot 10^{19}$	$4,18 \cdot 10^7$	1	$4,66 \cdot 10^{-14}$	4,18	$1,16 \cdot 10^{-6}$
Gramme	$5,61 \cdot 10^{32}$	$8,99 \cdot 10^{20}$	$2,147 \cdot 10^{13}$	1	$8,99 \cdot 10^{13}$	$2,496 \cdot 10^7$
Joule	$6,24 \cdot 10^{18}$	10^7	0,239	$1,11 \cdot 10^{-14}$	1	$2,78 \cdot 10^{-7}$
Kilowatt-heure	$2,25 \cdot 10^{25}$	$3,6 \cdot 10^{13}$	$8,6 \cdot 10^5$	$4,11 \cdot 10^{-8}$	$3,6 \cdot 10^6$	1
(1) Emploi interdit						

IV-5. MESURES D'ORDRE TECHNIQUE

IV-5-1. NORMES DE RADIOPROTECTION

On définit les différentes aires de travail en fonction des débits de dose reçus par les travailleurs et par le public.

Ces aires de travail sont géographiquement délimitées en zones:

1- Zone A ou zone contrôlée: Exclusivement réservée aux personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements ionisants (DATR)

2-Zone B ou zone surveillée: Cette zone est dite non DATR. La dose maximale délivrée à une personne y séjournant ne doit pas passer 1.5rem/an

3-Zone publique: C'est la zone destinée à la population dans son environnement quotidien et naturel. La valeur de la dose estimée annuellement est de 0.5re/an qui représente la moyenne des rayonnements naturels terrestres et cosmiques. [37]

IV-5-1-1. HORAIRES CONSEILLEES

On considère qu'un travailleur effectue 40 heures par semaine en l'occurrence 2000 heures pendant 50 semaines par an: Ainsi les doses horaires définies pour chaque zone sont:

- **Zone A:** 2.50mrem/h
- **Zone B:** 0.75mrem/h

Les facteurs considérés en radioprotection sont :

- Temps
- Distance
- Ecrans.[37]

IV-5-1-2. GRANDEURS ET UNITES DE MESURE

- *Source* : Activité [A_t] becquerel (Bq) ; s^{-1}
- *Flux* fluence [Φ] nombre de particules / m^2 (dans l'air)
- *Cible* dose absorbée [D] $D = dE / dm$; gray ; 1 Gy = $1J.kg^{-1}$ [37]

IV-5-2. DEFINITION DES ZONES

Préalablement a toute mise en œuvre, après avoir procédé a une évaluation des risques et recueilli l'avis de la PCR, le directeur d'unité doit délimiter, autour de la source, les zones suivantes :

- Une zone surveillée, des lors que les travailleurs sont susceptibles de recevoir :
 - Une dose efficace dépassant 1 mSv/an, dans les conditions normales de travail,
 - Ou une dose équivalente dépassant un dixième de l'une des limites fixées pour la peau, les mains, les avant-bras, les pieds et les chevilles (soit 50 mSv), ou le cristallin (soit 15mSv).
- Une zone contrôlée, des lors que les travailleurs sont susceptibles de recevoir :
 - une dose efficace de 6 mSv/an, dans les conditions normales de travail,
 - ou une dose équivalente dépassant les trois dixièmes de l'une des limites fixées pour la peau, les mains, les avant-bras, les pieds et les chevilles (soit 150 mSv) ou le cristallin (soit 45 mSv).

A l'intérieur d'une zone contrôlée, lorsque le risque d'exposition dépasse certains seuils, des zones spécialement réglementées ou interdites d'accès peuvent être délimitées et signalées.[3]

L'arrête du 15 mai 2006 précise les valeurs pour lesquelles ces zones sont délimitées.

Il introduit des valeurs opérationnelles pour leur délimitation (doses intégrées sur le mois ou l'heure et débit d'équivalent de dose par rapport aux limites annuelles énoncées ci-dessus).

Ce sont ces valeurs opérationnelles qui sont utilisées pour déterminer le zonage en s'assurant que les limites en doses efficaces et équivalentes annuelles demeurent respectées.

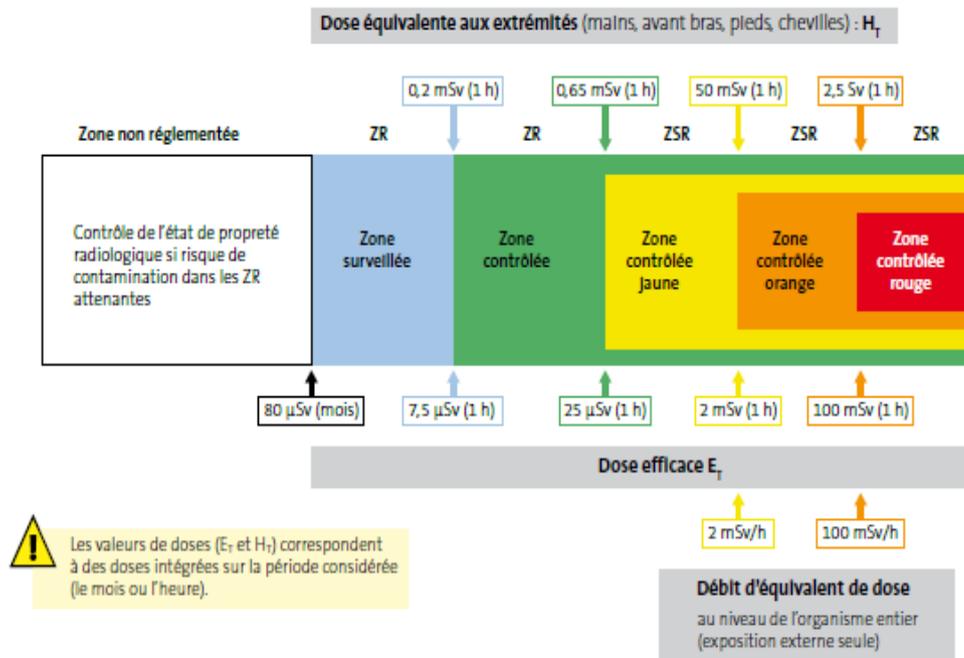


Figure IV.5 : Délimitation des zones réglementées (ZR) et spécialement réglementées (ZSR) Schéma extrait de la circulaire DGT/ASN n°01 du 18 janvier 2008 relative à l'arrêté du 15 mai 2006.[3]

La démarche ayant conduit à la délimitation des zones doit être formalisée dans un document interne et intégrée au document unique d'évaluation des risques professionnels.

IV-5-3. CONTROLES REGLEMENTAIRES

Des contrôles sont prévus dans le cadre de la protection des travailleurs. Ils doivent être réalisés en interne et en externe, leurs natures et périodicités sont définies par l'arrêté du 21 mai 2010.

Les contrôles internes et externes font l'objet de rapports écrits mentionnant la date, la nature et leur localisation, le nom et la qualité du contrôleur et les éventuelles non conformités relevées.

Les contrôles externes, réalisés annuellement par organisme agréé, ne peuvent pas se substituer aux contrôles internes.

Le directeur d'unité établit avec l'appui de la PCR un programme des contrôles externes et internes et s'assure de son adéquation avec les risques présents.

La nature et l'étendue des contrôles internes peuvent être ajustées sur justification basée sur l'analyse de risque, l'étude des postes de travail et les caractéristiques des installations.

Ces justifications sont explicitées dans le programme des contrôles.

Les contrôles internes peuvent être effectués par la PCR ou par des agents formés, après validation de la PCR. Ces mêmes contrôles sont réalisés au moins une fois par an par un organisme agréé.[3]

IV-5-3-1. CONTROLES TECHNIQUES DE RADIOPROTECTION

Un contrôle technique de radioprotection des sources, des locaux, des appareils contenant des sources, des dispositifs de protection et d'alarme ainsi que des instruments de mesure utilisés doit être réalisé.

1- Contrôles techniques des locaux et des sources :

- A réception dans l'unité ;
- Avant la première utilisation ;
- Lorsque les conditions d'utilisation sont modifiées ;
- Périodiquement pour les sources (au moins une fois par an par l'IRSN ou par un organisme agréé) ;
- Périodiquement pour les instruments de mesure utilisés pour ces contrôles, assortis d'une vérification du bon fonctionnement, ainsi que pour les dosimètres opérationnels ;
- En cas de cessation définitive d'emploi lors de l'utilisation de sources non scellées.

2- Contrôles des équipements de mesure :

- Contrôle de bon fonctionnement à effectuer avant chaque utilisation ;
- Contrôle réalisé au moins annuellement ou avant utilisation de l'appareil, si celui-ci n'a pas été employé depuis plus d'un mois, à l'aide d'une source radioactive ou un dispositif électronique adapté ;
- Contrôle de l'étalonnage (uniquement par un organisme accrédité par le COFRAC ou certifié ISO 9001 version 2000) avec une périodicité :
 - Quinquennale pour les équipements de mesure équipés d'un contrôle permanent de bon fonctionnement ;
 - Triennale pour ceux non équipés d'un contrôle permanent de bon fonctionnement ;
 - Annuelle pour les dosimètres opérationnels.

3- Contrôles de l'étanchéité des sources scellées :

Des recherches de la contamination des dispositifs d'utilisation (équipements contenant des sources, compteur par exemple) et de stockage doivent être effectuées :

- A l'aide d'un frottis humide sur papier filtre (100 g/m² minimum) de 50 mm de diamètre imbibé d'alcool ou de solvant volatil adapté à la présentation chimique du radionucléide en cause ;
 - Sur une seule face du papier ;
 - en 4 emplacements au moins des parties accessibles de l'équipement ;
 - sur des surfaces minimales de 25 cm² choisies aussi proches que possible de la source, en excluant cette dernière.

Les frottis doivent être transmis à un laboratoire d'analyse avec un schéma descriptif de la source et des surfaces de prélèvement. Des mesures directes du frottis sont parfois possibles. [3]

IV-5-3-2. CONTROLES TECHNIQUES D'AMBIANCE

Les contrôles techniques d'ambiance comprennent :

- En cas d'exposition externe, la mesure des débits de dose externes, en indiquant les caractéristiques des rayonnements en cause ;
- En cas de risque d'exposition interne, les mesures de la concentration dans l'air et de la contamination des surfaces de travail et des locaux, en indiquant les caractéristiques des substances radioactives présentes.

Ils permettent de disposer d'éléments contribuant à évaluer l'exposition des personnels. Les points de recherche de la contamination des surfaces doivent être choisis judicieusement, leur emplacement justifie dans le programme des contrôles.

La contamination de surface peut être mise en évidence par des appareils de mesure à lecture directe, ou par la technique du frottis.

Le type d'appareils utilisés, la localisation des points de mesure sont déterminés par la PCR, en fonction de la nature des risques. Le contrôle d'ambiance systématique, s'il n'est pas effectué en continu, devra être réalisé au moins une fois par mois. Les périodicités des contrôles concernant les sources scellées, les sources non scellées, les conditions d'élimination des déchets et effluents et ceux concernant les appareils de détection sont précisés dans l'arrêté du 21 mai 2010.[3].

IV-5-3-3. TRAÇABILITE DES CONTROLES TECHNIQUES

Les rapports de contrôle interne et externe sont conservés 10 ans.

Les résultats de ces contrôles sont consignés dans un document comportant également:

- Un relevé actualisé des sources et appareils, des informations relatives aux modifications apportées aux sources, appareils et dispositifs de protection,
- Les remarques faites par les organismes agréés ou l'IRSN.

Ce document est annexe au document unique d'évaluation des risques. Il est tenu à la disposition des autorités administratives.

- Les non conformités relevées lors des contrôles techniques font l'objet
- d'un suivi et de l'établissement d'un plan d'action formalisé.[3]

IV-5-3-4. CONTROLE DE L'EFFICACITE DE L'ORGANISATION

Les contrôles prévus par l'arrêté du 21 mai 2010, au titre de l'efficacité de l'organisation de la radioprotection mise en place, consistent à vérifier l'existence et la validité de différents documents et procédures. Ils sont à intégrer au programme des contrôles.

IV-5-3-5. CONTROLES DES EQUIPEMENTS DE PROTECTION COLLECTIVE ET INDIVIDUELLE (EPC ET EPI)

Les EPC et EPI font également l'objet de contrôles réguliers selon des périodicités propres à chaque équipement.

Les EPC font l'objet de procédures de fonctionnement et sont correctement entretenus.[3].

IV-5-4. APPAREILS DE MESURE

Leur efficacité et leur bon fonctionnement sont vérifiées par des contrôles et étalonnages périodiques.

IV-5-4-1. MESURE DE L'EXPOSITION EXTERNE

La mesure des débits d'équivalent de dose se fait au moyen de débitmètres de différents types :

- La chambre d'ionisation portable, type « Babyline », permet la mesure de débits de dose équivalente dus aux β et γ en profondeur (paroi de 300 mg/cm^2)* et au niveau de la peau (paroi de 7 mg/cm^2)*. Grâce à ses parois constituées de matériaux « équivalent-tissu », sa réponse est constante en énergie à par tir de 10 keV.



Figure IV.6 : Appareil de mesures

- Les radiomètres, équipés de tubes Geiger- Muller, plus robustes, ont une réponse en énergie moins bonne. On peut les utiliser pour la mesure de débits de dose équivalente dus aux γ au-dessus de 100 KeV.
- D'autres débitmètres utilisant des principes différents (détecteurs au silicium, scintillateurs...) sont disponibles dans le commerce et offrent des réponses satisfaisantes.
- Des appareils spécifiques sont nécessaires pour la mesure de débits de dose équivalente dus aux neutrons.[3]

IV-5-4-2. MESURE DE LA CONTAMINATION

1- Contamination surfacique :

Un certain nombre d'éléments sont déterminants dans le choix d'un appareil de détection :

- Le rendement de détection,
- La rapidité du temps de réponse,
- Les dimensions adaptées aux échantillons ou surfaces à contrôler,
- Le bruit de fond le plus faible possible.

Les appareils de mesure de la contamination de surface se présentent généralement sous la forme de coffrets équipés de sondes portatives ou de dispositifs intègres, adaptés aux différents rayonnements :

➤ *Emetteurs α :*

Photomultiplicateur (PM) associé à un scintillateur au ZnS protégé de la lumière.

➤ *Emetteurs β*

- compteur Geiger-Muller (GM) à fenêtre mince,
- scintillateur plastique,
- scintillateur liquide : à titre d'exemple, c'est la méthode utilisée pour contrôler une contamination de surface due au ^3H , à l'aide d'un frottis compte en scintillation liquide.

➤ *Emetteurs X et γ*

Photomultiplicateur associé à un scintillateur au NaI :

- mince (2 mm) pour les X et γ de faible énergie,
- épais (20 mm) pour les γ d'énergie supérieure à 200 KeV.



*Polyradiamètre
portatif MIP10
+ sonde*

*Appareil de contrôle
de contamination
surfacique MCB2*

Figure IV.7 : Appareil de contrôle de contamination

2- Contamination atmosphérique :

Sous certaines conditions, en faisant passer l'air a travers un papier filtre, on peut obtenir un échantillon représentatif de la contamination atmosphérique. En mesurant l'activité de ce filtre, il est possible de déterminer la concentration del'activité de l'air en Bq /m3.

Deux techniques sont habituellement employées, l'une ne donnant qu'une indication a posteriori (appareil de prélèvements atmosphériques sur filtres fixes), l'autre permettant de suivre l'évolution de la contamination dans le temps (appareil enregistreur d'aérosols radioactifs). [3]

IV-6. RAYONNEMENTS IONISANTS / LES SOURCES DE L'EXPOSITION HUMAINE

Tableau IV.16: Exposition Naturelle / Exposition artificielle [37]

<i>Exposition Naturelle</i>	<i>Exposition artificielle</i>
Rayonnements cosmiques	Médicale 1100 µSv/an
Rayonnements telluriques	Explosions nucléaires 5 µSv/an
Dose efficace 2400µSv/an	Industrielle 1 à 200 µSv/an
Débit faible: 0,27µSv/hr	Domestique 50 µSv/an
	Professionnelle 1100 µSv/an
	Débits variables parfois élevés

IV-6-1.RAYONNEMENTS IONISANTS L'EXPOSITION HUMAINE D'ORIGINE NATURELLE

Tableau IV.17 : Radioactivité de différents milieux naturels

<i>Radioactivité de différents milieux naturels (CRNA)</i>	
Eau de pluie	0,3 à 1 Bq/l
Eau de rivière	0,07 Bq/l (²²⁶ Ra et descendants)
	0,07 Bq/l (⁴⁰ K)
	11 Bq/l (³ H)
Eau de mer	14 Bq/l (⁴⁰ K essentiellement)
Eau minérale	1 à 2 Bq/l (²²⁶ Ra, ²²² Rn)
Lait	60 Bq/l
Sol sédimentaire	400 Bq/kg
Sol granitique	8000 Bq/kg
Corps humain	12000 Bq (6000 dus au ⁴⁰ K)

IV-6-2. RADIOPROTECTION / PROBLEMATIQUE DE LA LIMITATION DES DOSES (CIPR 60)

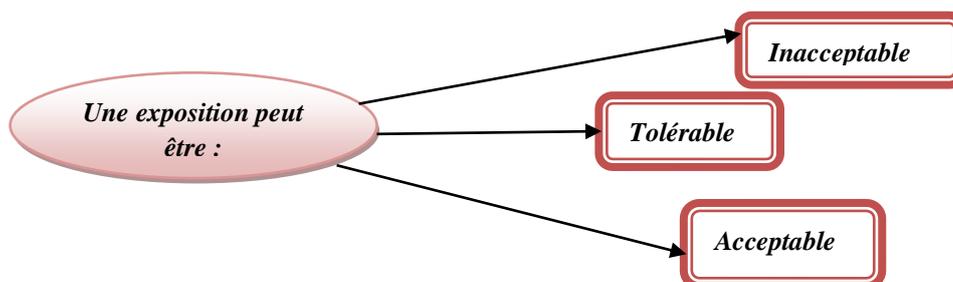


Figure IV.8 : Problématique de la limitation des doses (CIPR 60)[37]

- Calcul de la probabilité de mort due à des expositions à des doses efficaces annuelle de 10 , 20 , 30 , 50 mSv ;
 - 50 mSv/an (dose cumulée sur 50 ans = 2,5 Sv risque de décès dû à l'expositio atteint avant 60 ans La CIPR estime ce niveau de dose inacceptable ;
 - 20 mSv/an (dose cumulée sur 50 ans = 1Sv) risque de décès dû à l'exposition atteint à 70 ans La CIPR estime ce niveau de dose acceptable.[37].
- Probabilité annuelle de décès dus au cancer, par million ($p=10^{-3}$, couramment observée dans l'industrie conventionnelle)

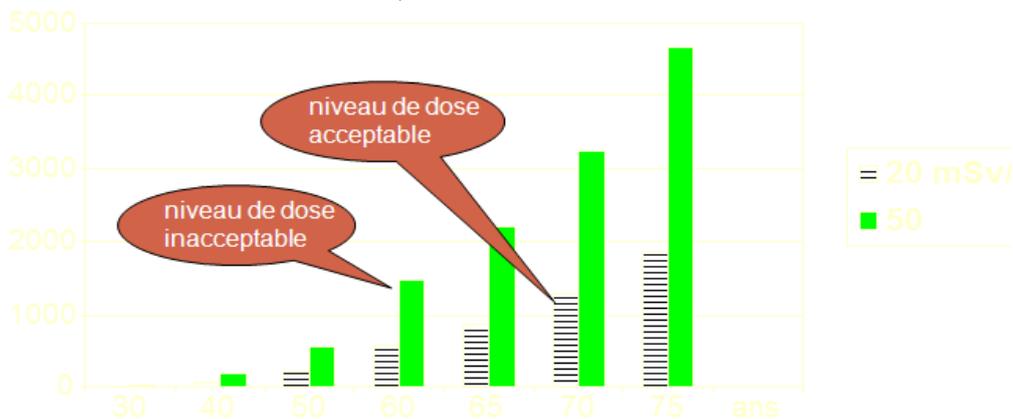


Figure IV.9 : Niveaux de doses

IV-6-3. RADIOPROTECTION LIMITES DE DOSE, EXPOSITION EXTERNE

1. CIPR 26 1977 décret 86-132 :

✚ Travailleurs:

- Exposition globale: **50 mSv / an**
- Peau : **500 mSv / an**
- Cristallin : **150 mSv / an**

✚ Public :

- Exposition globale: **5 mSv / an**
- Peau : **50 mSv / an**
- Cristallin : **15 mSv / an**

2. CIPR 601990 décret du 05-117 :

✚ Travailleurs:

- Exposition globale: **20 mSv / an**
- Peau : **500 mSv / an**
- Cristallin : **150 mSv / an**

✚ Public :

- Exposition globale: **1 mSv / an**
- peau : **50 mSv / an**
- cristallin : **15 mSv / an (CRNA)**

IV-6-4. RADIOPROTECTION LIMITES DE DOSE, EXPOSITION INTERNE

1. CIPR 26 :

- **LAI (limite annuelle d'incorporation) :** Activité incorporée (Bq) , qui délivre à l'organisme en un an une dose efficace égale à **50 mSv**
- **LDCA (limite dérivée de concentration dans l'air) :** Activité volumique (Bq/m³), qui pour 2000 h, entraîne une incorporation égale à la LAI, LDCA (Bq/m³) = LAI(Bq)/2400m³.

2. CIPR 60 :

- **DPUI (Dose Efficace Par Unité d'Incorporation (Sv / Bq)) :**

Dose efficace délivrée à l'organisme suite à l'incorporation de 1Bq (limite annuelle: 20 mSv) prise en compte de la voie d'entrée, de la granulométrie, de la trans-férabilité , et pour le public , de l'âge.[37].

IV-6-5. RADIOPROTECTION EXPOSITION EXTERNE ET EXPOSITION INTERNE ASSOCIEES

1. CIPR 26 :

- $H / H_L + I_1 / LAI_1 + I_2 / LAI_2 + \dots < 1$
- H : équivalent de dose reçu en 1 an (Sv)
- H_L : limite annuelle (Sv)
- I : activités incorporées en 1 an (Bq)
- LAI : limites annuelles d ' incorporation (Bq)

2. CIPR 60 :

- $E_{ext} + (A_{ing} \cdot DPUI_{ing}) + (A_{inh} \cdot DPUI_{inh}) < 20 \text{ mSv} / \text{an}$
- E_{ext} : dose efficace résultant de l ' exposition externe (Sv)
- DPUI_{ing} , DPUI_{inh} , (Sv / Bq)
- A_{ing} , A_{inh} : activités incorporées (Bq) .[37]

IV-7. CONCORDANCE ENTRE LES UNITÉS SI ET LES UNITÉS HORS « SI »

Tableaux IV.18 : Concordance entre les unités « SI » et les unités dérivées hors si utilisées en radioprotection. [36]

12a - Curie-Becquerel							
kCi	hCi	daCi	Ci	mCi	µCi	nCi	pCi
10 ³ Ci 37 TBq 37.10 ¹² Bq	10 ² Ci 3,7 TBq 3,7.10 ¹² Bq	10 Ci 370 GBq 37.10 ¹⁰ Bq	/ 37 GBq 37.10 ⁹ Bq	10 ⁻³ Ci 37 MBq 37.10 ⁶ Bq	10 ⁻⁶ Ci 37 kBq 37.10 ³ Bq	10 ⁻⁹ Ci 37 Bq /	10 ⁻¹² Ci 37 mBq 37.10 ⁻³ Bq

12b - Rad-Gray							
krd	hrd	dard	rd	drd	crd	mrd	µrd
10 ³ rd daGy 10 Gy	10 ² rd Gy /	10 rd dGy 10 ⁻¹ Gy	/ cGy 10 ⁻² Gy	10 ⁻¹ rd mGy 10 ⁻³ Gy	10 ⁻² rd 10 ⁻¹ mGy 10 ⁻⁴ Gy	10 ⁻³ rd 10 ⁻² mGy 10 ⁻⁵ Gy	10 ⁻⁶ rd 10 ⁻² µGy 10 ⁻⁸ µGy

12c - Rem-Sievert							
krem	hrem	darem	rem	drem	crem	mrem	µrem
10 ³ rem daSv 10 Sv	10 ² rem Sv /	10 rem daSv 10 ⁻¹ Sv	/ cSv 10 ⁻² Sv	10 ⁻¹ rem mSv 10 ⁻³ Sv	10 ⁻² rem 10 ⁻¹ mSv 10 ⁻⁴ Sv	10 ⁻³ rem 10 ⁻² mSv 10 ⁻⁵ Sv	10 ⁻⁶ rem 10 ⁻² µSv 10 ⁻⁸ Sv

Nota :

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ n-Ci} = 0,027 \text{ n-Ci}, 37$$

$$1 \text{ Gy} = 0,1 \text{ milli-rad} = 0,1$$

$$1 \text{ Sv} = 0,1 \text{ milli-rem}$$

IV-8. MASSE ATOMIQUE D'UN NUCLÉIDE

Nous définissons la masse atomique (notion physique) d'un nucléide ou masse isotopique comme le rapport de la masse de l'atome de cet isotope au douzième de la masse de l'atome de l'isotope 12 du carbone (Jusqu'en 1960, la masse atomique était définie par rapport à l'isotope 16 de l'oxygène).

La masse atomique d'un nucléide est exprimée en unité de masse atomique UMA.

Un atome gramme de carbone 12 pèse 12 g et contient N (nombre d'Avogadro) atomes c'est-à-dire 6,022.10²³ atomes. Nous avons donc :

$$1 \text{ UMA} = 12/12N = 1/N = 1,666.10^{-24} \text{ g}$$

La masse atomique d'un élément naturel est la masse moyenne de ses différents isotopes compte tenu de leur abondance relative dans la nature.

Les masses atomiques chimiques expriment en gramme les masses d'un atome gramme de chaque élément.

Nota : Ne pas confondre masse atomique et nombre de masse A. Ce dernier est le nombre de nucléons d'un atome. (3ème édition ; CRAM Centre sécurité sociale ; par D. DUGRILLON)

IV-9. CONCLUSION

A travers ce chapitre, nous avons appris à comprendre doses et les unités de radioactivité et de rayonnement ionisant, comment elles sont mesurées et contrôlées, et les limites d'exposition avec le corps humain.

**CHAPITRE V : IRRADIATION
EXTERNE/CONTAMINATION ET
CONTROLE**

CHAPITRE V : IRRADIATION EXTERNE/CONTAMINATION ET CONTROLE

V.1 INTRODUCTION

Les éléments radioactifs inhalés ou ingérés circulent dans notre organisme et vont se fixer temporairement sur certains de nos organes. On dit qu'il y a contamination interne de notre organisme.

Petit à petit, les éléments radioactifs fixés à l'intérieur de l'organisme s'éliminent par les phénomènes biologiques naturels (ils se retrouvent dans les urines et les fèces, et la mesure de la radioactivité de ceux-ci permet de déceler une contamination interne). Durant le temps où ils restent dans notre organisme, ces éléments radioactifs émettent, bien entendu, des rayonnements qui irradient de l'intérieur les organes où ils sont temporairement fixés : Il y a irradiation interne.

Pour la même dose équivalente de rayonnement reçue, que ce soit par irradiation interne ou externe, le dégât biologique est le même. Par contre une source donnée entraînera une dose absorbée par une personne exposée aux rayonnements de cette source beaucoup plus forte si la source s'est fixée à l'intérieur de l'organisme de cette personne (par suite par exemple de l'ingestion d'aliments sur lesquels elle s'était déposée), que si la dite source reste extérieure à l'organisme et l'irradie donc de l'extérieur. Le dégât biologique sera donc plus important dans le premier cas (source à l'intérieur, c'est à dire contamination interne de l'organisme) que dans le second.

Les dégâts biologiques causés par une irradiation se traduisent finalement pour les personnes concernées par différents types d'effets suivant l'importance de cette irradiation.

Pour de fortes doses d'irradiation, au dessus d'un certain seuil, on constate des effets qui vont de la simple modification de la formule sanguine à un décès lorsque la dose d'irradiation augmente. Ce sont les effets dits " non aléatoires ". Pour les faibles doses d'irradiation (en dessous du seuil à partir duquel apparaissent les effets non aléatoires), on a des effets dits "aléatoires" qui se traduisent par une augmentation de la fréquence des cancers observés et des défauts génétiques dans une population irradiée. Cette fréquence augmente avec la dose reçue.

L'irradiation externe et la contamination sont les deux modes d'atteinte de l'individu par les rayonnements ionisants. Par contre, les effets des rayonnements au niveau de la tissus vivant sont les mêmes dans les deux cas.

Pour les différents types d'exposition, les effets sur l'organisme dépendent de :

Importance de l'irradiation ;

Temps d'irradiation ;

Association éventuelle à une contamination ;

Atteinte partielle ou globale de l'individu.

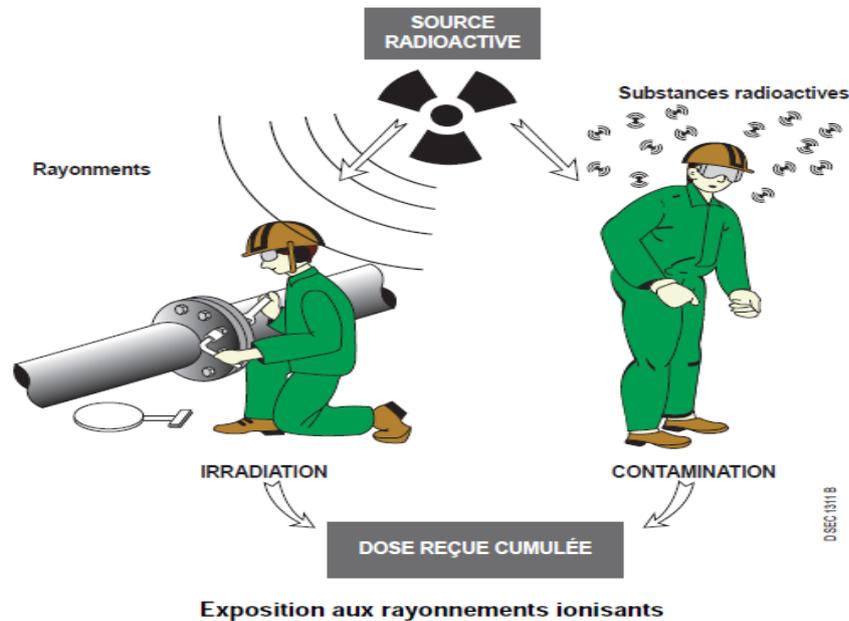


Figure V.1 : exposition aux rayonnements ionisants

Irradiation :

C'est lorsque la substance radioactive est extérieure au corps humain. Il s'agit d'une source scellée émettant des rayonnements.

Contamination :

Lorsque la substance radioactive n'est pas contenue dans une enveloppe étanche et peut être disséminée. Cela concerne essentiellement l'industrie nucléaire et certains laboratoires de recherche. IL s'agit d'une source non scellée.

Contamination externe :

Lorsque la substance radioactive est répandue à la surface du corps (ex : aspersion par une solution radioactive)

Contamination interne :

Lorsque la substance radioactive pénètre dans le corps :

Par une respiration d'air contenant des poussières ou brouillards radioactifs ;

Par voie cutanée à partir d'une blessure ;

Par ingestion de liquide ou d'aliments contenant des corps radioactifs.

La plupart des expositions à la radioactivité sont externes c'est-à-dire que la source de rayonnements est extérieure à l'objet ou l'organisme irradié. C'est le cas pour la radioactivité naturelle, le rayonnement cosmique est le rayonnement en provenance des roches. C'est le cas aussi des expositions médicales, essentiellement des radiographies par rayons X, et de la plupart des expositions accidentelles.

Pour les expositions à la radioactivité d'origine naturelle, Il existe quatre catégories de rayonnements ionisants d'origine naturelle.

V.1. RAYONNEMENTS COSMIQUES

Ils sont multipliés par 2 quand l'altitude croit de 1 500 m :

à Paris	0,3mSv/an
à 1 500 m	0,6mSv/an
à 3 000 m	1,2mSv/an
à Quito (2 800 m)	1,6mSv/an
à La Paz (3 658 m)	2,7mSv/an
à 18 000 m	10mSv/heure
en cas d'éruption solaire	0,1 à 1mSv/ heure au sol

V.2. RAYONNEMENTS TELLURIQUES

Ils sont émis par les éléments radioactifs présents dans l'écorce terrestre, tels que le thorium et l'uranium. Ils varient selon la nature des sols et sont plus élevés dans les massifs granitiques que dans les terrains sédimentaires. [36].

à Paris	0,4mSv/an
en Bretagne	de 1,8 à 3,5mSv/an
à Kerala (Inde)	13mSv/an
au Brésil	5 à 10mSv/an

V.3. RADIOACTIVITE DE L'AIR

Elle est principalement due au radon 222 (^{222}Rn), gaz radioactif d'origine naturelle, issu de la désintégration de l'uranium et du radium présents dans la croûte terrestre. Son émission dans l'atmosphère ainsi que sa concentration vont dépendre des conditions météorologiques et des propriétés du sol (richesse en uranium 238 (^{238}U) et porosité). Dans les lieux fermes, la concentration va également dépendre des matériaux de construction et de la ventilation des locaux.

Le radon s'accumule dans les espaces clos et peu ventilés, notamment dans les bâtiments, grottes... Des campagnes de mesures d'activités volumiques du radon dans l'habitat ont été organisées par l'IRSN sur l'ensemble du territoire français. Les concentrations moyennes par département vont de 22 Bq/m³ (Paris) à 264 Bq/m³ (Lozère). [36].

V.4. RADIONUCLEIDES PRESENTS DANS LE CORPS HUMAIN

Leur présence est due à l'ingestion d'aliments en contenant naturellement. Dans ce cas, l'exposition est due principalement au potassium 40 (^{40}K) : le corps humain (70 kg) contient 145 g de potassium dont 0,012 % est du ^{40}K , ce qui correspond à une activité de 4 428 Bq et à une dose efficace de 0,2 m.Sv/an. Mais il faut noter également la présence de carbone 14 (^{14}C) avec une activité de 3 500 Bq.

L'activité ingérée chaque jour par une personne : 100 Bq de ^{14}C et 100 Bq de ^{40}K . Au total, l'activité moyenne de l'organisme est

Donc d'environ 8 000 Bq pour une personne de 70 kg.

De façon générale, des éléments radioactifs sont présents dans pratiquement tout notre environnement. [36].

Tableau V.1 : Activité naturelle de quelques substances. [36]

Substances	Activité
Poisson	100 Bq/kg
Pomme de terre	100 à 150 Bq/kg
Huile de table	180 Bq/l
Lait	50 Bq/l (^{40}K)
	80 Bq/l (radioactivité naturelle totale)
Eau minérale	1 Bq/l (^{226}Ra)
	2 Bq/l (^{238}U)
Eau de pluie	0,3 à 1 Bq/l
Eau de l'Isère	0,3 Bq/l
Eau de mer	10 Bq/l
Sol sédimentaire	400 Bq/kg
Sédiments de l'Isère (^{40}K)	1 000 Bq/kg
Sol granitique	8 000 Bq/kg

En résumé, les différents types d'exposition à la radioactivité d'origine naturelle sont présentés dans le tableau ci-dessous

Tableau V.2 : Type d'exposition / Dose

Type d'exposition	Dose en mSv
	moyenne
Cosmique (externe)	0,35
Tellurique (externe) ^{238}U , ^{40}K , ^{232}Th	0,4
Corps humain (interne) ^{40}K , ^{14}C , ^{238}U , ^{232}Th	1,6
Total	2,35

Pour l'exposition d'origine médicale, Le tableau ci-dessous présente les doses moyennes délivrées lors de différents examens radiologiques

Tableau V.3 : Doses en fonction de l'examen réalisé. [36]

Radlographie	Dose à la peau (mSv)	Dose équivalente (mSv)	Variations*
Thorax	0,7	0,1	[0.05-0.36]
Crâne	2	0,15	[0.13-1.35]
Abdomen	3	1,0	[0.3-4.5]
Urographie Intraveineuse	20	3,5	[0.7-10.4]
Transit œsogastroduodénal	90	3,8	[1.2-9.4]
Lavement baryté	97	7,7	[4.6-10.2]
Scanner abdominal	-	2,6	-
Scanner thoracique	-	4,8	-

V.5.SOURCES ET NIVEAUX D'EXPOSITION

Il y a trois sources principales d'exposition :

Naturelle; Industrielle ou médicale.

Environnementale du fait des activités humaines impliquant la radioactivité.

Sont présentés ci-après quelques ordres de grandeurs de niveaux d'exposition couramment rencontrés, dans la vie de tous les jours ou en milieu professionnel.

V-5-1. NIVEAUX D'EXPOSITION EXTERNE RENCONTRES EN MILIEU PROFESSIONNEL

D'après les données de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN, 2018, expositions 2017). Les valeurs sont mesurées par des dosimètres individuels portés au niveau de la poitrine (mesurant une dose de rayonnements X, gamma et neutrons, représentative de la dose efficace reçue par le porteur).

Tableau V.4: quelques niveaux d'exposition rencontrés dans la vie de tous les jours

DOMAINE D'ACTIVITÉ	EFFECTIF SURVEILLÉ	RÉPARTITION DES EFFECTIFS PAR CLASSES DE DOSE					
		< seuil	Du seuil à 1 mSv	De 1 à 6 mSv	De 6 à 15 mSv	De 15 à 20 mSv	> 20 mSv
Activités médicales et vétérinaires	222 975	180 897	39 066	2 750	250	6	6
Nucléaire ^(a)	68 509	47 287	14 416	5 938	865	2	1
Industrie non nucléaire	33 555	23 348	6 348	3 103	751	3	2
Recherche et enseignement ^(b)	13 158	11 573	1 535	49	1	0	0
Autres ^(c)	13 885	11 534	2 186	158	7	0	0
Total	352 082	274 639	63 551	11 998	1 874	11	9

Ces ordres de grandeurs, donnés pour situer les principaux niveaux d'exposition rencontrés, doivent être mis en perspective avec les limites d'exposition fixées par la réglementation française.

Tableau V.5: Répartition des effectifs par classes de dose dans différents domaines d'activité

QUELQUES NIVEAUX D'EXPOSITION RENCONTRÉS DANS LA VIE DE TOUS LES JOURS		
Niveau d'exposition		Nature de l'exposition
Doses efficaces en milliSievert (mSv)	0,05 mSv	Radiographie pulmonaire de face (exposition du patient)
	0,08 mSv	Trajet Paris-New-York en avion aller-retour
	1,6 mSv	Irradiation médicale moyenne de la population générale en France (dose estimée par an et par personne)
	2 mSv	Irradiation cosmique du personnel navigant de l'aviation civile (dose estimée par an et par personne)
	2,9 mSv	Irradiation naturelle moyenne de la population générale en France (dose estimée par an et par personne)

D'après les données de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN, 2018)

Tableau V.6 : limites d'exposition aux rayonnements ionisants, en dose efficace

LIMITES D'EXPOSITION AUX RAYONNEMENTS IONISANTS, EN DOSE EFFICACE	
Domaine d'application	Limite
Public	1 mSv/an *
Professionnel (travailleurs exposés)	Sur 12 mois consécutifs, 6 mSv en catégorie B ou 20 mSv en catégorie A **

V-5-2 EXPOSITION NATURELLE

L'irradiation naturelle externe trouve son origine dans le rayonnement cosmique (résultant du choc de particules de haute énergie provenant du soleil et des étoiles avec les atomes de l'atmosphère) et le rayonnement tellurique (lié aux radioéléments présents dans la croûte terrestre). L'exposition au rayonnement cosmique augmente avec l'altitude. Elle est en moyenne égale à 0,26 milli Sieverts (mSv) par an au niveau de la mer et d'environ 0,86 mSv par an à Mexico (2,25 km d'altitude).

L'exposition au rayonnement tellurique est surtout liée à la présence d'uranium et de thorium dans le sol. En France, elle varie de 0,2 à 0,8 mSv par an (avec une moyenne de 0,62 mSv). Elle est surtout élevée dans les régions granitiques de Bretagne et du Massif central. Dans d'autres régions du monde où le sol est riche en thorium, elle peut dépasser 15 mSv par an.

L'exposition interne d'origine naturelle est due aux radioéléments présents dans le sol et qui se retrouvent en petite quantité dans les aliments et l'eau potable (exposition interne par ingestion) et au radon présent dans l'air inspiré (exposition interne par inhalation).

L'irradiation naturelle totale est variable selon la localisation géographique. En France, elle est estimée à 2,89 mSv par an et par habitant.

V-5-3. EXPOSITION PROFESSIONNELLE

Le secteur médical a été historiquement le premier à utiliser couramment des rayonnements ionisants (radiothérapie, radiodiagnostic). Aujourd'hui, de nombreuses techniques utilisant ce type de rayonnements ont des applications industrielles et sont très répandues : radiographie, analyse et contrôle, jauges et traceurs, stérilisation par irradiation, conservation des aliments, chimie sous rayonnement, détection de masses métalliques dans les aéroports, etc.

Pour rappel, l'exposition professionnelle aux rayonnements ionisants peut se produire dans les cas suivants :

Localisation des lieux de travail soumis à une source naturelle (rayonnements cosmiques pour les personnels navigants, radon pour les lieux de travail situés dans les zones à risque) ;

Utilisation professionnelle de matières contenant naturellement des radioéléments et utilisées pour d'autres propriétés que leur radioactivité (production d'engrais phosphatés ou de céramiques réfractaires, traitement de terres rares ou des eaux souterraines...) ;

Travail en présence ou à proximité de sources de rayonnements ionisants ;

Accident ou incident, dont les principales causes sont des défaillances du matériel (fuites radioactives) ou un manque de formation des personnels utilisateurs du matériel.

V-5-4. GESTION ET COMMUNICATION LORS DES ACCIDENTS D'EXPOSITION RADIOACTIVE

Les accidents liés à la production de radioactivité, nécessitent une parfaite connaissance des personnels soignants pour ce qui concerne la nature des rayonnements ionisants, leurs effets, les modalités de prise en charge et les possibilités thérapeutiques. Des messages évidents doivent être diffusés :

- Un irradié pur n'est ni contagieux ni irradiant ;

La décontamination externe est simple mais nécessite une grande rigueur ;

Il faut éviter de transformer une contamination externe en contamination interne ;

Le traitement de l'urgence médico-chirurgicale prime sur les conséquences radio biologiques de l'accident nucléaire ;

La prévention des atteintes thyroïdiennes par la diffusion d'iode stable est efficace mais doit être précoce ;

La population et les médias doivent être informés simplement, honnêtement et rapidement. La falsification des messages au grand public incite à la méfiance, cultive le sentiment du complot et favorise la panique. En cas d'accident de grande ampleur, les autorités peuvent être amenées :

A diffuser des consignes de confinement ; A distribuer de l'iode stable ;

A restreindre la consommation de certains aliments- éventuellement à organiser l'évacuation des populations La radioactivité reste aujourd'hui encore mal connue des soignants, et des populations. Il faut cependant prendre acte de son importance dans la chaîne économique mondiale.

Les centrales nucléaires et les applications militaires génèrent leurs adeptes et leurs détracteurs. Mais il est naïf d'oublier la prolifération des applications de l'atome dans le tissu industriel. Informer et former peut contribuer à démystifier et à mieux prévenir les effets secondaires de cette technologie, qui, acceptée ou refusée, fait désormais partie de notre vie quotidienne.



Figure V.2: Appareil de gammagraphie

V-6. FONCTIONS D'UNE EXPOSITION A LA RADIOACTIVITE SUR LA SANTE

Si elle est intense et/ou trop longue, l'exposition à la radioactivité peut avoir sur l'organisme des effets qui varient en fonction :

De la dose de radioactivité à laquelle l'organisme est exposé et de la durée d'exposition.

Les doses fortes même reçues dans un bref laps de temps, engendrent généralement des effets immédiats dits "déterministes", car ils apparaissent automatiquement au-delà d'un certain seuil d'exposition (brûlures, nausées...).

Au-delà d'un certain seuil et d'une certaine durée d'exposition, peuvent se faire ressentir des effets à long terme dits "aléatoires", car ils ne sont pas automatiques. C'est le cas de certains cancers qui, quel que soit le cancérigène mis en cause, n'apparaissent qu'aléatoirement chez les populations exposées.

Du type d'exposition, toute exposition excessive à la radioactivité peut détruire l'ADN des cellules ou les modifier .

Une irradiation externe localisée peut entraîner des brûlures cutanées ou toucher éventuellement les organes situés juste sous la peau,

Une irradiation externe à très forte dose de tout l'organisme, même brève, peut être mortelle car elle détruit un grand nombre de cellules.

Une contamination interne peut se révéler mortelle si elle touche des organes vitaux (cœur, foie, poumon, système nerveux central).

Elle peut aussi être cancérigène pour certains organes exposés à forte dose. En effet, les cellules mutées, dont l'ADN n'a pu être réparé par l'organisme, se dupliquent avec leurs séquences d'ADN erronées. Ces mutations génétiques peuvent être à l'origine de pathologies comme le cancer.

Du type de radionucléide auquel l'organisme est exposé :

Seuls certains radionucléides passent dans le sang après avoir été avalés ou inhalés. Il s'agit des radionucléides les plus solubles comme le tritium, l'iode ou le carbone.

Tous les atomes radioactifs ne se répartissent pas de la même manière dans l'organisme exposé. En fonction de leurs propriétés chimiques, certains radionucléides se répartissent de manière homogène dans l'ensemble de l'organisme (tritium, césium). À l'inverse, d'autres se concentrent de préférence dans un ou plusieurs organes de rétention (organes cibles).

Exemple : Le radium se fixe plutôt sur le squelette, alors que l'iode se fixe sur la glande thyroïde.

De la radiosensibilité de chacun. De même que nous ne réagissons pas tous identiquement face à la pollution atmosphérique, nous n'avons pas tous la même sensibilité devant une exposition à la radioactivité.

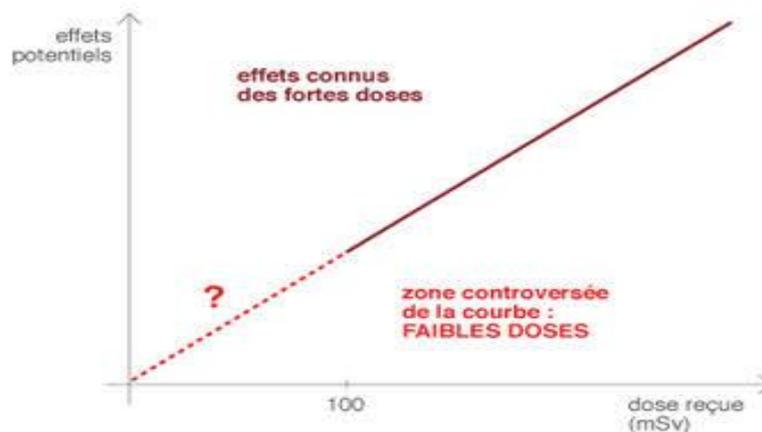


Figure V.3: Courbe des faibles doses radioactive.

V-7. ORIGINES DISTINCTES DE RADIATIONS IONISANTES

la radioactivité de certaines substances naturelles ou des activités non nucléaires conduisant à renforcer la radioactivité naturelle : radon dans l'habitat confiné, extraction de matières premières, cendres d'incinération de déchets...

Les activités nucléaires concernant la Défense Nationale : armement nucléaire, propulsion nucléaire (sous-marins, porte-avions)... ainsi que retombées atmosphériques de radionucléides disséminés par les essais de bombes atomiques (ou les accidents majeurs dans les centrales) ;

La production d'énergie nucléaire : le cycle du combustible nucléaire depuis les usines d'enrichissement, les centrales de production et les usines de retraitement ou les sites d'enfouissement des déchets nucléaires produit nécessairement des radiations ionisantes.

Le transport des matières radioactives, avec des disséminations éventuelles lors d'accidents ;

Les générateurs de radiations. Ce sont des appareils construits en vue de la production de radiations pour usage médical et industriel.

V-8. SYMPTOMES DES RADIATIONS

Les symptômes des radiations s'expliquent par le fait que :

1- La radiation touche la division cellulaire. La moelle osseuse, le système pileux et les parois de l'estomac sont les premiers organes touchés. C'est ce qui entraîne les symptômes de radiation suivants:

- ✚ Nausées;
- ✚ Vomissements plus ou moins aigus;
- ✚ Diarrhées plus ou moins sévères (sanglantes) ;
- ✚ Fatigue;
- ✚ Destruction des cellules sanguine;
- ✚ Hémorragie

2- L'iode radioactif se fixe sur la glande thyroïde pouvant entraîner un cancer de la thyroïde. La prise de comprimés d'iode immédiate sature la glande thyroïde en iode empêchant l'iode radioactif de se fixer.

3- Les radiations endommagent l'ADN de la personne qui développera de nombreux cancers. Pour les femmes enceintes, l'exposition aux radiations faibles touche le fœtus en entraînant des troubles et des malformations de croissance.

V-9. IRRADIATION

L'irradiation est la conséquence directe de l'exposition externe d'un corps (inerte ou vivant) à des rayonnements ionisants (R.I.).

Réalisée de façon contrôlée, l'irradiation trouve des applications dans différents secteurs tels que l'industrie agroalimentaire (assainissement et conservation des aliments) ou encore le milieu médical (radio-expositions externes lors des radiographies).

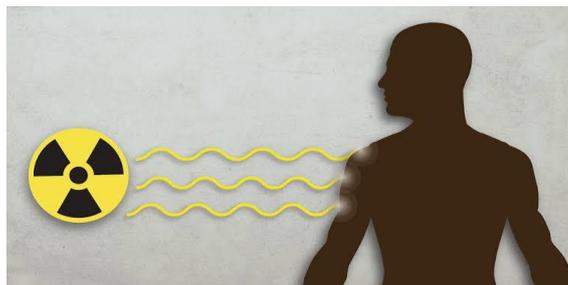


Figure V.4: l'irradiation radioactive

L'emploi des radionucléides peut provoquer une exposition externe, une exposition interne ou une contamination externe ou interne.

V-9-1. IRRADIATION EXTERNE

V-9-1-1. DEFINITION

On dit qu'il ya irradiation externe chaque fois qu'une personne se trouve placée sur le trajet des rayonnements émis par des substances radioactives situées à l'extérieur du corps.

Les rayonnements émis peuvent atteindre cette personne soit directement, soit après diffusion sur les parois du local ou les objets qu'ils rencontrent.

Si tout l'organisme est atteint, il ya irradiation globale ; si une parties seulement est atteinte, il ya irradiation partielle. (Voir Principe de radioprotection)

En irradiation externe:

Les particules α ont peu de chance d'atteindre l'individu puisqu'elles sont arrêtées par quelques centimètres d'air. Dans le cas le plus défavorable (source trop près de la peau). Elle ne pénètre pas que de quelques centièmes de millimètre. Elles sont donc arrêtées par la couche cornée de la peau. Qui est la couche morte de l'épiderme. Le rayonnement α ne présente donc aucun danger en irradiation externe ;

Les particules β ont un pouvoir de pénétration de quelques millimètres dans les tissus, plus grand si l'énergie augmente. Elles sont, par la suite, entièrement absorbées par la peau et ne peuvent provoquer que des irradiations superficielles ;

Les rayonnements γ et neutronique peuvent traverser la totalité du corps et irradier l'organisme entier.

Autrement dit, lorsqu'une personne se trouve exposée de l'extérieur par les rayonnements ionisants émis par une source radioactive situé dans son voisinage, on parle donc d'irradiation externe pour une exposition externe aux rayonnements ionisants,.

L'exposition externe : est provoquée par une source radioactive située a distance de l'individu. Cette source peut émettre des rayonnements qui interagissent avec le corps ; humain en créant des ionisations. L'exposition peut être globale ou partielle.

Quand elle est naturelle ou accidentelle, l'irradiation externe est le plus souvent globale : elle ne vise pas un organe ou un tissu particulier comme c'est le cas d'une irradiation interne où un élément radioactif pourra se fixer de façon préférentielle sur des organes cibles tels que les os ou la thyroïde par exemple.

L'irradiation externe peut toutefois être ciblée quand elle est intentionnelle. C'est le cas des radiographies médicales ou industrielles et des thérapies quand les rayons visent une tumeur cancéreuse.

Dans ce cas, l'exposition cesse dès lors que la source de radioactivité est éloignée de la personne ou si un écran (blindage par exemple) est interposé entre la personne et la source.

V-9-1-2. CARACTERISTIQUES D'IRRADIATION EXTERNE

L'irradiation externe ne dure que le temps de l'exposition à la source, contrairement à ce qui se passe lors de l'ingestion ou de l'inhalation de substances radioactives. Dans ce dernier cas, l'exposition aux rayonnements ionisants va diminuer au cours du temps sous l'action combinée de la décroissance radioactive des atomes et l'élimination biologique progressive du radioélément

incriminé. On définit ainsi une période biologique qui est le temps nécessaire pour que l'activité d'un radioélément donné diminue de moitié après ingestion ou inhalation.

Les expositions externes peuvent être évaluées à l'aide de dosimètres sensibles aux rayonnements X, gamma, bêta et aux neutrons. Comme vu précédemment, la mesure de l'exposition externe aux alphas n'est pas nécessaire en raison de leur faible parcours dans l'air et de leur incapacité à traverser la couche supérieure de l'épiderme. Le port de ces dosimètres est obligatoire pour les personnes travaillant en zones sensibles : travailleurs de l'industrie nucléaire et de laboratoires, personnels des hôpitaux en médecine nucléaire notamment. En thérapie, on contrôle les doses délivrées à la tumeur et aux tissus environnants par des dosimètres situés à la surface du corps et placés sur le trajet des rayons.

Il n'est pas possible d'évaluer individuellement les doses reçues en l'absence de dosimètre, en particulier en cas d'accident. On pourra néanmoins évaluer la dose reçue en simulant l'accident à l'aide de codes de calculs spécifiques.

V-9-1-3. TYPES D'IRRADIATION EXTERNE

Les différents types d'irradiation externe sont:

V-9-1-3-1. IRRADIATION EXTERNE GLOBALE

Est globale toute irradiation qui intéresse la totalité de l'organisme et qui présente comme caractère de distribution, d'être homogène ou d'être d'une hétérogénéité peu accentuée.

L'importance de la dose n'intervient donc pas dans cette notion. Une irradiation globale peut être globale et à faible niveau, Mais si elle est à fort niveau, elle a pour conséquence d'entraîner le développement d'un syndrome clinique de maladie aiguë des rayons.

V-9-1-3-2. IRRADIATION EXTERNE PARTIELLE

Cette catégorie englobe toute exposition n'intéressant qu'une fraction limitée de l'organisme, ou portant de façon très prédominante sur une fraction de l'organisme.

En général, de telles irradiations partielles, à dose suffisante, entraînent essentiellement des radiolésions cutanées.

Dans le cas particulier de la tête, il faut insister sur le fait qu'une irradiation importante entraîne des troubles neurologiques.

La conduite à tenir en de telles circonstances comporte un certain nombre de gestes, qui procèdent tous d'un certain état d'esprit ; il s'agit en effet:

De savoir recueillir au moment utile et sans en laisser échapper, les informations disponibles dans trois domaines principaux dosimétrique, clinique et biologique

D'accomplir éventuellement sur place, certains exercices thérapeutiques ou de savoir décider opportunément l'évacuation sur un service hospitalier spécialisé.

Bien que dans le temps, le déroulement des événements soit à considérer parallèlement pour les diverses modalités d'irradiation, il convient, pour plus de clarté de les exposer séparément.

Sera principalement traité ici le cas d'une irradiation globale par rayonnement mixte de neutrons, puisque c'est dans cette circonstance que la conduite, tenir comporte le plus d'impératifs.

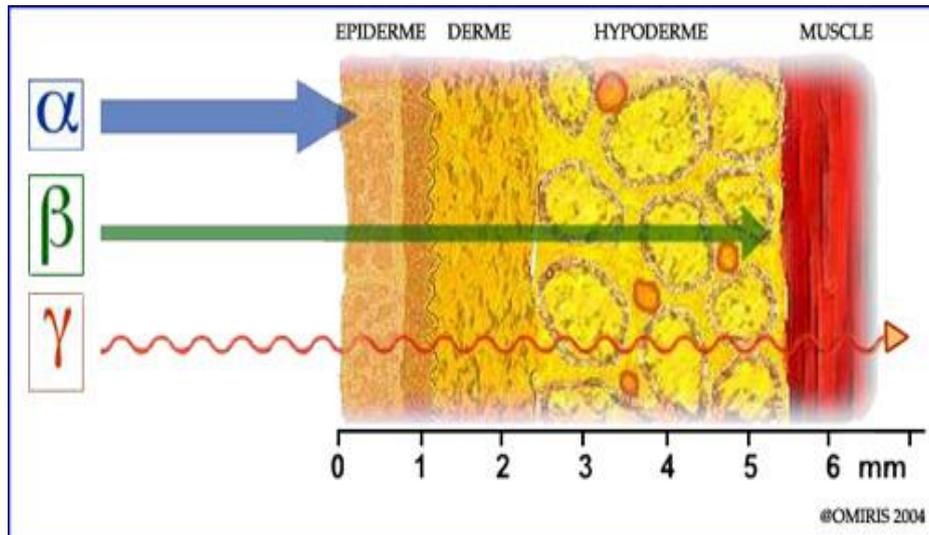


Figure V.5: Irradiation de la peau par les rayonnements ionisants

V-9-2. EXPOSITION EXTERNE ET RAYONNEMENTS IONISANTS

L'exposition externe est essentiellement due aux rayons gamma et rayons X. Le rayonnement alpha, généralement arrêté par l'air et les vêtements, ne pénètre pas plus profond que les cellules mortes de la couche supérieure de la peau. Une grande partie du rayonnement bêta est généralement arrêté avant d'atteindre la peau, mais ce rayonnement est plus pénétrant et peut atteindre ses couches internes. Si la source est proche et intense, la dose à la peau sera forte. Les rayons gamma et les rayons X ne peuvent jamais être totalement arrêtés. Ils feront sentir leur effet au delà des couches de la peau à l'intérieur du corps.

Les doses externes sont principalement dues aux rayons gamma. Les expositions aux neutrons sont exceptionnelles en dehors des centrales nucléaires. L'exposition aux rayons alpha est sans danger en exposition externe. En effet, les particules alpha émises par un noyau radioactif ne traversent que 5-6 cm dans l'air et sont complètement arrêtées par une simple feuille de papier. Elles ne traversent donc pas la couche supérieure de la peau composée de cellules mortes.

Le rayonnement bêta, qui se fait sentir sur une courte distance, est facilement arrêté mais peut par contre entraîner de fortes doses à la peau.

Pour une même énergie déposée dans la matière vivante, le rayonnement gamma est celui des rayonnements qui entraîne le moins d'effets biologiques comparé aux bêta et alpha. Par contre, le parcours des gammas dans la matière est très long et ces rayonnements sont très faiblement atténués dans l'air.

Certains isotopes radioactifs contribuent à la fois aux expositions externes et internes. Le césium-137, qui émet à partir de dépôts dans le sol un rayon gamma caractéristique, contamine aussi la chaîne alimentaire. Pour l'iode-131, il convient de distinguer l'irradiation de la thyroïde par ingestion et l'irradiation externe moins nocive qui ne vise pas spécifiquement la glande.

V-9-3. SYMPTOMES DE L'IRRADIATION

Les symptômes dépendent de la superficie du corps exposée aux rayonnements, à savoir, le corps entier ou seulement une petite partie. À fortes doses, l'exposition du corps entier cause le syndrome d'irradiation aiguë, tandis que l'exposition partielle du corps n'entraîne que des lésions locales.

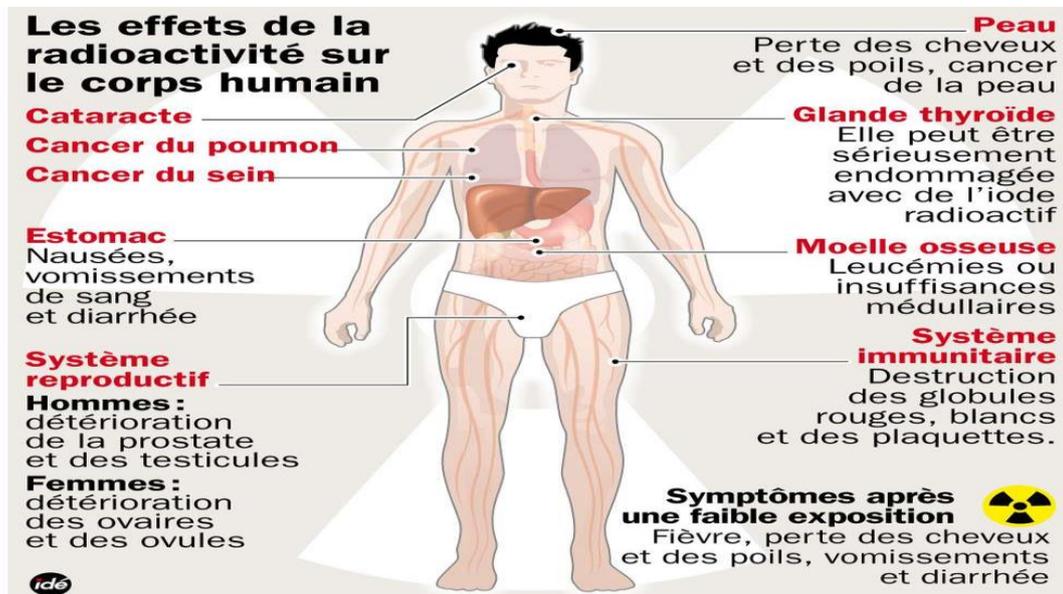


Figure V.6: les effets de la radioactivité sur le corps humain

V-9-3-1. SYNDROME D'IRRADIATION AIGUË

Le syndrome d'irradiation aiguë se manifeste en général chez les personnes dont le corps entier a été exposé à des doses très élevées de rayonnements en une fois ou sur une courte période. Les médecins classent le syndrome d'irradiation aiguë en trois catégories (syndromes) selon l'organe principal atteint, mais il existe des chevauchements dans ces catégories :

Syndrome hématopoïétique : affecte les tissus qui produisent les cellules sanguines ;

Syndrome gastro-intestinal : affecte le tube digestif ;

Syndrome cérébro-vasculaire : affecte le cerveau et le système nerveux.

Le syndrome d'irradiation aiguë évolue habituellement en passant par trois stades :

Le stade des symptômes précoces tels que nausée, perte d'appétit, vomissements, fatigue et, lorsque des rayonnements très élevés sont reçus, la diarrhée (signes appelés collectivement prodromes) ;

Le stade de la période de latence (sans symptômes) ;

Puis le stade des divers symptômes (syndromes) qui se succèdent dépendant de la dose totale reçue par la victime.

Le type de syndrome qui se développe, sa gravité et sa vitesse d'évolution dépendent de la dose de rayonnements reçue. Au fur et à mesure que la dose augmente, les symptômes se développent

plus tôt, plus rapidement (par exemple, les prodromes évoluent en syndromes atteignant divers organes) et deviennent plus graves.

La gravité et l'évolution des symptômes précoces sont des facteurs assez constants d'une personne à l'autre pour une certaine quantité d'exposition aux rayonnements. Les médecins peuvent donc souvent estimer l'exposition aux rayonnements des personnes en fonction du moment de la manifestation, de la nature et de la gravité des symptômes précoces. Néanmoins, la présence de lésions, de brûlures ou d'une anxiété intense peut compliquer cette estimation.

V-9-3-2. SYNDROME HEMATOPOÏÉTIQUE

Le syndrome hématopoïétique est la conséquence des effets des rayonnements sur la moelle osseuse, la rate et les ganglions lymphatiques, qui sont les sites principaux de production des cellules sanguines (hématopoïèse). La perte d'appétit (anorexie), la léthargie, la nausée et les vomissements peuvent apparaître entre 1 et 6 heures suivant l'exposition à des rayonnements de 1 à 6 Gy. Ces symptômes se résolvent en 24 à 48 heures après l'exposition, et les personnes se sentent bien pendant une semaine ou plus. Pendant cette période cliniquement asymptomatique, les cellules de

L'hématopoïèse présentes dans la moelle osseuse, la rate et les ganglions lymphatiques commencent à disparaître et ne sont pas remplacées, ce qui provoque une grave déplétion en globules blancs, en plaquettes puis en globules rouges. Le déficit en globules blancs favorise la survenue de graves infections. La pénurie de plaquettes favorise les hémorragies. La carence en globules rouges (anémie) entraîne fatigue, faiblesse, pâleur et essoufflement lors de l'effort physique. Après 4 à 5 semaines, si les personnes survivent, les cellules sanguines sont de nouveau produites, mais les personnes restent affaiblies et fatiguées pendant des mois, et sont exposées à un risque accru de cancer. [37]

V-9-3-3. SYNDROME GASTRO-INTESTINAL

Le syndrome gastro-intestinal est dû aux effets des rayonnements sur les muqueuses du tube digestif. De sévères nausées, vomissements et une diarrhée surviennent moins d'une heure après une exposition aux rayonnements égale ou supérieure à 6 Gy. Ces symptômes peuvent entraîner une grave déshydratation, mais ils se résolvent dans les 2 jours qui suivent. Au cours des 4 ou 5 jours suivants (stade de latence), l'état général des personnes s'améliore, mais les cellules de la muqueuse du tube digestif, constituant normalement une barrière protectrice, se nécrosent et sont éliminées. À ce stade, une diarrhée sévère apparaît, souvent sanglante, provoquant à nouveau la déshydratation. Les bactéries présentes dans le tube digestif peuvent alors envahir l'organisme, provoquant de graves infections. De plus, les personnes ayant reçu une telle quantité de rayonnements présentent également le syndrome hématopoïétique qui favorise les saignements et l'infection, ce qui augmente le risque de mortalité. Après une exposition à des rayonnements de 6 Gy ou plus, le décès est fréquent. Cependant, grâce aux progrès réalisés dans les soins médicaux d'accompagnement, environ 50 % des personnes peuvent survivre.

V-9-3-4. SYNDROME NEURO-VASCULAIRE

Le syndrome neuro-vasculaire survient lorsque la dose totale de rayonnements dépasse 20 à 30 Gy. Les personnes présentent rapidement de la confusion, des nausées, des vomissements, de la diarrhée sanglante, des tremblements et un état de choc. Le stade de latence est bref ou inexistant. En quelques heures, la tension artérielle chute, associée à des convulsions et au coma. Le syndrome neuro-vasculaire est toujours mortel en quelques heures ou quelques jours (1 à 2).

V-10. CONTAMINATION RADIOACTIVE

V-10-1. DEFINITION

Toute personne soumise à l'action des rayonnements ionisants subit une exposition.

L'exposition interne résulte de sources radioactives situées à l'intérieur de l'organisme.

L'exposition interne : se produit lorsque les produits radioactifs ont pénétré dans l'organisme par inhalation, ingestion ou par voie cutanée (plaie par exemple). Ce phénomène d'incorporation conduit à l'exposition interne.

Les dégâts biologiques provoqués par une exposition interne ou externe sont de même nature. Lors d'une exposition interne, les caractéristiques physico-chimiques du radionucléide déterminent le tissu biologique sur lequel il se fixe.

De sa période biologique (différente de sa période radioactive) dépend son élimination après métabolisation.

La période effective (T_{eff}) est le temps pendant lequel le radionucléide pourra agir sur l'organisme. [36].

2

Elle est liée à la période radioactive (T_{rad}) et à la période biologique (T_{biol}) par la relation suivante :

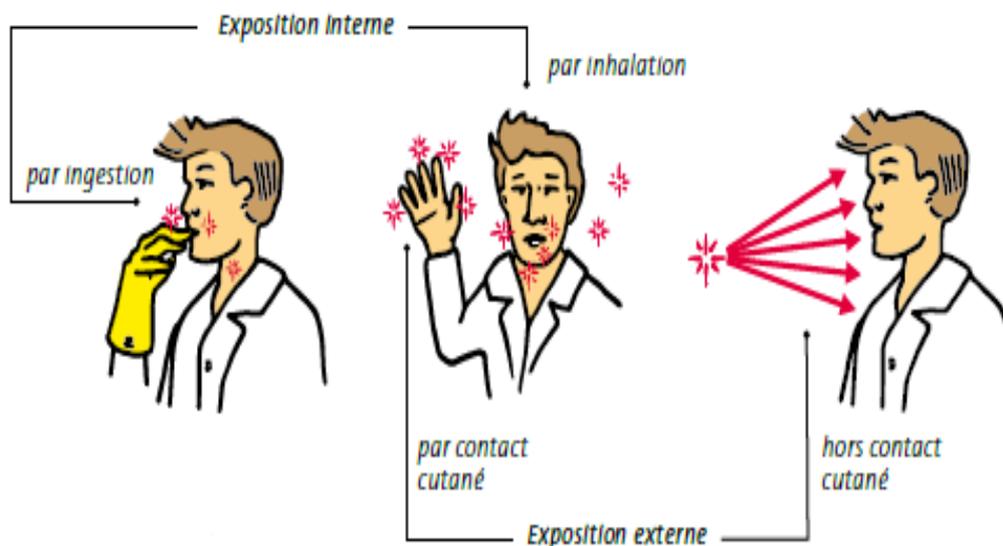


Figure V.7 : Les différentes voies d'exposition. [3]

Contrairement à l'exposition externe à distance qui n'a lieu que pendant la durée de travail, l'exposition interne est permanente jusqu'à l'élimination de la source de contamination.

Deux concepts seront alors définis : Les notions de période effective et de doses engagées, utilisées dans le cas de l'exposition interne de l'individu.

La contamination résulte du contact et de la rétention d'un élément radioactif, en général sous forme de poussières ou de liquide. La contamination externe est celle de la peau ou des vêtements

d'où des particules peuvent tomber ou être relâchées par frottement et contaminer d'autres personnes et objets. Une contamination interne se produit lorsque des matières radioactives se déposent à l'intérieur de l'organisme après y avoir pénétré, soit par ingestion ou par inhalation, soit à travers des coupures de la peau. Une fois dans l'organisme, les matières radioactives peuvent être transportées jusqu'à différents sites, tels que la moelle osseuse où elles continuent à être radioactives, augmentant la dose, jusqu'à ce qu'elles soient enlevées ou aient fini d'émettre toute leur énergie (décroissance radioactive). Une contamination interne est plus difficile à éliminer qu'une contamination externe.

On dit qu'il y a contamination radioactive chaque fois que des substances radioactives sont présentes dans un milieu ou au contact d'une surface.

La contamination de l'homme peut être soit externe lorsque les substances radioactives sont déposées à la surface du corps soit interne lorsqu'elles pénètrent dans l'organisme.

Elle résulte en général d'une contamination du milieu extérieur (atmosphère. Surfaces de travail. Matériel...).

Donc la contamination radioactive, qu'elle soit de nature surfacique ou atmosphérique, peut être la cause d'une exposition interne de l'individu. La contamination radioactive est réglementairement définie comme étant « la présence indésirable, à un niveau significatif, de substances radioactives à la surface ou à l'intérieur d'un milieu quelconque ». Une contamination est toujours le résultat d'une situation anormale, la plupart du temps due à un incident.

Dans les conditions normales de travail, l'utilisation d'une telle source, qu'elle soit sous forme gazeuse, liquide ou pulvérulente, n'entraînera aucune contamination. Cependant, une manipulation sans précaution peut conduire à la dissémination de substances radioactives et donc à une contamination.

En résumé : La contamination est la présence indésirable de substances radioactives sur :

Les surfaces des locaux (murs, sols, plafonds) ;

Les surfaces de travail;

Les vêtements de travail et de protection ;Le corps humain.

- ✚ Elle est souvent le résultat :
 - D'une manipulation sans précaution de sources non scellées ;
 - D'une mauvaise pratique;
 - D'un incident sur la Source, scellée ou non ;
 - D'un facteur externe lié aux autres sources de risques associés (chauffage, pompes, dépression, bain-marie, centrifugeuse, réactions chimiques...). [3].

On distingue plusieurs types de contamination : Surfacique, atmosphérique ou volumique, et Corporelle.

V-10-2. DIFFERENTS TYPES DE LA CONTAMINATION

➤ En contamination:

Les particules α sont peu pénétrantes, mais elles cèdent toute leur énergie dans un très faible volume de matière. Le rayonnement α est donc le plus dangereux au point de vue de contamination. Cependant l'activité α est généralement beaucoup plus faible que les activités β ou γ ;

Les particules β sont moins dangereuses que les particules α . Néanmoins ; L'activité β est beaucoup plus importante en centrale et constitue le risque principal ;

Le rayonnement γ traverse l'organisme humain et son énergie se dissipe sur un plus long parcours.

Il convient donc. En contamination interne. De tenir compte des trois catégories de rayonnement.

En centrale nucléaire, les désintégrations radioactives sont donc la plupart des cas accompagnées de particules β . Il importe donc pour déceler une contamination, et de détecter ce rayonnement.

La contamination radioactive peut être classée en deux grandes catégories :Lorsque c'est « l'être humain » qui est contaminé, nous parlerons de contamination corporelle. Nous verrons qu'il en existe deux types : La contamination corporelle externe et la contamination corporelle interne ;

Lorsque le « support » contaminé est extérieur à l'être humain, nous parlerons de contamination de l'environnement.

V-10-2-1. CONTAMINATION EXTERNE OU CORPORELLE

Il peut s'agir de :

Contamination externe, qui entraîne une exposition externe de la peau et éventuellement une incorporation de radionucléide(s) à l'intérieur de l'organisme via la voie cutanée (percutanée et transcutanée) ou orale ;

Contamination interne qui est due à l'incorporation de substances radioactives dans le corps, engendrant une exposition interne des différents tissus et compartiments. Elle décroît selon le métabolisme de l'organisme vis-à-vis de la forme physico-chimique, sous laquelle se présente le radionucléide (période biologique) et de sa période T radioactive. [3].

Elle est secondaire au dépôt sur les téguments de substances radioactives.

➤ Cette atteinte doit être rapidement prise en compte :

- Pour éliminer l'irradiation externe ;
- Pour limiter la diffusion de cette pollution ;
- Pour éviter une contamination interne

Modalités de prise en charge

L'urgence est à la décontamination externe à effectuer par des personnels protégés :

Déshabillage et stockage des effets personnels dans des sacs en plastique ;

Lavage général à l'eau et au savon doux (douche) en protégeant les orifices naturels ;

Séchage ;

Contrôle de la radioactivité résiduelle avec détecteurs. L'urgence chirurgicale et la réanimation priment toujours sur la décontamination.

La contamination corporelle est dite externe lorsque la substance radioactive est déposée sur la peau, les cheveux, et elle est dite interne lorsque la substance radioactive est inhalée, ingérée ou migre à travers la peau, que cette dernière soit lésée ou non (Figure IV.8).

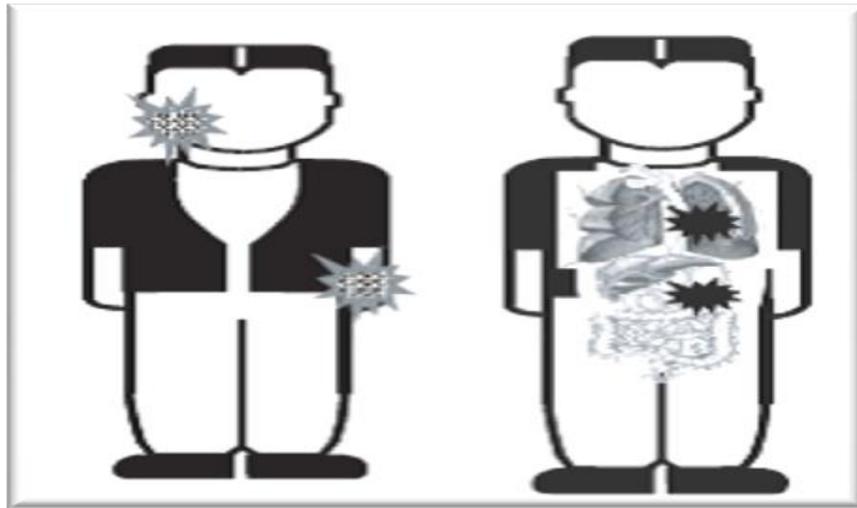


Figure V.8 : Représentation d'une contamination corporelle externe et interne

V-10-2-1-A. CONTAMINATION EXTERNE OU CUTANEE

Une contamination corporelle externe engendre une exposition des tissus vivants sous-jacents sauf dans le cas de radionucléides émettant uniquement un rayonnement α ou un rayonnement β^- de très faible énergie (inférieure à 100 keV)

Exemple : Dans le cas d'une source de radionucléides ayant une énergie $E_{\beta\max}$ supérieure à 1 MeV et une intensité d'émission I_{β} de 100 %, une contamination de 104 Bq déposée sur 1 cm² de peau entraîne un débit de dose équivalente au niveau de la couche basale des cellules épithéliales proche de :

$$H \approx mSv \cdot h^{-1} \quad (V.1)$$

Les substances radioactives sont déposées à la surface du corps. Il en résulte essentiellement une irradiation de la peau. La plupart du temps insignifiante. Mais il arrive surtout lorsqu'il s'agit d'une contamination des mains, qu'une partie des substances radioactives pénètre ensuite dans l'organisme en donnant lieu à une contamination interne.

La contamination externe n'est donc généralement pas grave en elle-même. Par contre. Elle peut être à l'origine d'une contamination interne.

Si elle est non détectée, la contamination externe risque d'induire, en plus de l'exposition de la couche basale, une contamination interne au travers de :

Port de doigts contaminés au nez ou à la bouche ;

Remise en suspension dans l'air d'une contamination non fixée du visage ou des cheveux ;

Plus rarement diffusion du contaminant à travers la peau (cas de l'eau traitée).

V-10-2-2. CONTAMINATION CORPORELLE INTERNE

L'irradiation interne par contamination interne est secondaire à la pénétration dans l'organisme de radionucléides. Une irradiation externe peut lui être associée.

La contamination interne engendre une exposition des tissus vivants aussi longtemps que subsistent des substances radioactives à l'intérieur de l'organisme. Il est donc important d'agir le plus rapidement possible après une incorporation pour mettre en œuvre les techniques et moyens de décontamination.

La nature des rayonnements émis par les radionucléides incorporés aura un effet très important sur la gravité d'une exposition interne.

Cette irruption de substances radioactives dans le corps humain peut s'effectuer essentiellement de cinq manières différentes:

Par inhalation de poussières lors d'une contamination externe :

Lorsque les substances radioactives sont en suspension dans l'air que nous respirons. Cette voie d'entrée concerne tout utilisateur exposé à une atmosphère contaminée par exemple suite à une rupture du confinement d'une substance disséminable. Elle concerne aussi, mais dans une moindre mesure, les populations exposées aux dispersions de polluants comme les retombées radioactives des essais d'armes nucléaires (bombardement d'Irak par l'armée Américain en 1991/2001 : bombe à tête nucléaire) dans l'atmosphère ou celles liées à un accident de réacteur (exemple : Accident de Tchernobyl

2- Par ingestion d'aliments contaminés

Lorsque des substances radioactives sont par exemple, contenues dans les liquides ou les aliments que nous absorbons ou bien déposées sur un objet que nous portons à la bouche. Le travailleur n'est que très rarement concerné par ce mode d'entrée. En effet, le respect de l'article R. 231-82 du décret n° 2003-296 du 31 mars 2003 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants qui interdit l'introduction de nourriture, boissons, cigarettes à l'intérieur d'un local où sont manipulées des sources radioactives non scellées, doit éliminer le risque d'ingestion par les vecteurs habituels. Le risque porte principalement sur une éducation gestuelle insuffisante comme l'oubli de port de moyens de protection. Cette voie d'incorporation concerne aussi les radionucléides inhalés qui « rejoignent » le tractus gastro-intestinal.

3- Par passage au travers de la peau

C'est un risque uniquement lié à une activité professionnelle. D'une façon générale, la peau saine est une barrière efficace s'opposant au transit des substances, qu'elles soient radioactives ou non et le risque est supprimé par le port de gants étanches et l'interdiction pour les travailleurs utilisant des sources non scellées de manipuler en cas de lésions cutanées. Le transfert d'une contamination à travers la peau saine ne se rencontrera principalement que par contact avec de l'eau contaminé.

4- Par une blessure ou une brûlure contaminée

Avec un objet contaminé ou lorsque des substances radioactives viennent souler une blessure déjà existante. Les substances radioactives sont ensuite distribuées dans l'organisme et émettent leurs rayonnements à l'intérieur même du corps qui subit de ce fait une <<irradiation interne>>.

Celle-ci ne cesse que lorsque les substances radioactives ont disparu de l'organisme au bout d'un temps plus ou moins long.

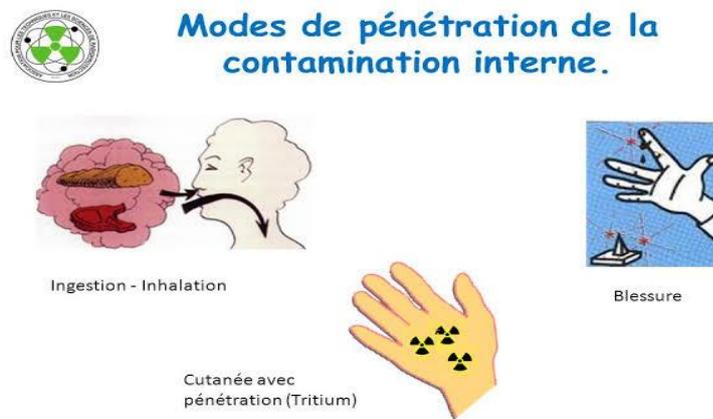


Figure V.9: Modes de pénétration de la Contamination interne

5- Par voie transcutanée

Lorsqu'il s'agit de substances radioactives déposées sur la peau et pouvant la traverser : le tritium et, à un moindre degré, l'iode.

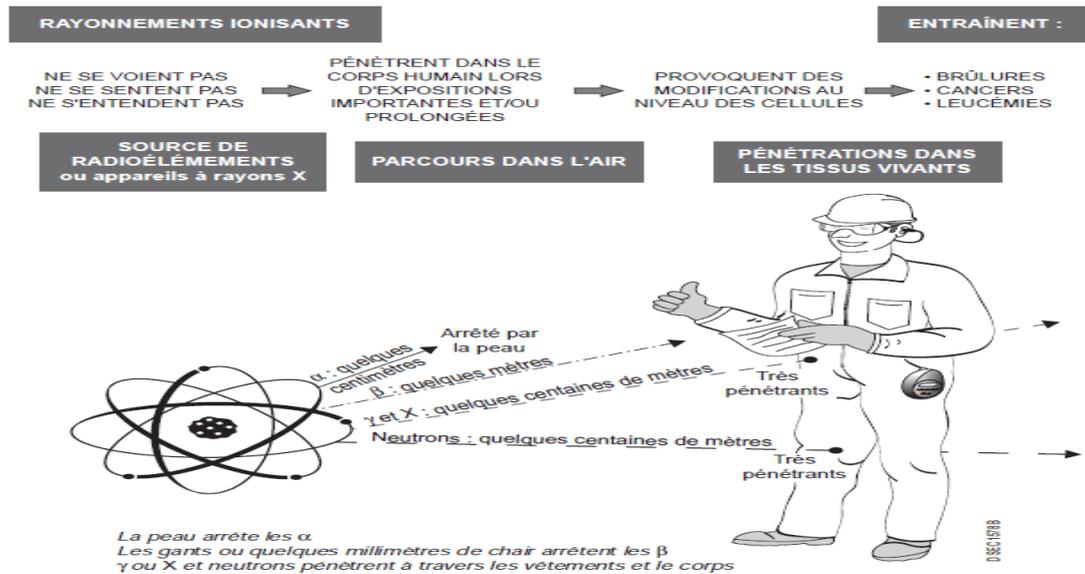


Figure V. 10: Représentation schématique de capacité de pénétration des rayonnements dans l'organisme

Après pénétration des particules radioactives dans l'organisme, la diffusion et la fixation sur les organes cibles sont très rapides. On distingue deux types de radioéléments selon leur transférabilité dans l'organisme (voir paragraphe (V-5-2-4) :

Eléments transférables : radioéléments qui franchissent facilement et rapidement les barrières biologiques. Ils possèdent des homologues chimiques dans l'organisme et s'accumulent dans des organes dits de dépôt ou cibles (thyroïde, foie, os...) ;

Eléments non transférables : radioéléments sans équivalent chimique dans l'organisme. Ils s'accumulent au niveau des portes d'entrée de contamination; leur élimination directe s'effectue par la voie fécale quelque soit le mode de pénétration

V-10-2-3. CONTAMINATION DE L'ENVIRONNEMENT

La contamination de l'environnement de travail est en général le type le plus fréquent. Dans cette optique, une attention particulière doit être portée aux sources constituées de radionucléides à courtes périodes, ayant des activités massiques très élevées. Dans ce cas en effet, la dissémination d'une infime partie d'une telle source peut mettre en jeu des activités très importantes.

On distingue la présence de deux types : Surfaccique ou atmosphérique selon la nature du milieu ou du support contaminé.

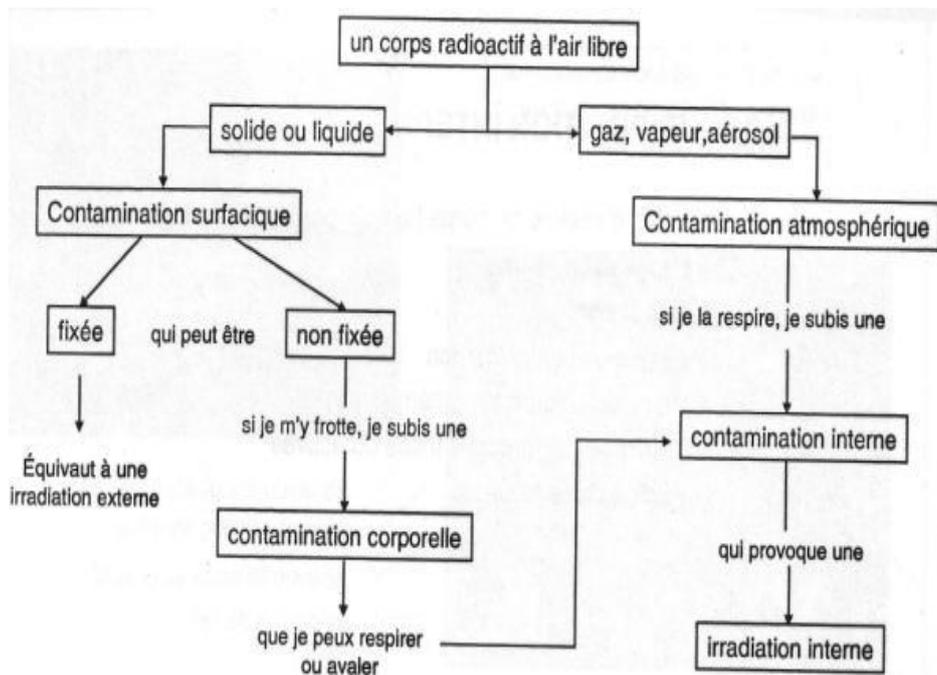


Figure V.11 : Contamination de l'environnement

V-10-2-3-1. CONTAMINATION SURFACIQUE

Les contaminations surfaciques sont classées en deux catégories : les contaminations fixées et les contaminations non fixées. L'unité associée à la mesure de la contamination surfacique est le $\text{Bq}\cdot\text{m}^{-2}$ et son sous multiple le $\text{Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$.

A/ Contamination fixée : Une contamination est dite « fixée » ou non labile quand elle ne peut se transférer au milieu environnant et qu'elle ne peut, en principe, se disséminer mais peut cependant engendrer une exposition externe. Elle est difficile à éliminer sans une action mécanique énergique.

Le corollaire est qu'elle est difficile à éliminer car il faut procéder à la destruction de la partie superficielle de la matière contaminée.

B/ Contamination non fixée : Toute contamination dite « non fixée » ou labile qui est facilement transférable par contact, par remise en suspension ou par production d'aérosols. Elle peut générer une contamination atmosphérique par mise en suspension totale ou partielle dans l'air.

Elle peut conduire à une contamination externe corporelle, et donc finalement à une contamination interne par incorporation de radionucléides dans l'organisme. [3].

De ce fait, il faut procéder à son élimination sans délais, ce qui est plus aisé compte tenu de sa nature.

V.10-2-3-2. CONTAMINATION ATMOSPHERIQUE (OU VOLUMIQUE)

Dans les lieux de travail, c'est généralement l'atmosphère des locaux où sont manipulées des sources non scellées qui peut être contaminée : on parle donc le plus souvent de contamination atmosphérique. Elle peut résulter soit de la dispersion d'aérosols radioactifs (sous forme solide ou liquide), soit de celle d'un gaz radioactif volatil. L'unité associée à la mesure de la contamination atmosphérique est le $\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$.

La contamination atmosphérique conduit inéluctablement à une exposition interne de l'organisme par la voie de l'inhalation. Elle est souvent la conséquence d'une contamination labile. Sa concentration dans l'air doit être mesurée ou estimée en Bq/m³. Afin de pouvoir faire une estimation de l'activité incorporée, on prend comme valeur moyenne de débit respiratoire humain la valeur de 1,2 m³/h sur les lieux de travail.

Pour certains gaz et vapeurs, il faut tenir compte de l'exposition externe due à l'immersion dans un nuage. [3]

V-10-3. TRANSFERTS ENTRE LES DIFFERENTS TYPES DE CONTAMINATION

Une contamination au niveau de l'environnement ou de l'ambiance de travail peut facilement être transférée à l'Homme selon diverses voies (Fig. 4) : on parle de transferts.

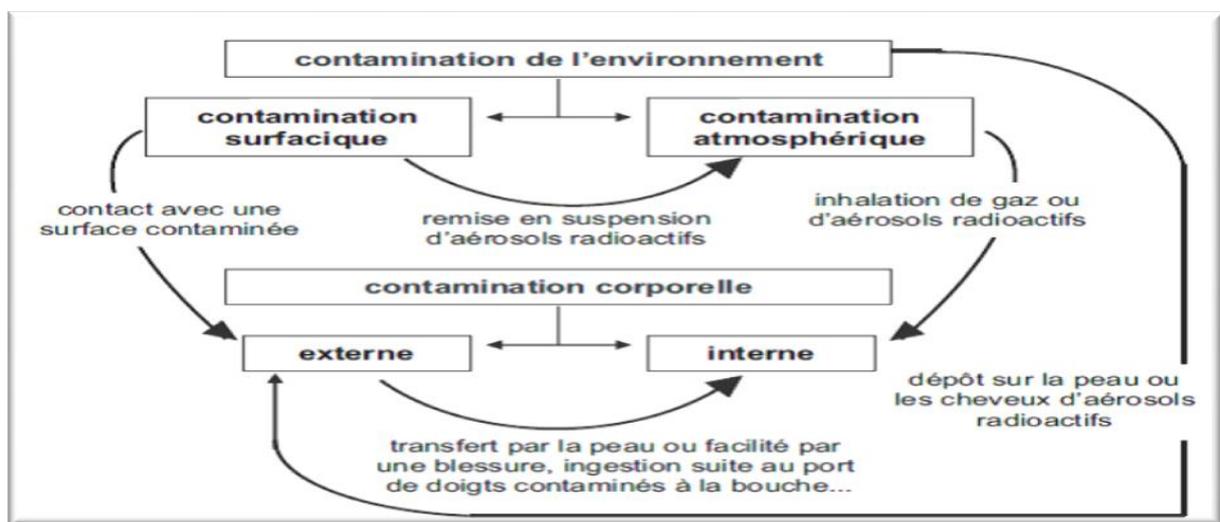


Figure. V.12: Transferts entre les différents types de contamination

Ces transferts sont facilités par des facteurs tels que le non-respect des règles de protection ou bien ils peuvent être dus à des situations incidentelles.

V-10-2-4. DIFFERENCE ENTRE L'IRRADIATION ET LA CONTAMINATION

On parle d'irradiation lorsque la source radioactive est située à l'extérieur du corps des personnes exposées. Dans ce cas, plus la distance entre la source et la personne est importante, plus l'exposition par irradiation est faible. Pour stopper l'exposition par irradiation, il suffit donc d'éloigner les personnes de la source radioactive (évacuation par exemple) ou de les protéger dans un bâtiment en béton (mise à l'abri).

On parle de contamination lorsque la source radioactive pénètre à l'intérieur du corps des personnes exposées, soit par inhalation, soit par consommation de produits contaminés, soit par blessure avec des objets contaminés. Les particules séjourneront plus ou moins longtemps dans le corps en fonction de leur taille et des éléments radioactifs concernés, avant d'être éliminées dans les urines et/ou dans les selles.

Lorsque les particules radioactives sont déposées sur la peau ou sur les vêtements sans avoir pénétré dans le corps, on parle de contamination externe. Celle-ci peut être éliminée par déshabillage et en douchant les personnes exposées.

V-10-5. ACCIDENTS DE CONTAMINATION / IRRADIATION

V-10-5-1. ACCIDENTS DE CONTAMINATION

Les accidents de contamination conduisent à un rejet de produits radioactifs à l'extérieur des enceintes où ils ont contenus et donc à une contamination de l'environnement. Celle-ci provoque des irradiations externes, puis des irradiations internes par inhalation d'air contaminé ou ingestion d'eau ou d'aliments contaminés. Les accidents les plus graves survenant dans les centrales électronucléaires font partie de cette catégorie.

Les installations de retraitement du combustible peuvent aussi donner lieu à des accidents de contamination, mais ceux-ci sont moins probables que pour les centrales.

V-10-5-2. ACCIDENTS D'IRRADIATION

C'est le cas lorsqu'une source radioactive intense sort de ses protections. Des accidents d'irradiation pourront se produire lors des cas suivants :

❖ ACCIDENTS DE TRANSPORT

Des sources radioactives intenses sont transportées journalièrement par route, rail, bateau, voire avion. Les emballages de ces sources, constitués de blindages importants, arrêtent les rayonnements. Ils sont conçus et testés de façon à résister à tout accident de transport possible, y compris un incendie. Cependant, il ne peut être totalement exclu qu'au cours d'un accident, une source ne sorte de son emballage.

❖ ACCIDENTS DE CONTAMINATION ET D'IRRADIATION

C'est le cas le plus fréquent. Il survient lorsque des produits radioactifs sortent des enceintes qui ont été prévues pour les confiner et se répandent dans l'environnement. Il y a alors contamination de l'environnement, irradiation externe des personnes qui se trouvent dans cet environnement, puis ingestion et/ou inhalation d'une fraction de cette radioactivité par la respiration ou par la consommation de produits contaminés, et irradiation interne par cette radioactivité qui a été incorporée.

Dans cette catégorie d'accidents se rangeront les accidents les plus graves survenant dans les centrales électronucléaires.

Les scénarios les plus pessimistes envisagés dans les centrales ont conduit à estimer que des mesures d'évacuation seraient à envisager dans un rayon de 5 km autour de la centrale, alors que des mesures de mise à l'abri de la population pourraient éventuellement être opportunes dans un rayon 10 km autour de la centrale. Au delà de cette distance, on détecterait certainement des traces de radioactivité mais il est considéré qu'elles seraient suffisamment faibles pour ne pas générer de risque inacceptable pour la santé de la population.

De même une contamination faible mais perceptible de l'environnement peut avoir pour origine une centrale électronucléaire située hors des frontières nationales (exemple : Tchernobyl), sans conséquence notable pour la santé de la population.

Pour permettre de se rendre compte de la gravité d'un accident nucléaire, l'Agence Internationale pour l'Energie Atomique (A.I.E.A.) a mis en vigueur une échelle de gravité (dans le même esprit que l'échelle d'intensité des séismes) graduée de 1 à 7 résumés dans le tableau ci-dessous:

Tableau V.7 : Echelle de gravité d'accidents nucléaire

Niveaux	Résultats
Niveau 1	Simple anomalie de fonctionnement sur une installation nucléaire, sans conséquence radioactive.
Niveau 2	Incidents techniques affectant de façon importante les dispositions de sûreté ou entraînant un dépassement des normes d'irradiation annuelles pour un travailleur. Exemple : Incident de barillet de Superphénix.
Niveau 3	Incidents graves affectant la sûreté de l'installation et/ou conduisant à des rejets radioactifs dans l'environnement supérieurs aux limites autorisées et/ou à des irradiations graves pour un ou des travailleurs.
Niveau 4	Accident répondant à l'un ou plusieurs des critères suivants : rejets ne comportant pas de risques importants hors du site, détérioration du cœur nucléaire, irradiation ou contamination d'un ou plusieurs travailleurs pouvant conduire à un décès.
Niveau 5	Accident présentant des risques pour l'environnement conduisant au déclenchement du Plan Particulier d'Intervention (PPI) et des dispositions de protection de l'extérieur du site en raison de risques de rejets radioactifs importants. Endommagement grave de l'installation nucléaire entraînant le relâchement de grandes quantités de radioéléments dans l'installation. Exemple : Accidents survenus à la centrale américaine de Three Mile Island en 1979 et à la centrale britannique de Windscale en 1957.
Niveau 6	Accident grave entraînant de très importants rejets radioactifs à l'extérieur (une part significative de la radioactivité contenue dans un cœur de réacteur) Exemple : Installations de recueil d'effluents liquides de forte radioactivité de Kysthym en Russie (accident en 1957).
Niveau 7	Accident majeur conduisant au rejet dans l'environnement d'une part importante des éléments radioactifs contenus dans le cœur d'un réacteur. Rejets conduisant à des effets graves pour l'environnement et la santé des populations dans un rayon vaste de l'installation. Exemple : Accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl le 26 avril 1986.

V-11. DEVENIR DES SUBSTANCES RADIOACTIVES INCORPOREES

La figure V.13 caractérise les différentes voies bio-cinétiques, depuis l'introduction d'un radionucléide dans l'organisme en fonction des voies d'entrées possibles, jusqu'à son élimination.

Sur cette représentation, les flèches matérialisent les transferts entre différents organes et parties du corps appelés « compartiments ».

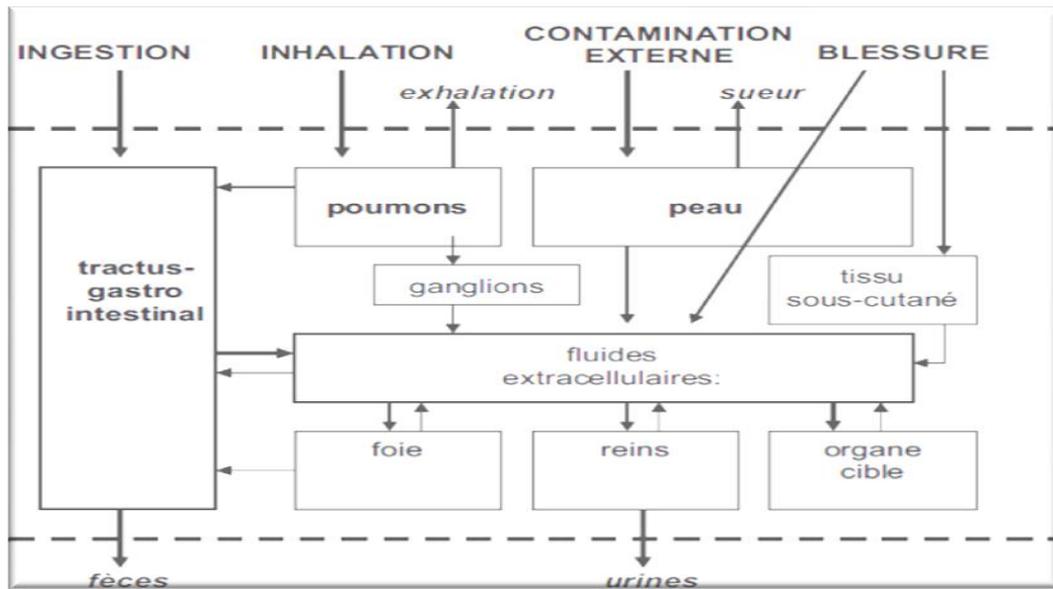


Figure V.13 : Schématisation des modèles de transferts dans l'organisme des radionucléides

V-11- 1. CAS DE L'INHALATION

Il est admis qu'environ 75 % des particules inhalées se déposent dans l'arbre respiratoire, les 25 % restant étant exhalés immédiatement. Selon la granulométrie des aérosols, la fraction retenue se partage entre les voies respiratoires supérieures (nez, gorge, trachée, grosses bronches) et les poumons.

Un très fort pourcentage du dépôt dans les voies supérieures est chassé vers le pharynx (on parle de remontée mu-ciliaire due à l'action des cils vibratiles), et se retrouve dans le tube digestif. Si la substance inhalée est transférable, tout ou partie de l'activité déposée dans les poumons passe dans le sang. Si elle est non transférable, elle peut se retrouver partiellement ou totalement dans le tube digestif.

V-11- 2. CAS DE L'INGESTION

Les composés non transférables transitent dans le tube digestif et sont éliminés.

Une fraction des composés transférables passe dans le sang et va éventuellement se « déposer » dans un ou plusieurs organes.

V-11- 3. CAS DE LA PENETRATION TRANSCUTANEE

L'activité se retrouve dans le compartiment des fluides extracellulaires (sang, lymphe).

V-11-4. PERIODE BIOLOGIQUE, PERIODE EFFECTIVE

Exclusion faite de l'inhalation, les substances non transférables sont éliminées de l'organisme et n'entraînent qu'une exposition interne temporaire, tout particulièrement des organes à travers lesquels elles transitent.

Pour les substances transférables, une fraction plus ou moins importante se retrouve déposée dans un ou plusieurs organes (encore nommés compartiment) et disparaît progressivement en raison de la conjugaison de la décroissance radioactive et de l'élimination biologique.

La période biologique est le temps nécessaire à l'élimination de la moitié de la quantité du radionucléide introduit. Cette grandeur est indépendante de la période radioactive du radionucléide et uniquement liée aux mécanismes d'épuration. Elle dépend de l'élément chimique présent dans l'organisme et non pas de son caractère stable ou radioactif. Elle se note T_b .

Considérant en première approximation que l'élimination biologique obéit à une loi exponentielle, l'équation globale d'élimination peut s'écrire :

$$A = A_0 \times e^{-\frac{t \cdot \ln 2}{T}} \times e^{-\frac{t \cdot \ln 2}{T_b}} = A_0 \times e^{-\left(\frac{1}{T} + \frac{1}{T_b}\right)t \cdot \ln 2} \quad (\text{V.2})$$

où :

A est l'activité du radionucléide au temps t ,

A_0 est l'activité initiale introduite,

T est la période physique du radionucléide, et T_b sa période biologique.

La période effective d'un radionucléide, notée T_e , combine la période biologique T_b à sa décroissance radioactive T . Elle est donnée par l'équation :

$$\frac{1}{T_e} = \frac{1}{T} + \frac{1}{T_b} \text{ Soit } T_e = \frac{T \times T_b}{T + T_b} \quad (\text{V.3})$$

L'activité du radionucléide au temps t peut donc s'écrire :

$$A = A_0 \times e^{-\frac{t \cdot \ln 2}{T_e}} \quad (\text{V.4})$$

Le tableau ci-dessous donne les valeurs de T , T_b et T_e pour une sélection de radionucléides.

Tableau V.8 : Valeurs de périodes pour quelques exemples de radionucléide

Radionucléide	Organes cibles	T	T _b	T _e
Tritium (3H)	Organisme entier	12,3 ans	10 jours	10 jours
Carbone-14	Organisme entier	5730 Ans	10 Jours	10 Jours
Fluor-18	Organisme entier	1,83 Heure	800 Jours	1,8 Heure
Phosphore-32	Foie	14,3 Jours	257 Jours	13,5 Jours
Cobalt-60	Organisme entier	5,27 Ans	9,5 Jours	9,5 Jours
Iode-131	Thyroïde	8 Jours	140 Jours	7,6 Jours
Technétium-99m	Organisme entier	6,02 Heures	1 Jour	4,8 Heures
Césium-137	Muscles	30,1 Ans	140 Jours	138 Jours
Plutonium-239	Os	24100 Ans	200 Ans	198 Ans
Américium-241	Os	432,7 Ans	55 Ans	49 ans

Si on considère le césium-134 de période radioactive de 2,07 ans. En cas d'incorporation accidentelle, il va se fixer préférentiellement sur les muscles pour lequel la période biologique d'élimination est de 140 jours.

Si l'on veut calculer sa période effective d'élimination, utilisons la formule vue précédemment en n'omettant pas d'harmoniser les unités des deux périodes (en jours) :

$$T_e = \frac{T \times T_b}{T + T_b} = \frac{(2,07 \times 356,25) \times 140}{(2,07 \times 356,25) + 140} = 118 \text{ Jours} \quad (\text{IV.5})$$

V-12. CONTROLE :

Il existe une réglementation importante du risque radiologique qui concerne la fabrication, la transformation, le conditionnement, l'utilisation, le dépôt, le stockage des substances radioactives.

La réglementation applicable est fonction du niveau de radio-toxicité des produits concernés.

Aux grandes installations nucléaires de base (centrales électronucléaires...), une réglementation spécifique s'applique.

L'activité des installations plus petites est réglementée par le code de l'environnement et notamment ses dispositions relatives aux installations classées pour la protection de l'environnement [39].

V-12-1. CONTROLE DE L'IRRADIATION EXTERNE

Il existe principalement trois manières de se protéger contre une irradiation externe:

En limitant le temps d'irradiation du travailleur, en augmentant la rapidité des opérations ;

En s'éloignant de la source. : l'utilisation de pincettes ou de dispositifs télécommandés permet efficacement d'augmenter la distance à la source ;

En absorbant le rayonnement par l'interposition d'un écran (plomb, béton) entre la source et l'utilisateur.

Le contrôle de l'irradiation externe repose sur des mesures d'ambiance (contrôle collectif) et sur des mesures propres à certains travailleurs (contrôle individuel)

V-12-1-1-CONTROLE COLLECTIF

Il s'agit de juger l'ambiance : Conditions de travail dans les usines, laboratoire et, bien entendu, conditions de vie aux alentours.

Les mesures d'ambiance permettent de limiter l'irradiation des personnes à un niveau jugé admissible, elles demandent des appareils différents pour les neutrons.

On utilise soit des appareils fixes, qui sont utilisés susceptibles de déclencher un dispositif d'alarme, soit des appareils portatifs qui permettent de mieux suivre localement.

Tous ces appareils mesurent soit un dit d'exposition aux rayons γ , soit un débit de fluence de neutrons ; on les appelle des débitmètre.

V-12-1-2. CONTROLE INDIVIDUEL

Soit mensuellement : Cet appareil est le film-dosimètre.

V-12-1-3. SURVEILLANCE MEDICALE

En plus de la visite médicale d'embauche qui doit comporter un examen clinique et un examen hématologique, les travailleurs professionnellement exposés sont soumis à une surveillance médicale semestrielle.

Le médecin du travail est seul responsable de la gestion de la dosimétrie individuelle des agents. La comptabilisation mensuelle des doses reçues revient en fait à une surveillance médicale mensuelle du sujet.

V-12-2. CONTROLE DE LA CONTAMINATION

La protection personnelle doit être adaptée au niveau du risque de contamination.

Les méthodes utilisées, dans l'ordre croissant du niveau de risque, sont les suivantes:

- Port d'un habit spécial (blouse de laboratoire, habits d'intervention) ;
- Port de gants;
- Port d'un petit masque filtrant ;
- Port d'un appareil respiratoire à air comprimé ;
- Port d'un appareil respiratoire et d'un équipement étanche.

Aux mesures d'ambiance (contrôle collectif) qui s'effectuent dans les locaux ou aux alentours se juxtaposent des mesures particulières à certains travailleurs (contrôle individuel)

V-12-2-1. CONTROLE COLLECTIF

Dans l'enceinte de la centrale, on s'assure que le transfert de produits radioactifs du réacteur vers les lieux de travail reste négligeable.

Pour la mesure de la contamination, on utilise :

Soit des détecteurs de rayonnements β (qui donnent une mesure globale de l'activité du contaminant) ;

Soit des détecteurs de rayonnement γ (qui permettent l'identification des radionucléides, émetteurs γ) ;

Dans les locaux, on mesure la contamination des surfaces et celle de l'atmosphère en gaz et poussière radioactives ;

En outre pour les centrales nucléaires- on recherche systématiquement la contamination aux alentours de la centrale (en un grand nombre de points, toujours les mêmes) par prélèvement d'échantillons : aérosols atmosphériques. Eaux de surface, eaux de source, eaux de pluie, lait et herbages

Ces mesures sont effectuées par le personnel de la centrale et par le service central de protection contre les rayonnements ionisants [40].

La contamination des sources s'exprime en micro-curies par centimètre carré (Ci/cm²) celle des liquides, en pico-curie par litre (pCi/ l) ; celle de l'atmosphère, en pico-curies par mètre cube (pCi/ m³) ou en becquerel et ses multiples.

V-12-2-2. CONTROLE INDIVIDUEL

A chaque sortie de zone contrôlée, le personnel trouve des appareils de mesure de rayonnement beta, pour la recherche systématique de la contamination superficielle du corps et des vêtements.

Le portique de contrôle de contamination corporelle est de plus en plus utilisé car il permet une plus grande rigueur dans la surveillance de sortie de zone.

V-12-2-3. SURVEILLANCE MEDICALE

Suivant les indications du médecin du travail, on procède à des recherche systématiques de contamination interne.

➤ Ces recherches ne se font essentiellement par deux procédés :

Soit par l'examen des urines ou des fèces ;

Soit par mesure du rayonnement gamma émis par le corps humain qui renseigne, avec une très grande précision, sur la nature et la quantité de radioéléments effectivement présents dans l'organisme.

V-13. ZONE CONTROLEE ET BALISAGE (Organisation de la radioprotection)

V-13-1. ZONE CONTROLEE

Une zone contrôlée doit être établie partout où les conditions d'exposition sont telles que les travailleurs sont susceptibles de recevoir des doses supérieures à 1500mrem/an.

La zone contrôlée est découpée en 4 sous « sous-zones », (verte, jeune, orange et rouge) par ordre croissant de dose rencontrée.

La définition de ces sous-zones a un caractère administratif, elle est destinée à définir à priori les conditions d'accès, de circulation, d'intervention de façon à adapter les précautions prises au degré du risque qui peut être rencontré.

Zone d'accès permanent ou zone verte : Les agents intervenant dans cette zone n'ont aucune restriction de temps de travail ;

Zone spécialement réglementée :

C'est dans la zone contrôlée, tout ce qui n'est pas zone verte. Dans le souci de renforcer la surveillance par endroits, cette zone est elle-même subdivisée en :

Zone spécialement réglementée à risque d'irradiation moyen (zone jeune) dans laquelle il y a lieu de prendre des mesures de radioprotection particulières, entre autres :

Protection contre la contamination et contrôle du temps de séjour.

Zone spécialement réglementée à risque d'irradiation important (zone orange) pour laquelle l'accès est soumis à autorisation particulière, elle-même conditionnée par des mesures spéciales de radioprotection ;

Zone d'accès normalement interdit (zone rouge) qui est condamnée par des moyens matériels tels que portes, portillons ou barrières cadenassées.

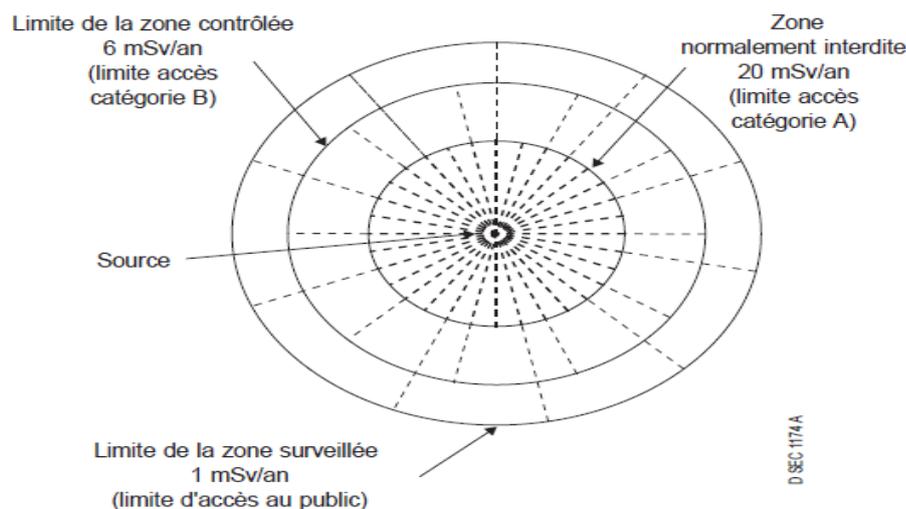


Figure V.14: Représentation schématique de catégorisation des zones

V-13-2. ACCES A LA ZONE CONTROLEE

Les travailleurs directement affectés à des travaux sous rayonnement peuvent accéder en zone contrôlée sous réserve :

D'avoir reçu une autorisation du chef de centrale (cette autorisation est liée au niveau de formation) ;

- Porter un film dosimètre ;
- Porter un dosimètre à lecture directe ;

Tous les travaux en zone contrôlée ne peuvent être effectués qu'après délivrance d'une autorisation (attestation de consignation) par le chef de quart à chef de travaux habilité.

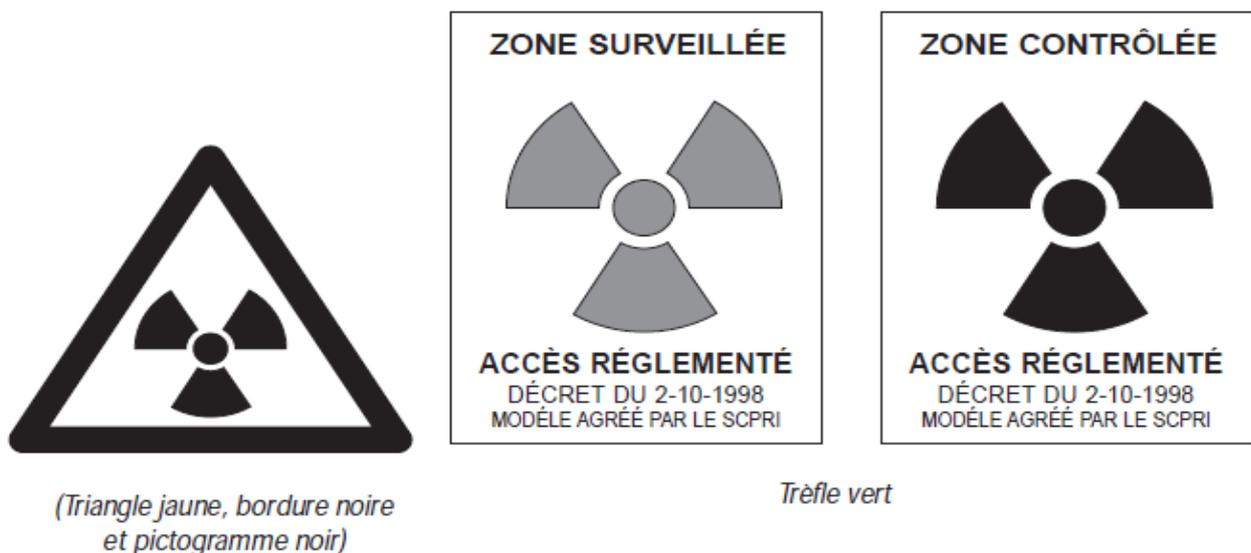
L'accès en zone orange ne peut se faire qu'après délivrance d'une autorisation écrite, signée par le chef de la section sécurité radioprotection.

L'accès en zone rouge est normalement interdit. Lorsque des circonstances exceptionnelles imposent d'y pénétrer, la procédure zone orange est appliquée après décision du chef de centrale.

Toute autre présence du "public", dans ces zones, est formellement interdite, même pour exécuter un travail / une opération de courte durée :

- Récupération / dépose d'outils, de matériels, etc.
- Ouverture / fermeture de vannes, prise d'échantillons, tournée opérateur, etc.

Selon les cas, les balisages destinés aux délimitations des zones peuvent être les suivants :



Pictogrammes de signalisation et de balisage

Figure V.15: Pictogrammes de signalisations

Pour les sources à poste fixe (détecteurs de niveau par exemple), les limites de zone sont identifiées de la même manière. Toutefois, par des mesures de protection appropriées (blindage) le

débit de dose est réduit de telle manière que la zone contrôlée soit au plus à 1 m du conteneur porte-source.

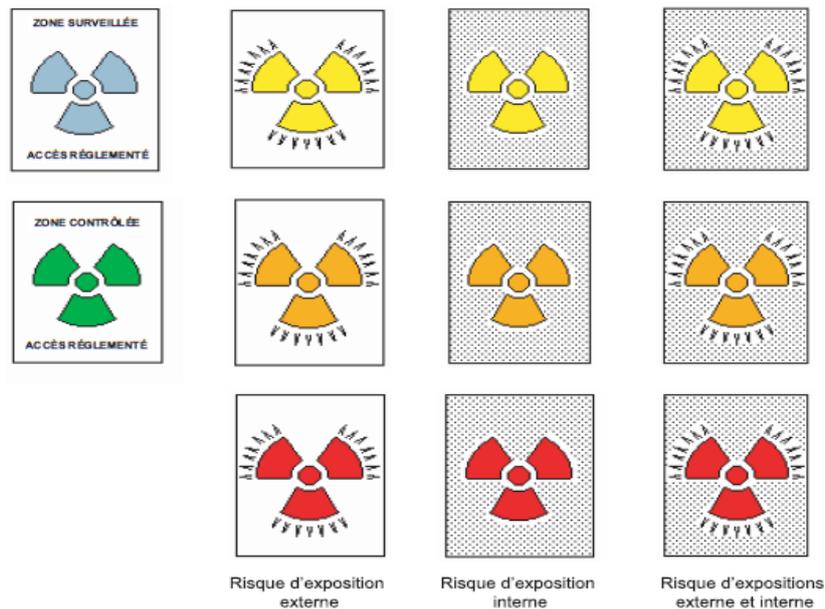


Figure V.16: huit panneaux de signalisation

V.13-3. BALISAGE

A l'intérieur de la zone contrôlée, on rencontre des panneaux et des banderoles de signalisation qu'il convient de connaître.

Les risques d'irradiation et de contamination sont différenciés sur les panneaux. Mais pas sur les banderoles. La couleur des panneaux ou banderoles correspond à la couleur de la zone.

Les trèfles peuvent éventuellement figurer sur les banderoles pour spécifier le danger radioactif.

On outre, si nécessaire des indications en clair doivent préciser la nature et l'importance des risques

V-14. CONTROLES TECHNIQUES DE RADIOPROTECTION

En radioprotection, il est obligatoire de désigner et former une (ou plusieurs) personne(s) compétente(s) dans l'entreprise. Cette personne sera le point focal pour tout problème de radioprotection.

La radioprotection consiste en 4 points essentiels :

- Mesurer ;
- Surveiller ;
- Protéger collectivement et individuellement contre l'irradiation et la contamination ;
- Signaler et étiqueter

V-14-1. CONTROLES TECHNIQUES DES SOURCES ET APPAREILS

Afin de s'assurer que les dispositions prises pour l'organisation de la radioprotection dans l'établissement sont pertinentes, et que les moyens de protection restent efficaces en permanence, des contrôles techniques de radioprotection des sources et des appareils émetteurs de rayonnements ionisants, des dispositifs de protection et d'alarme ainsi que des instruments de mesure utilisés doivent être effectués avant la première utilisation et, ensuite, périodiquement. Ces contrôles techniques comprennent notamment :

- Un contrôle à la réception dans l'entreprise ;
- Un contrôle avant la première utilisation ;
- Un contrôle lorsque les conditions d'utilisation sont modifiées ;
- Un contrôle périodique des sources et des appareils émetteurs de rayonnements ionisants;
- Un contrôle périodique des dosimètres opérationnels et des instruments de mesure utilisés pour tous ces contrôles.

L'arrêté du 26 octobre 2005 définit les modalités de contrôle de radioprotection en application des dispositions prévues par le Code du travail et le Code de la santé publique. [40]

Ces contrôles sont menés par la personne compétente en radioprotection (ou soustraités à des organismes agréés) et au moins une fois par an par un organisme agréé (différent des précédents en cas de sous-traitance des contrôles) pour ce qui concerne le contrôle des sources et appareils émettant des rayonnements ionisants.

V-14-2. CONTROLES TECHNIQUES DES AMBIANCES DE TRAVAIL

Afin de permettre l'évaluation de l'exposition externe et interne des travailleurs, un contrôle technique périodique des ambiances de travail doit être réalisé. Ce contrôle est également conduit par la personne compétente en radioprotection et au moins une fois par an, il est confié à un organisme agréé.

Note : Lorsque celui-ci est possible, le contrôle est réalisé de manière continue. Dans le cas contraire, sa périodicité est définie selon la nature et l'importance du risque.

V-14-3. DOCUMENT INTERNE

Le document interne, qui regroupe les procédures et programme de contrôle, doit être joint au document unique de prévention prévu par le Code du travail. Tous les contrôles doivent faire l'objet de rapports conservés dix ans. Ce document est tenu, par le chef d'établissement, à la disposition des personnes suivantes :

- Titulaire de l'autorisation ;
- Médecin du travail ;
- Membres du CHSCT ou délégués du personnel ;
- Inspecteurs des services compétents.

Ce document interne doit également comporter un relevé actualisé des sources et des appareils émettant des rayonnements ionisants utilisés ou stockés dans l'établissement, les informations concernant les modifications qui leurs sont apportées et les remarques émanant des organismes de contrôle agréés. Le chef d'établissement transmet, au moins une fois par an, une copie du relevé des sources à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire qui les centralise et les conserve au moins dix ans.[40]

V-14-4. CONTROLE TECHNIQUE APRES DEPASSEMENT D'UNE VALEUR LIMITE

Dans le cas de dépassement d'une des valeurs limites fixées par le Code du travail, le chef d'établissement met en œuvre les dispositions prévues par le Code du travail à cet effet.

Il en avertit les inspections compétentes, le médecin du travail et les instances représentatives des salariés. Il prend, avec le concours de la personne compétente en radioprotection, les mesures nécessaires pour :

Faire cesser dans les plus brefs délais les causes de dépassement, y compris, si nécessaire, par la suspension du travail en cause ;

Procéder ou faire procéder par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire dans les quarante-huit heures après la constatation du dépassement à l'étude des circonstances dans lesquelles celui-ci s'est produit ;

Faire procéder à l'évaluation des doses équivalentes reçues par les travailleurs et leur répartition dans l'organisme ;

Etudier ou faire étudier par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire les mesures à prendre pour remédier à toute défectuosité et en prévenir un éventuel renouvellement;

Procéder ou faire procéder par un organisme de contrôle agréé à un contrôle technique de radioprotection des postes de travail.

Aussitôt après un accident d'exposition, le médecin du travail détermine les mesures à prendre à l'égard du sujet exposé. Les expositions ultérieures éventuelles seront aussi soumises à l'avis du médecin du travail.

Si après la mise en œuvre des procédures étudiées, la persistance du risque est confirmée, le travail doit être arrêté aux postes concernés

V.15. CONCLUSION

L'homme peut être exposé à la radioactivité de manière externe ou interne, pour une durée plus ou moins longue et de manière plus ou moins forte. Les risques encourus lors d'une exposition à la radioactivité dépendent de tous ces facteurs mais aussi de la radiosensibilité de chaque individu, du type de rayonnement et des radionucléides mis en cause. Ainsi, selon la dose reçue, une exposition peut provoquer des effets immédiats tels que des brûlures et des nausées, ou des effets aléatoires à long terme tels que certains cancers. [39]

**CHAPITRE VI : EFFETS
BIOLOGIQUE DES
RAYONNEMENTS IONISANTS**

CHAPITRE VI : EFFETS BIOLOGIQUE DES RAYONNEMENTS IONISANTS

VI-1. INTRODUCTION

Les effets biologiques des rayonnements ionisants sont appelés « somatiques » ou « génétiques » selon qu'ils se manifestent chez les individus eux-mêmes ou chez leurs descendants.

Pour qu'une source située à l'extérieur de l'organisme engendre une exposition, il faut que le rayonnement puisse atteindre les molécules cibles. Autrement dit, il doit être suffisamment pénétrant. Cette condition n'est pas nécessaire pour des substances qui auraient pénétré à l'intérieur de notre organisme par inhalation, ingestion, blessure ou transfert cutané.

Les radionucléides étant alors en contact direct avec les cellules et leurs constituants. Les rayonnements ionisants perdent leur énergie par ionisation et l'excitation des atomes constituant les milieux traversés.

Les effets biologiques observables au niveau d'un organisme résultent donc des lésions moléculaires induites par l'ionisation, qui entraîne la rupture des liaisons covalentes des molécules biologiques.

C'est pour cela deux disciplines sont utilisées pour étudier les effets biologiques découlant de la dégradation de ces molécules biologiques : l'épidémiologie et l'expérimentation.

L'*épidémiologie* consiste à observer les effets sur des populations exposées naturellement ou bien artificiellement, comme la population des survivants des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki, les travailleurs dans les mines d'uranium. .

Grâce à l'*expérimentation*, les chercheurs peuvent, entre autres, observer les dégâts et perturbations engendrés par les rayonnements ionisants sur la molécule d'ADN, support de l'information génétique, ou analyser les mécanismes de réparation mis en jeu par la cellule pour contrecarrer sa dégradation.

En terme d'*effets biologiques* des rayonnements, le transfert d'énergie des rayonnements ionisants à la matière vivante peut conduire à :

- *L'isomérisation des molécules*, modifiant leurs propriétés chimiques. Les constituants chimiques de la matière vivante ne peuvent plus alors jouer leur rôle

- *L'altération de l'ADN* (due entre autres à la formation de radicaux libres (H° et OH°) qui a un rôle "de chef d'orchestre" dans la vie cellulaire

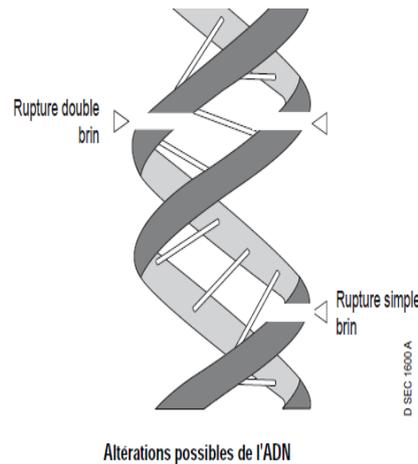


Figure VI. 1: Altération possibles de l'ADN

VI-2. DIFFERENTS EFFETS DES RAYONNEMENTS IONISANTS

III-2-1. EFFETS MOLECULAIRES DE L'INTERACTION DES RAYONNEMENTS IONISANTS

Le corps humain est composé d'atomes, principalement d'atomes d'hydrogène, d'oxygène, de carbone et d'azote. Ces atomes sont regroupés en molécules, où la molécule d'eau étant notre constituant principal. Mais l'organisme est également constitué de lipides, protides, glucides, acides nucléiques, pour ne citer que quelques grandes familles de molécules.

Ces molécules sont organisées pour constituer les cellules. Ces derniers sont des petits compartiments limités par une membrane et contenant une solution aqueuse de composés chimiques. Un organisme est composé de milliards de cellules aux rôles différents. Les cellules de structures et de fonctions semblables sont regroupées pour former les tissus: tissu nerveux, musculaire. . . Très souvent, plusieurs tissus différents composent un organe à qui est associée une fonction principale.

Un ensemble d'organes remplissant des fonctions complémentaires et en interaction définissent un système : Système circulatoire, système digestif. Enfin, tous les systèmes coopèrent au sein de l'organisme.

Quand les rayonnements traversent la matière, ils rencontrent et interagissent avec les atomes la constituant : au passage, ils arrachent des électrons et cèdent de l'énergie. Ces ionisations endommagent plus ou moins les propriétés fonctionnelles des molécules qui constituent l'organisme, parmi lesquelles deux jouent un rôle particulier :

- *L'eau*, pour des raisons quantitatives puisqu'elle compose environ 70 % du poids du corps ;
- *L'acidedésoxyribonucléique (ADN)*, pour des raisons qualitatives, puisque c'est le support de l'information génétique.

De manière générale, il est admis de considérer l'ADN comme la principale molécule cible des rayonnements ionisants en termes de **conséquences**, même si la modification de lipides membranaires et de certains acides aminés constituant des protéines, peuvent perturber la vie cellulaire.

L'effet de l'interaction du rayonnement (voir Figure VI.2) peut être en deux sortes :

➤ **Effet direct** : L'énergie est directement transférée à la molécule d'intérêt biologique, en l'occurrence l'ADN.

➤ **Effet indirect** : L'interaction a lieu avec des molécules d'eau. La modification de l'ADN résulte alors d'une réaction chimique avec des espèces réactives, telles le radical hydroxyle OH^\bullet , provenant de la radiolyse de molécules d'eau. Il est à noter que la formation de radicaux libres, espèces chimiques très réactives, n'est pas spécifique de l'action des rayonnements ionisants. L'action des UV ou du métabolisme conduit également à la formation de ces radicaux qui sont en partie responsables des phénomènes de vieillissement.

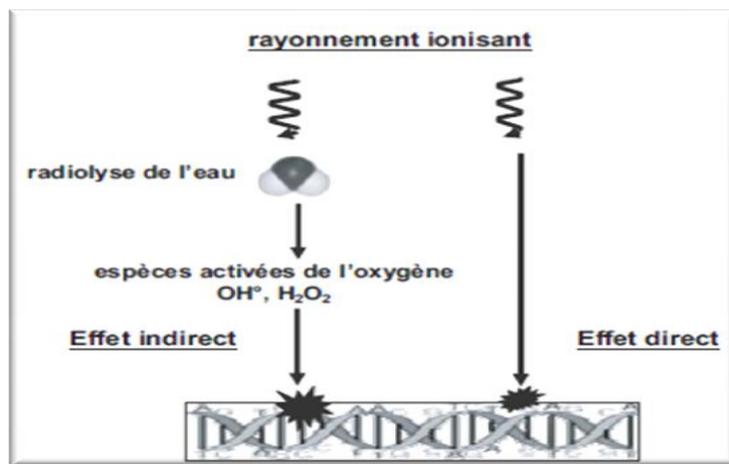


Figure VI.2 : Effet direct et indirect du rayonnement ionisant sur l'ADN

VI-2-2. EFFETS CELLULAIRES, CONSEQUENCES DES EFFETS MOLECULAIRES

Selon la complexité des modifications de l'ADN par effet direct ou indirect, différents cas (voir Figure VI.3) pourront se produire en termes d'effets cellulaires :

C'est le cas d'une cellule dont l'ADN est faiblement lésé, il y a toutes les chances pour que cette cellule retrouve une vie normale car les altérations de la molécule d'ADN sont inhérentes à la vie de la cellule. Les organismes vivants se sont en effet développés dans un monde constamment exposé aux radiations et de nombreux agents physiques ou chimiques sont également susceptibles d'endommager quotidiennement l'ADN cellulaire. La cellule dispose donc d'un ensemble de moyens de réparation de ces altérations moléculaires. Si ces dommages sont parfaitement réparés par les mécanismes enzymatiques en place dans la cellule, la survie cellulaire sera alors normale.

En revanche si les réparations sont incomplètes ou erronées, l'information génétique de la cellule va s'en trouver modifiée et une cellule mutée est alors créée.

Enfin, la mort cellulaire immédiate ou différée à la prochaine division sera le devenir d'une cellule ayant son noyau très endommagé. Cette mort pourra survenir par deux mécanismes : la nécrose et l'apoptose.

La **nécrose** conduit à un éclatement des structures cellulaires et au ré-largage de son contenu plus ou moins agressif dans le milieu avoisinant, occasionnant une réaction inflammatoire.

L'apoptose est une mort programmée de la cellule par suicide, celle-ci se fragmentant en petits sous-ensembles non agressifs pour le milieu. Cette mort cellulaire programmée est en fait un mécanisme de protection qui évite à l'organisme de garder des cellules ayant un patrimoine génétique modifié.

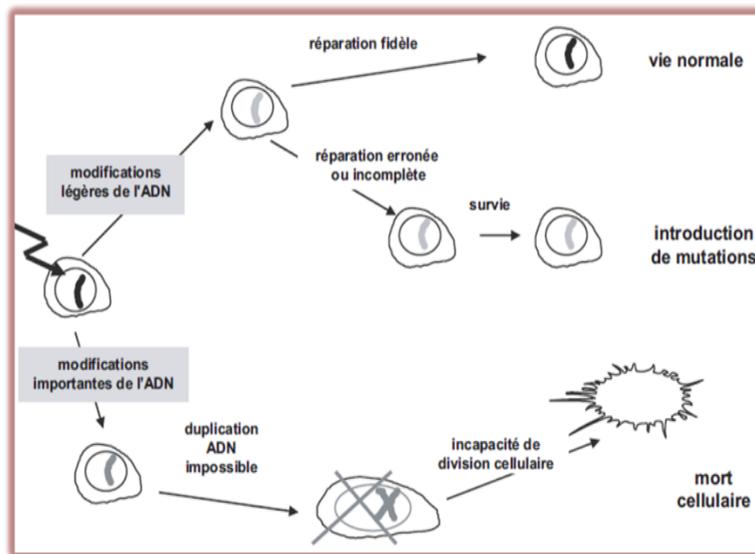


Figure VI.3 : Devenir cellulaire suite à des modifications de l'ADN

VI-2-3. EFFETS DES RAYONNEMENTS SUR L'HOMME

VI-2-3-1. INTRODUCTION (NOTIONS DE DOSE)

Pour quantifier les effets des rayonnements ionisants dans les tissus vivants, il faut déterminer une grandeur qui tienne compte de la qualité du rayonnement : c'est la dose équivalente, anciennement appelée équivalent de dose. Elle est exprimée en sievert (Sv) et est reliée à la dose absorbée par la relation :

Dose équivalente (E) = Dose absorbée (D). WR ou WR est le facteur de pondération radiologique que la commission internationale de protection radiologique (CIPR) a défini pour chaque type de particule ou de rayonnement. De plus, la CIPR a défini, pour les principaux tissus de l'organisme, un facteur de pondération tissulaire WT, qui introduit la notion de dose efficace comme étant le produit de la dose équivalente, corrigée par le facteur de pondération tissulaire.[3].

Les effets des irradiations sur l'homme sont de deux types : déterministes ou aléatoires.

VI-2-3-2. EFFETS DETERMINISTES (*appelés aussi non aléatoires ou non stochastiques*)

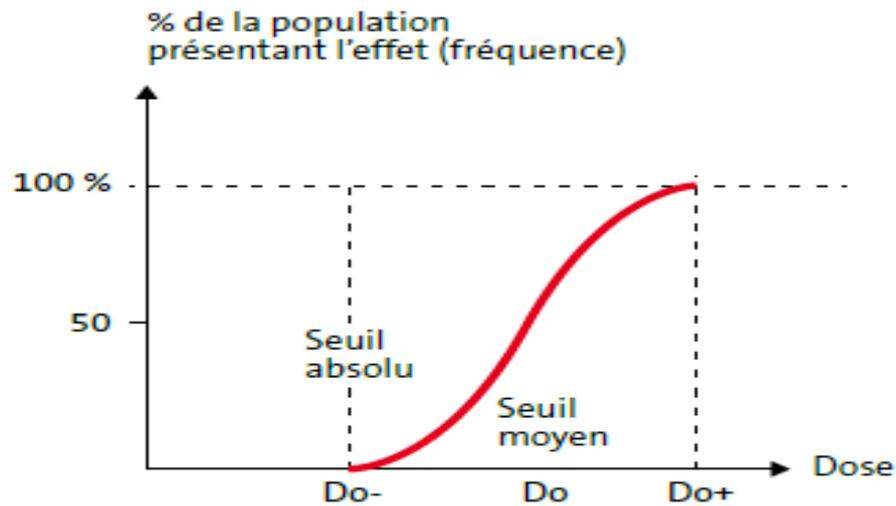


Figure VI.4.a : % Population ayant l'effet (fréquence / Dose

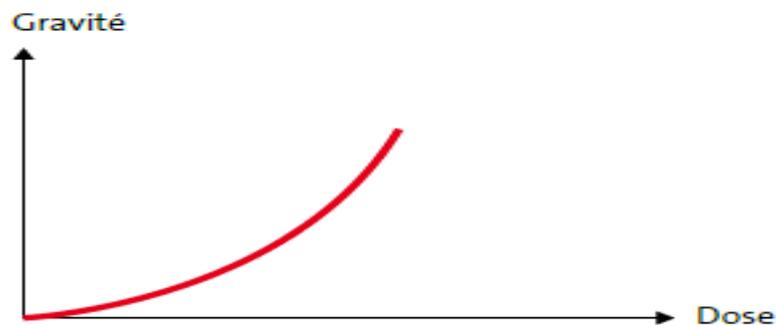


Figure VI.4.b : Gravité / Dose

Figure VI.4 : Effets déterministes en fonction de la dose.[3]

Ces effets ont les caractéristiques suivantes :

- Ils sont observés aux fortes doses,
- Ils apparaissent obligatoirement au-dessus d'un seuil qui varie suivant les individus,
- Leur gravité augmente avec la dose reçue.[3].

Les effets déterministes (obligatoires) se produisent à tous les coups chez les sujets exposés à une dose suffisante. Ce seuil se situe d'autant plus bas que le tissu est plus radiosensible. Le délai d'apparition de ces effets peut être très court (ex : 24h à 48h pour la baisse du nombre de globules blancs) ou très long (ex : Plus d'un an pour sa cataracte) ; car dépend du rythme de renouvellement des cellules du tissu correspondant. Ils sont provoqués par la destruction des cellules du tissu. Le nombre de cellules tuées, donc la gravité des effets, croît avec la dose. C'est ainsi que sur la peau on

observe successivement, selon la dose une rougeur ou érythème, une épi-dermite, radiodermite. Ils sont réversibles, du moins dans certaines limites de dose et la réparation est d'autant plus rapide que la dose est plus faible. A partir de 850rem, reçus-en une fois sur l'ensemble du corps, il existe une probabilité de mourir de 50%. Cette probabilité est de 100% vers 700 rem.

Ces effets ne peuvent apparaître qu'à des doses supérieures aux limites fixées par la législation. Ce ne serait donc qu'en situation d'accidents qu'ils devraient être pris en compte.

La législation Française fixe des limites à la dose annuelle pour chaque organe. On peut affirmer qu'au dessous de valeurs limites (30 rem pour l'ensemble de la peau, 15rem pour le cristallin.

Les effets déterministes résultent de la mort d'un grand nombre de cellules. Ils sont donc associés aux lésions importantes de la molécule d'ADN. Ces effets sont dits à seuil, car si la mort de quelques cellules n'affecte pas les caractéristiques physiologiques d'un organe, la destruction d'un grand nombre de celles-ci va conduire à son dysfonctionnement.

Comme l'indique le tableau VI.1, la durée de vie des cellules ainsi que le nombre éliminé journalièrement sont deux caractéristiques qui dépendent du tissu auquel appartiennent les cellules.

Tableau VI.1: Renouvellement cellulaire en fonction du type de cellules

<i>Cellules</i>	<i>Durée de vie</i>	<i>Pertes</i>
Musculaires	Celle de l'individu	Quelque centaines/ jour
Sanguines	Hématies : 120 jours	200 milliards/ jour
Muqueuse intestinale	Environ 3 jours	100 milliards/ jour
Epithéliales	Environ 30 jours	1,5 g/ jour

Pour assurer son fonctionnement normal sur l'ensemble de la vie, l'organisme doit donc renouveler en permanence les cellules sanguines, les cellules épithéliales et les cellules de la muqueuse intestinale.

Cela s'effectue respectivement à partir de la division des cellules souches de la moelle osseuse, de la peau et des cryptes intestinales.

Se divisant intensément, les cellules souches sont donc les cellules les plus radiosensibles et dès 1906, Bergoni et Tribondeau énonçaient qu'un tissu apparaît d'autant plus radiosensible que les cellules qui le composent sont peu différenciées, ont un potentiel de prolifération plus grand et se divisent plus vite. Les effets déterministes résultent donc d'une perte de la capacité fonctionnelle du tissu ou de l'organe, et apparaîtront si la quantité de cellules détruites devient trop élevée. Aux effets déterministes est ainsi associée la notion de dose-seuil d'irradiation : en deçà de cette dose, aucun effet n'apparaîtra, au-delà de la valeur de la dose-seuil, l'effet apparaîtra obligatoirement. Par corrélation, s'y associe la notion de gravité de l'effet qui augmente avec la dose reçue.

VI-2-3-2-A. EFFETS D'UNE IRRADIATION LOCALISEE

1. AU NIVEAU DE LAPEAU

L'épiderme (voir Figure VI.4) est un système dynamique constitué d'une assise de cellules souches, de quelques couches de cellules épithéliales et de cellules mortes qui desquament. Les lésions radio-induites de la peau sont appelées radiodermites :

- Une dose d'1 Gy délivrée localement induit la mort de cellules basales de l'épiderme mais sans lésions observables à part une atrophie de la peau ;
- Une dose de 5 Gy conduit à la formation d'un érythème (coup de soleil) et à la desquamation de la partie supérieure de l'épiderme. Au delà de 10 Gy, il y a épidermite exsudative avec ulcération due à l'atteinte des cellules basales mais aussi du système vasculaire.

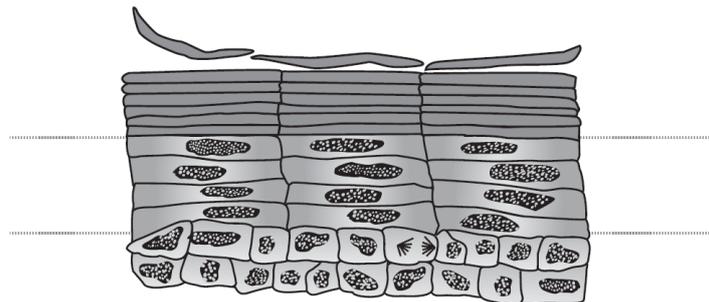


Figure VI. 5: Coupe d'épiderme (dessin Marion ²Solvit)

2- AU NIVEAU DES YEUX

Le cristallin est la partie la plus sensible de l'œil. La cataracte due à l'opacification de ce dernier sera susceptible de se développer en cas d'exposition directe de l'œil. Pour une exposition unique, une opacité détectable mais non évolutive apparaîtra pour une dose de 1 à 2 Gy. La dose-seuil conduisant à une cataracte est de 2 à 5 Gy. Si cette dose est atteinte, la cataracte se développera après une période de latence d'au moins 10ans, mais elle se développera obligatoirement.

3- AU NIVEAU DES ORGANES REPRODUCTEURS

Le tableau VI.2 ci-dessous, indique les doses-seuil en cas d'exposition unique localisée aux organes sexuels et conduisant à une stérilité provisoire ou définitive.

La grande différence de radiosensibilité entre les deux types de cellules germinales s'explique par la genèse des deux types cellulaires.

Tableau VI.2 : Doses seuil aux organes sexuels

<i>Organes sexuels</i>	<i>Homme</i>	<i>Femme</i>
	Dose seuil (Gy)	Dose seuil (Gy)
Stérilité provisoire	0,3	2
Stérilité définitive	5	7

En effet, les spermatozoïdes ont une durée de vie moyenne de 72 h. Ils sont continuellement produits par division intense et différenciation de cellules « précurseurs », alors que la femme adulte dispose à la naissance de son stock total d'ovocytes.

4- AU NIVEAU DE L'EMBRYON

La radiosensibilité de l'embryon et du fœtus humain varie selon son stade de développement. Si l'exposition a lieu avant l'implantation de l'œuf, c'est-à-dire avant le 9^{ème} jour après la conception, les effets sont du type tout ou rien : l'irradiation peut entraîner la disparition de l'embryon, ou bien la nidification s'effectuera et l'exposition sera sans conséquences sur le développement de l'embryon :

- Au stade de l'organogenèse (de 9^{ème} au 60^{ème} jour) la radiosensibilité des tissus est maximale, l'exposition peut être responsable de malformations ;
- Au cours de la phase fœtale, le système nerveux reste radiosensible, l'irradiation peut entraîner un retard mental en particulier du 60^{ème} au 110^{ème} jour.

➤ Exemple

À Hiroshima-Nagasaki, chez les sujets irradiés in utero, aucune malformation ou mal-développement de l'embryon n'ont été observés pour des doses inférieures à 0,5 Gy. Il est généralement admis 0,1 Gy comme quasi-seuil de dose. [41]

VI-2-3-2-B. EFFETS D'UNE IRRADIATION UNIQUE, GLOBALE ET HOMOGENE DE TOUT L'ORGANISME

Les pathologies décrites découlent d'observations réalisées suite à des irradiations accidentelles ou bien à des irradiations du corps entier pour des raisons médicales (greffes d'organes, leucémie).

Le tableau clinique résulte de la destruction des types cellulaires les plus radiosensibles (moelle osseuse, muqueuse intestinale).

Les valeurs de dose seuil peuvent varier selon les auteurs et sont données à titre d'ordre de grandeurs :

- À partir de 0,3 Gy, il est observé une modification temporaire de la formule sanguine ;
- Au-delà de 1 Gy, c'est l'atteinte des cellules souches du sang, appelées cellules hématopoïétiques et contenues dans la moelle osseuse, qui conduira au syndrome hématopoïétique.

Parmi les cellules sanguines et outre les globules rouges, ce sont les lymphocytes, responsables des défenses immunitaires, qui disparaissent les premiers puis, plus tardivement, les globules blancs (polynucléaires) qui jouent un rôle dans la destruction des germes infectieux, et enfin les plaquettes (rôle de coagulation). Ces atteintes expliquent les symptômes observés : infections et hémorragies.

- À partir d'une exposition à 6 Gy, à l'atteinte de la moelle osseuse s'ajoute celle de la muqueuse intestinale (syndrome gastro-intestinal). L'atteinte des cellules de renouvellement conduit à la destruction du revêtement cellulaire des villosités de l'intestin grêle. Les phénomènes d'absorption sont totalement modifiés et compliqués de risques d'infection ;

- Au-delà de plusieurs dizaines de grays, l'irradiation du cerveau conduit à l'apparition d'un syndrome neuro-vasculaire caractérisé par un œdème cérébral, coma et mort par arrêt respiratoire dans un délai de 1 à 2 jours.

La mort de 50 % des sujets survient en l'absence de tout traitement pour une valeur d'exposition corps entier moyenne de 4,5 Gy. Cette valeur correspond donc à la dose létale 50. L'ensemble de ces informations est résumé dans la figure VI.5.

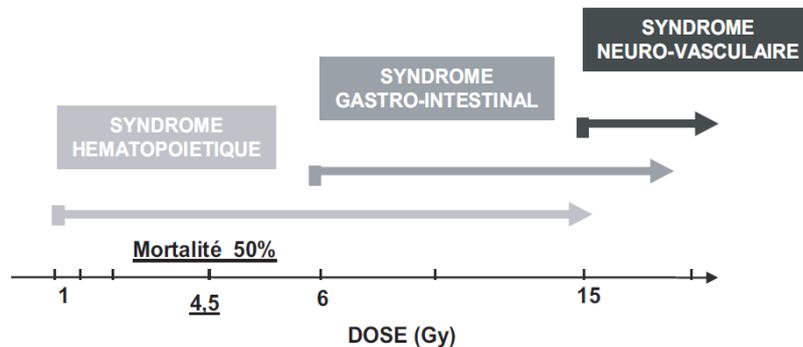


Figure VI.6: Trois syndromes en cas d'exposition globale aiguë

En cas d'irradiation accidentelle aiguë, le tableau clinique correspond au syndrome d'irradiation, dans lequel on distingue quatre phases :

- **Phase initiale ou précoce** caractérisée par des nausées et des vomissements, le délai d'apparition de ces premiers symptômes et leur gravité varient avec la dose ;
- **Phase de latence** durant laquelle les symptômes disparaissent, elle est d'autant plus courte que la dose est élevée ;
- **Phase critique** durant laquelle se développent les signes caractéristiques de chaque syndrome décrits précédemment ;
- **Dernière phase** peut être soit fatale, soit phase de récupération, ou de convalescence.

En cas d'incident/d'accident, il est important d'évaluer la dose reçue, puisque la gravité de la pathologie dépend de cette dose. Cette évaluation va se faire à l'aide de :

- **Dosimétrie physique et légale**, bien que souvent difficilement exploitable en situation accidentelle ;

• **Examen clinique.** En effet pour chaque symptôme il existe, comme pour les doses létales, des doses moyennes reliées à l'apparition de certains effets chez les personnes exposées. Ces évaluations à partir de l'examen clinique pose le problème de la prise en compte des fluctuations individuelles ;

• **Dosimétrie biologique** qui comprend les bilans hématologiques, biologiques et cytogénétiques, ces derniers analysant le nombre et la forme des chromosomes ;

• **Reconstitution dosimétrique** par simulation numérique ou par reconstitution expérimentale à l'aide de mannequin contenant des dosimètres.

VI-2-3-2-C.EFFETS DE L'IRRADIATION PRENATALE

La radiosensibilité est assez élevée pendant toute la vie prénatale, mais les effets d'une dose donnée varient considérablement avec la phase de développement de l'embryon ou du fœtus au moment de l'exposition [42].

C'est avant l'implantation que l'embryon court les plus grands risques d'être tué par l'irradiation, tandis qu'il est plus susceptible de subir des malformations et d'autres troubles du développement durant les phases critiques de l'organogenèse (voir tableau VI.3).

Tableau VI.3 : Principales anomalies de croissance causées par l'irradiation in utero

Cerveau		
Anencéphalie	Porencéphalie	Microcéphalie*
Encéphalocèle	Syndrome de Down*	Medulla réduite
Atrophie cérébrale	Retard mental*	Neuroblastome
Aqueduc étroit	Hydrocéphalie*	Dilatation des ventricules*
Yeux		
Anophtalmie	Microphthalmie*	Microcornée*
Colobome*	Déformation de l'iris	Absence du cristallin
Absence de la rétine	Paupières ouvertes	Strabisme*
Nystagmus*	Rétinoblastome	Hypermétropie
Glaucome	Cataracte*	Cécité
Chorio-rétinite*	Albinisme partiel	Ankyloblépharon
Squelette		
Arrêt général de la croissance	Crâne de taille réduite	Malformations du crâne*

Ce dernier fait est illustré par l'augmentation, liée à la dose, de la fréquence des déficiences mentales graves (voir figure VI.4) et par la baisse, également liée à la dose, des scores de quotient intellectuel des survivants des bombardements atomiques qui avaient été exposés entre huit et quinze semaines (et, dans une moindre mesure, entre seize et vingt-cinq semaines) [42].

➤ ANOMALIES

Ces anomalies ont été observées chez des humains exposés avant la naissance à d'importantes doses de rayonnement et ont, par conséquent, été provisoirement attribuées à l'irradiation. [43]

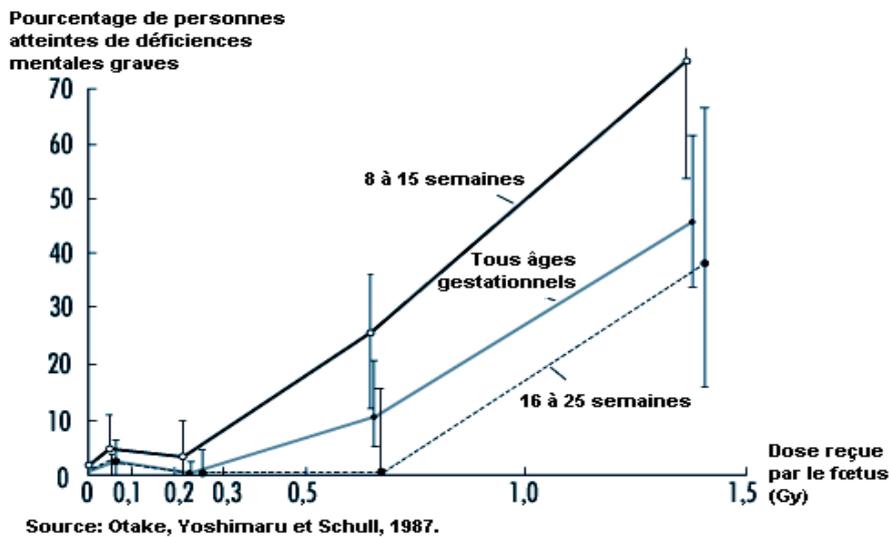


Figure VI.7: Fréquence des déficiences mentales graves en fonction de la dose de rayonnement reçue chez les survivants des bombardements atomiques, irradiés avant la naissance.

La sensibilité aux effets cancérogènes des rayonnements semble aussi assez élevée pendant toute la période prénatale, si l'on en juge d'après l'association entre les cancers infantiles (y compris la leucémie) et l'exposition prénatale aux rayons X utilisés à des fins diagnostiques dans des études cas-témoins [44].

Les résultats de ces études impliquent que l'irradiation prénatale pourrait multiplier le risque de leucémie et d'autres cancers infantiles par un facteur de 40 par Sv [42], ce qui est bien plus important que l'accroissement imputable à l'exposition postnatale [42].

Si, paradoxalement, on n'a noté aucun excès de cancer infantile chez les survivants des bombardements atomiques qui avaient été irradiés avant leur naissance [45], le nombre de ces survivants était trop faible pour que l'on puisse exclure un tel effet.

VI-2-3-2-D. CARACTERISTIQUES DES EFFETS DETERMINISTES

Les effets sont dits déterministes ou obligatoires, s'ils présentent les caractéristiques suivantes:

- L'existence d'un seuil d'exposition, qui est la valeur de dose au-dessus de laquelle des lésions ou pathologies seront observées chez tous les sujets, d'où le terme obligatoire;
- La gravité du dommage qui augmente avec la dose ;

Surexposition localisée ou généralisée

- D'apparition précoce (Manifestations rapides : heures, jours).

Les conséquences d'une exposition sont dus à :

- Exposition généralisée :
 - Syndrome hématopoïétique;
 - Syndrome digestif ;
 - Syndrome neurologique.

- Effets tératogènes.

De façon générale et grâce à l'application de la réglementation, l'exercice normal d'une activité mettant en œuvre des rayonnements ionisants n'est pas susceptible d'entraîner d'effets déterministes. De tels effets ne sont observés qu'à la suite d'expositions accidentelles (accidents dans une installation, manipulation intempestive d'une source radioactive de forte activité) ou d'expositions volontaires de patients à des fins thérapeutiques (radiothérapie).



Figure VI.8 : effets directement observable

VI-2-3-3.EFFETS STOCHASTIQUES (ALEATOIRES)

Les effets stochastiques résultent de lésions non ou mal réparées des molécules d'ADN, conduisant à des cellules mutées qui ne sont pas entrées en apoptose et n'ont pas été éliminées par le système immunitaire :

- Si la mutation affecte le génome de cellules somatiques (cellules du corps), la conséquence pourra être le développement d'un cancer ;
- Si la mutation intervient au niveau des gènes de cellules sexuelles (germinales ou reproductrices), les effets concerneront la descendance de l'individu exposé si la conception s'effectue à partir de la cellule sexuelle parentale mutée. On parle alors d'effets génétiques

ou héréditaires. Il est à noter que le suivi de populations exposées (Hiroshima-Nagasaki) n'a jamais mis en évidence d'excès d'effets héréditaires, et ce jusqu'à la seconde génération aujourd'hui suivie. Le cancer et les effets génétiques constituent donc les effets dits stochastiques, également appelés effets aléatoires car relevant du domaine des probabilités.

Donc Il s'agit d'effets cancérogènes ou mutagènes :

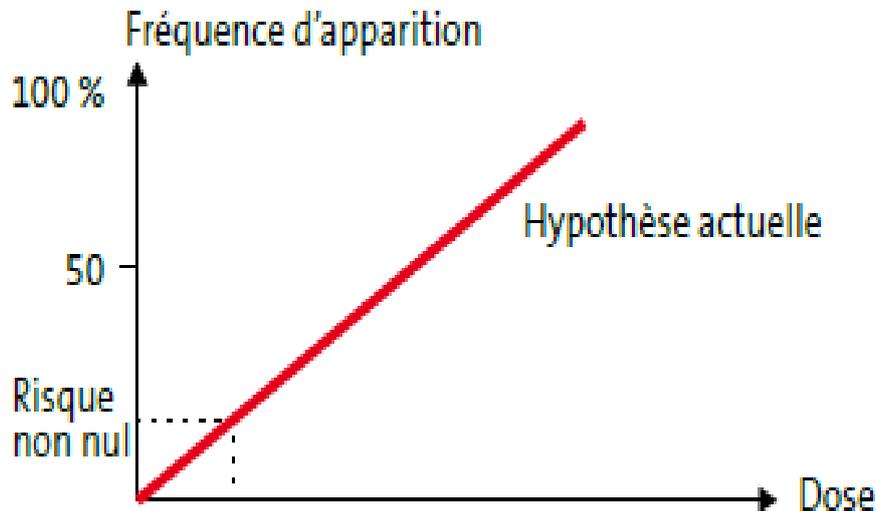


Figure VI.9 : Effets aléatoires en fonction de la dose.[3]

- Observables ou prépondérants aux faibles doses (à fortes doses, ils sont masqués par les effets non aléatoires) ;
- Irréversibles ;
- Pour des raisons de sécurité, et en l'absence de certitude scientifique, il est admis qu'il n'existe pas de dose seuil en dessous de laquelle ils ne se manifesteraient pas ;
- Dans une population exposée, ils apparaissent au hasard (tous les individus ne sont pas obligatoirement touchés) ;
- Leur probabilité d'apparition dans une population croît avec la dose ;
- leur gravité est indépendante du niveau d'exposition ;
- leur temps d'apparition est long (quelques années à quelques dizaines d'années).[3].

VI-2-3-3-A. CARACTERISTIQUES DES EFFETS STOCHASTIQUES

Les effets sont appelés stochastiques s'ils présentent les caractéristiques suivantes :

- Ils n'apparaîtront que chez certains individus ;
- Leur probabilité d'apparition augmente avec la dose ;
- Leur gravité est indépendante de la dose ;
- Ils sont d'apparition tardive, environ 5 à 10 ans pour les leucémies, 20 à 50 ans pour la plupart des autres cancers et au moins une génération pour les effets génétiques ;
- Par précaution, la CIPR et les organismes de contrôle considèrent que la relation entre la fréquence d'apparition de ces effets et la dose est linéaire sans seuil.
- Survenue aléatoire au sein d'une population ayant subi une exposition identique ;
- Manifestations tardives (plusieurs années à plusieurs dizaines d'années)

Les conséquences des expositions sont :

- Apparition de cancers : tumeurs solides et leucémies
- Effets héréditaires : anomalies chromosomiques ou géniques

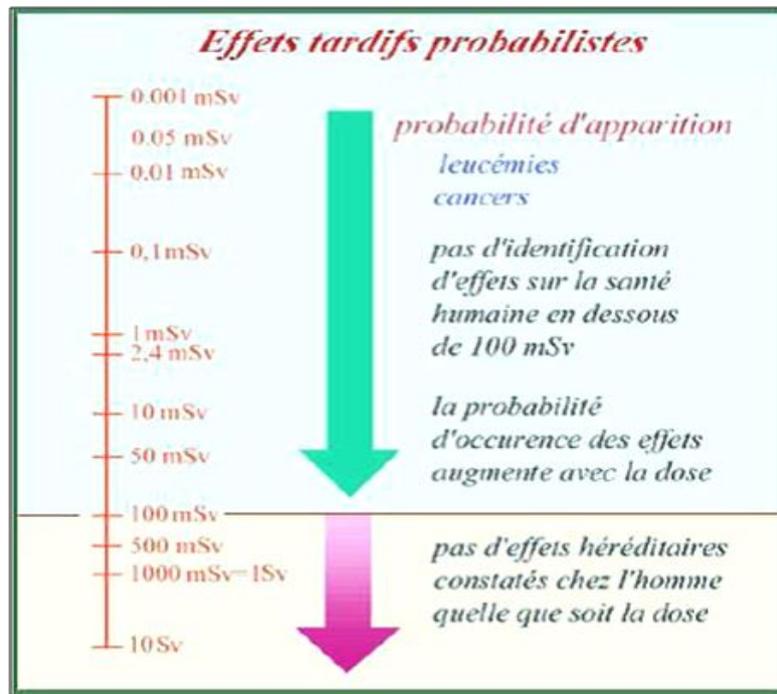


Figure VI.10 : Effets tardifs probabilistes

➤ **Recapitulation**

Les différentes caractéristiques des deux types d'effets biologiques, sont résumées dans le tableau VI.4 ci-dessous :

Tableau VI.4 : Caractéristiques des deux types d'effets biologiques

<i>Effets déterministes (obligatoires)</i>	<i>Effets stochastiques (aléatoires)</i> <i>Cancers et effets génétiques héréditaires</i>
Uniquement aux fortes doses	Dès les faibles doses
Existence d'un seuil	Pas de seuil
Précoces	Tardifs
Gravité dépend de la dose	Fréquence dépend de la dose

La genèse des événements relatifs aux effets biologiques est résumée sur la figure III.5, depuis l'interaction initiale jusqu'à la traduction éventuelle en pathologie. À noter, l'échelle de temps associée aux différents événements.

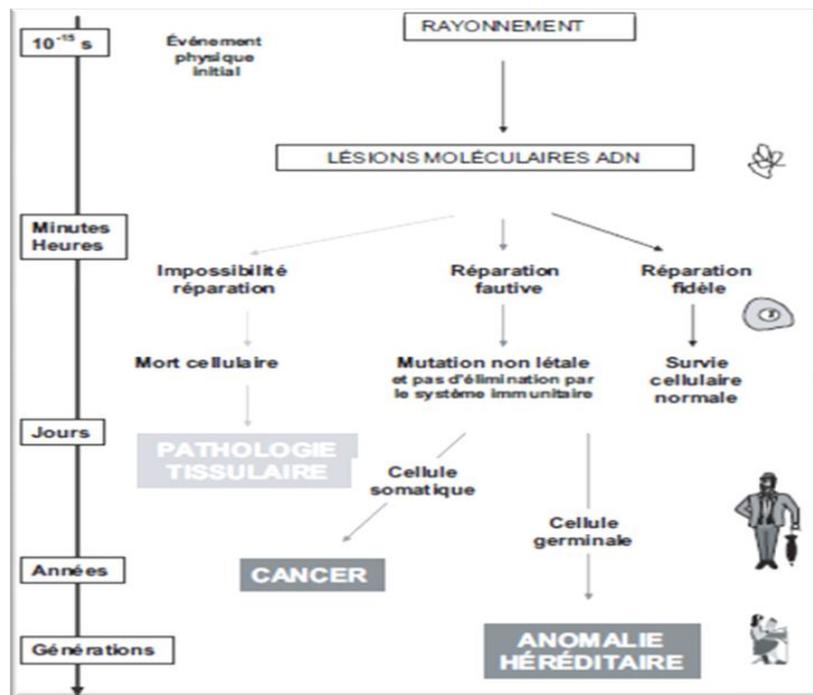


Figure VI.11 : Récapitulatif de la genèse des effets biologiques

VI-4. NATURE DES EFFETS BIOLOGIQUES ET LES MECANISMES EN JEU (*Energie communiquée au milieu*)

Contrairement aux autres formes de rayonnement, les rayonnements ionisants peuvent transmettre suffisamment d'énergie localement pour éjecter des électrons des atomes sur lesquels ils agissent. Ainsi, à mesure que les particules ionisantes heurtent de façon aléatoire des atomes et des molécules en passant à travers des cellules vivantes, elles donnent naissance à des ions et à des radicaux libres qui rompent les liaisons chimiques et provoquent d'autres transformations moléculaires qui endommagent les cellules touchées. La répartition spatiale de l'ionisation dépend du facteur de pondération du rayonnement w_R (voir la Figure III.6). [45].

Type de rayonnement	Source	Distance de pénétration
Alpha	^{210}Po 5,3 MeV	0,037 mm
Bêta	^{14}C 0,154 MeV Energie maximale	Pénétration maximale 0,29 mm (en général moins)
Bêta	^{32}P 1,71 MeV Energie maximale	Pénétration maximale 8 mm (en général moins)
Gamma	^{125}I 0,035 MeV	Parcours moyen avant choc 33 mm
Gamma	^{60}Co 1,33 MeV	Parcours moyen avant choc 164 mm

Figure VI.12 : Pouvoir de pénétration dans les tissus de différents Rayonnements ionisants. [45]

VI-4-1. MECANISMES D'ACTION DES RAYONNEMENTS IONISANTS SUR LA MATIERE VIVANTE

Une irradiation peut produire :

- Des lésions membranaires cellulaires
- Un allongement du cycle cellulaire (ex : aberrations chromosomiques)
- Une accélération des processus de différenciation
- Une altération de fonctions
- La mort cellulaire.

Les effets d'une irradiation au niveau cellulaire sont l'aboutissement de toute une série de phénomènes déclenchés par le passage du rayonnement.

Les particules alpha, les produits de fission, et la plupart des particules bêtas ne représentent une menace que s'ils se trouvent à l'intérieur du corps (habituellement après ingestion, inhalation ou par des plaies), (contamination interne).

Les rayons gamma, les rayons neutrons et les particules bêtas de haute énergie peuvent induire des dommages radiologiques depuis l'intérieur ou l'extérieur du corps (contamination interne et externe et irradiation externe). [37]

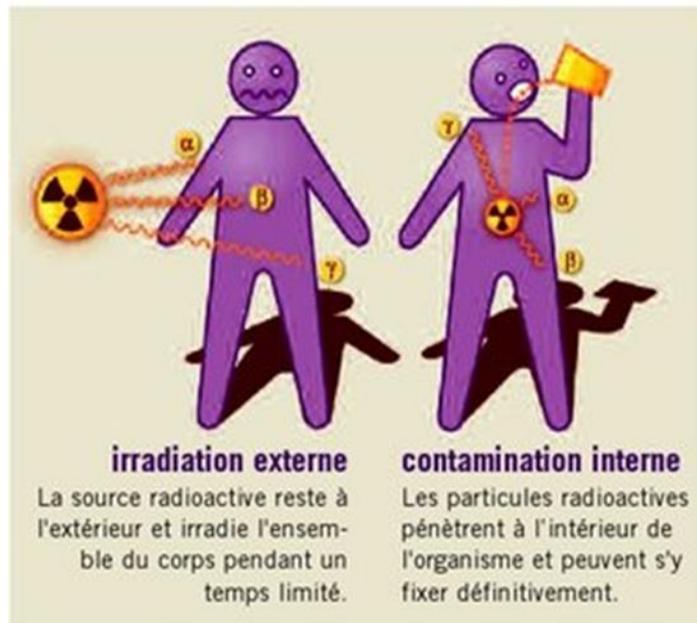


Figure VI.13 : Irradiation externe et Contamination interne.[37]



Figure VI.14: pictogramme lancé le 15 février 2007 par l'[AIEA](#) à [ISO](#), représentant un risque de danger de mort ou de dommages sérieux.

Les rayonnements alpha (constitués de noyaux d'hélium) sont simplement arrêtés par une feuille de papier. Les rayonnements bêta (constitués d'électrons) sont arrêtés par une plaque d'aluminium.

Les rayonnements gamma, eux, sont atténués quand ils pénètrent de la matière dense (béton...).

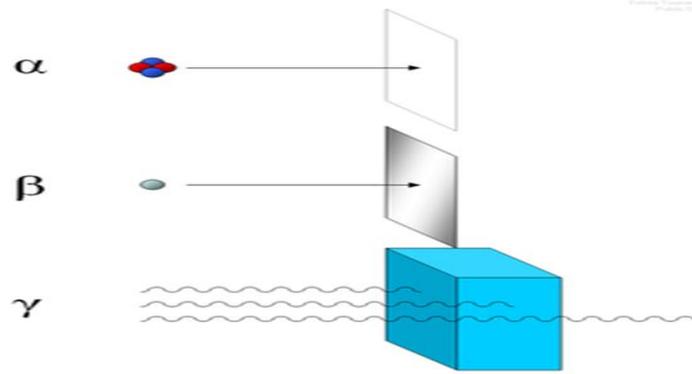


Figure VI.15.a : Différents types de rayonnements ionisants

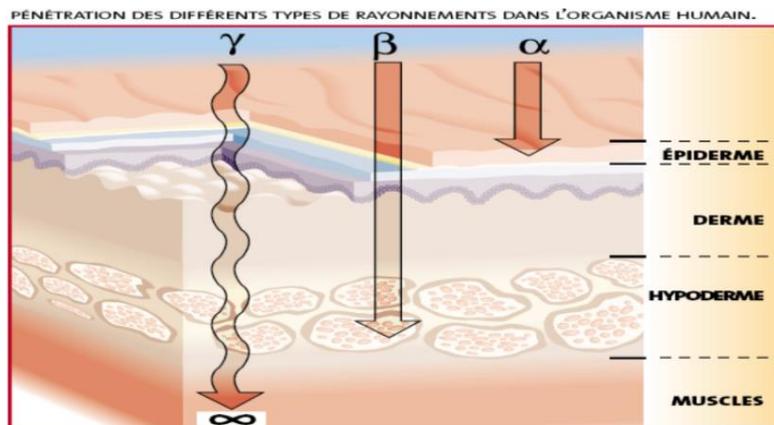
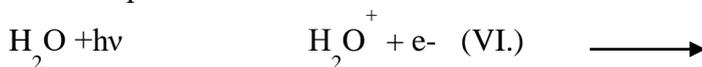


Figure VI.15.b : Différents types de rayonnements ionisants

Les perturbations physiques entraînent des réactions physico-chimiques puis chimiques. Ces réactions font essentiellement intervenir les molécules d'eau. Celles-ci sont en effet omniprésentes : l'eau représente 80% du poids des organismes vivants.

Le phénomène initial est l'ionisation de la molécule d'eau :



Il s'en suit toute une chaîne de réactions, qui aboutit à la formation de radicaux libres

HO^\cdot et H^\cdot , qui sont extrêmement réactifs et peuvent provoquer des modifications chimiques au niveau des molécules d'ADN.

L'irradiation peut également agir par voie directe, sans passer par la transformation des molécules d'eau. Dans ce cas, l'énergie est directement absorbée par la molécule d'ADN, avec formation de fragments moléculaires du type radicaux libres.[37]

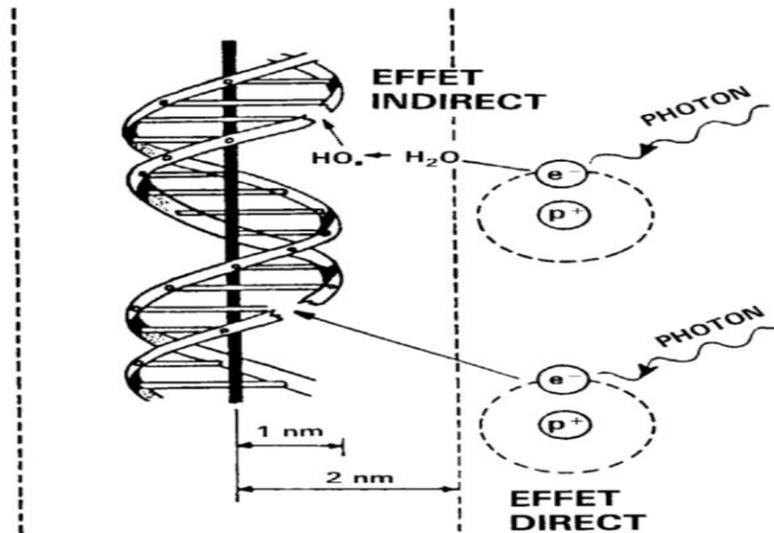


Figure VI.16 : Irradiation par voie directe

VI-4-2. EFFETS SUR L'ADN

Le rayonnement peut altérer toute molécule de la cellule, mais l'ADN est la cible biologique la plus critique à cause de la redondance limitée de l'information génétique qu'il contient. Une dose absorbée assez importante pour tuer une cellule moyenne en voie de division- 2 grays (Gy)- suffit pour causer des centaines de lésions dans ses molécules d'ADN. [46]

La plupart de ces lésions sont réparables, mais celles qui résultent d'un rayonnement ionisant dense (proton ou particule alpha, par exemple) sont en général moins susceptibles de réparation que celles d'un rayonnement moins ionisant (rayons X ou gamma, par exemple). [47]

Par conséquent, les rayonnements à forte densité d'ionisation (c'est-à-dire à transfert linéique d'énergie (TLE) élevé) ont ordinairement une efficacité biologique relative (EBR) supérieure à celle des rayonnements à faible densité d'ionisation (à TLE peu élevé) pour la plupart des lésions. [48]

VI-4-3. EFFETS SUR LES CHROMOSOMES

Les dommages causés par les rayonnements ionisants aux matériaux génétiques peuvent également provoquer des modifications du nombre et de la structure des chromosomes, dont on a observé que la fréquence augmentait avec la dose chez les travailleurs exposés aux rayonnements ionisants, les survivants des bombardements atomiques et d'autres personnes également exposées. La relation dose-effet correspondant aux aberrations chromosomiques des lymphocytes sanguins humains (voir figure III.11) a été suffisamment bien caractérisée pour constituer un moyen utile de dosimétrie biologique [49]

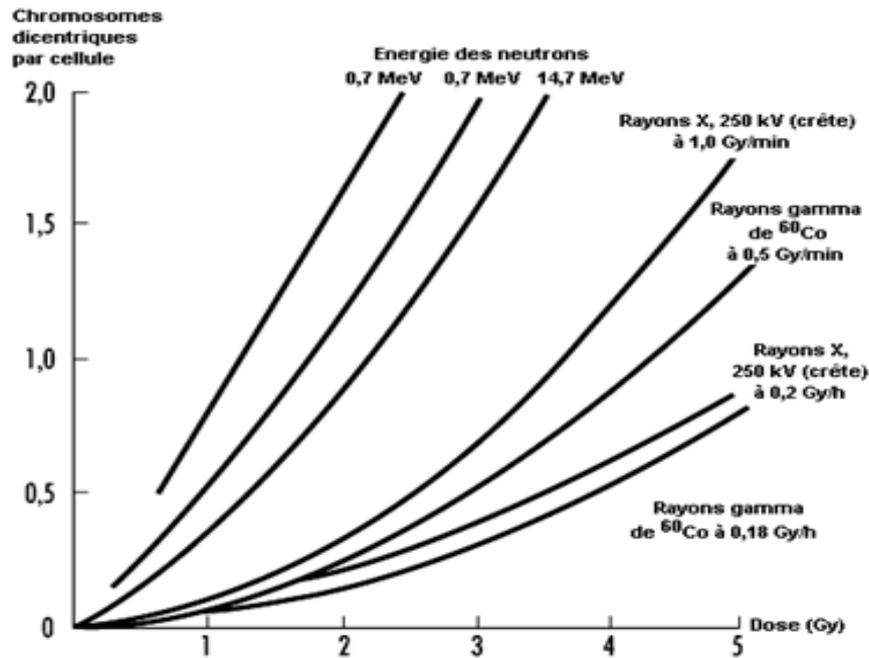


Figure VI.17 : Fréquence des aberrations chromosomiques di centriques des lymphocytes humains en fonction de la dose, du débit de dose et de la qualité du rayonnement (in vitro) [49]

VI-4-4. EFFETS DES RAYONNEMENTS IONISANTS SUR LES MOLECULES D'ADN ET LES CHROMOSOMES

Le bon fonctionnement d'une cellule et la transmission du patrimoine génétique dépendent de l'intégrité de la structure de l'acide désoxyribonucléique (ADN). L'atteinte de l'ADN joue un rôle essentiel dans les effets radio-biologiques, mort cellulaire, incapacité de reproduction ou mutation.

Lésions produites par les RI dans la molécule d'ADN:

VI-4-4-1. RUPTURES DE CHAINE

Nous distinguons :

➤ **La rupture simple** : Un brin est concerné (voir figure III. 12.a), les 2 brins s'écartent en fermeture éclair et des molécules d'eau pénètrent dans la brèche et les liaisons hydrogènes sont rompues

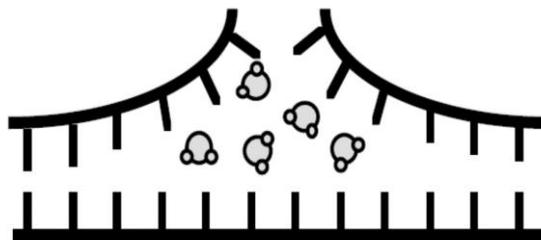


Figure VI.18.a : rupture simple.

➤ Chaque chaîne de l'ADN est concernée mais à des niveaux de 3 nucléotides au plus. Elle peut être due à l'interaction d'une seule particule ou de deux particules traversant la même région dans un intervalle de temps insuffisant pour que la première radiolésion soit réparée.

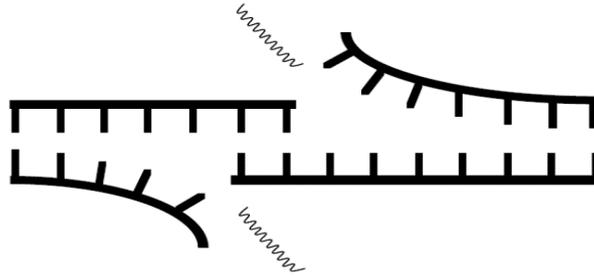


Figure VI.18.b Rupture double

VI-4-4-2. ALTERATION DES BASES

Les bases, surtout la thymine, peuvent être hydroxylées par le radical HO[•] avec formation d'hydro-xy-péroxyde en présence d'oxygène (ROOH). On observe 2 à 3 altérations pour 10 ruptures simples.

VI-4-4-3. DESTRUCTION DES SUCRES ET AUTRES LESIONS

Comme pour les bases, les sucres peuvent être oxydés, hydrolysés avec libération de la base et rupture de la liaison phospho-diester.

III-4-4-4. ALTERATION DES GENES

Le gain, la perte ou la substitution d'une ou plusieurs bases de la molécule d'ADN, entraînant ainsi, une mutation génétique.

III-4-4-5. REPARATION DES LESIONS DE L'ADN

Les mécanismes visent à éliminer les radiolésions et reconstituer la structure originale de l'ADN, donc à restaurer la viabilité de la cellule.

Ils peuvent être fidèles ou erronés selon que le premier type de mécanismes est saturé ou donc selon la dose et le débit de dose.

Ces systèmes de réparation sont constitutifs (ils existent dans la cellule) ou inductibles (ils apparaissent après la lésion).

III-4-4-6. MORT CELLULAIRE

Après une irradiation à dose très élevée, on observe l'arrêt de toute fonction cellulaire et la cytolyse : c'est la mort cellulaire immédiate. Pour des doses plus faibles, on observe pour une fraction de cellules la perte de leur capacité de division.

On définit la mort des cellules comme la perte irréversible de leur capacité de prolifération. Cette définition a un sens vis-à-vis des tumeurs pour lesquelles on vise à supprimer leur capacité de reproduction sur place et d'extension locale ou à distance. (CRNA)

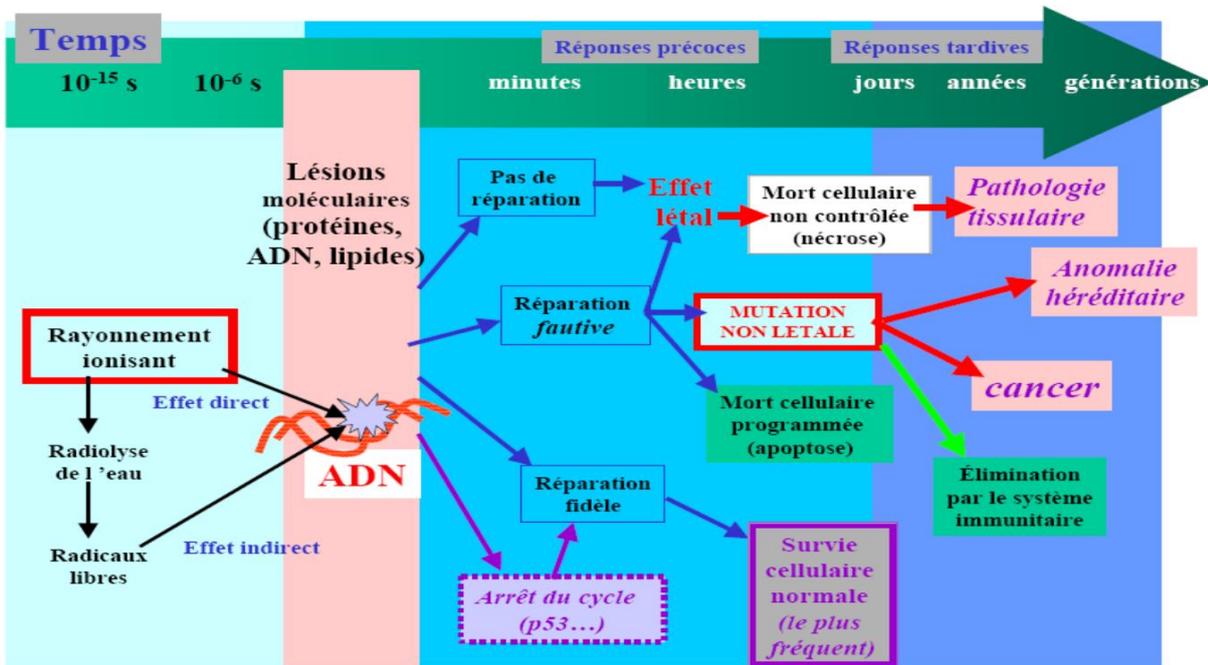


Figure VI.19 : Etapes et les effets du RI sur le corps humains [37]

VI-4-5. EFFETS SUR LES GENES

Les dommages non réparables ou mal réparés subis par l'ADN peuvent donner lieu à des mutations dont la fréquence semble croître de façon linéaire avec la dose, à environ 10⁻⁵ à 10⁻⁶ par locus et par Gy, sans qu'il existe apparemment de seuil (Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiations. [49]

Pour certains experts, cette proportionnalité apparente entre le taux de mutation et la dose signifierait que le passage d'une seule particule ionisante à travers l'ADN suffit en principe pour causer une mutation [45]

Chez les victimes de la catastrophe de Tchernobyl, la relation dose-effet observée pour les mutations de la glycophorine dans les cellules de moelle osseuse ressemble étroitement à celle que l'on a mise en évidence chez les survivants des bombardements atomiques [44]

VI-4-6. EFFETS SUR LA SURVIE DES CELLULES

L'inhibition de la division cellulaire compte parmi les premiers effets observés de l'irradiation. Elle se manifeste rapidement après l'exposition et varie avec la dose tant dans son degré que par sa durée (voir Figure III.16).

Même si l'inhibition de la mitose est le plus souvent transitoire, les dommages que les rayonnements ionisants font subir aux gènes et aux chromosomes peuvent tuer les cellules en cours de division, qui représentent une classe très radiosensible [49].

Mesurée en fonction de la capacité de prolifération, la survie des cellules en cours de division tend à décroître de façon exponentielle avec l'augmentation de la dose, 1 à 2 Gy suffisant en général pour réduire de moitié le nombre de cellules survivantes (voir figure III.17).

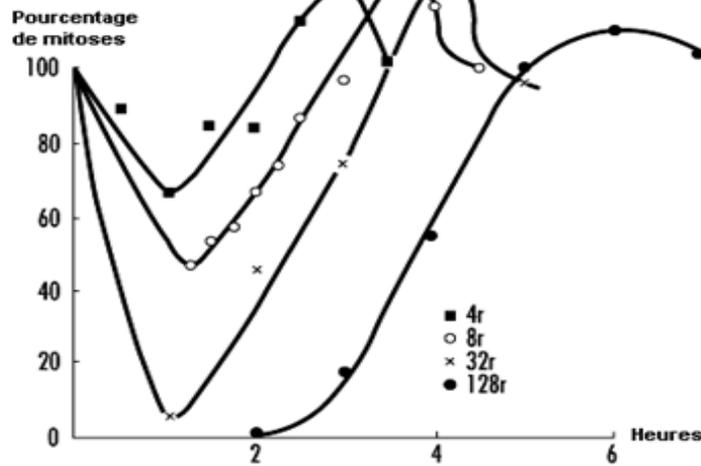


Figure VI.20 : Inhibition mitotique, induite par rayons X, des cellules épithéliales de la cornée du rat[50]

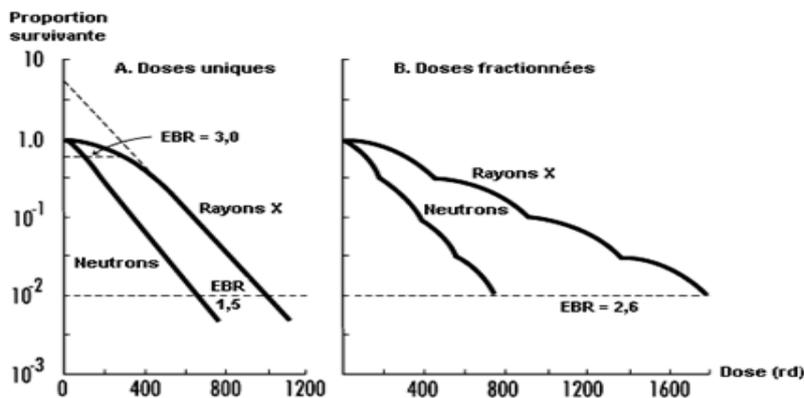


Figure VI.21: Courbes caractéristiques dose-survie de cellules de mammifères exposées à des rayons X et à des neutrons rapides [51]

III-4-7. EFFETS SUR LES TISSUS

Les cellules matures qui ne sont pas en cours de division sont relativement radio-résistantes, contrairement aux cellules en cours de division, qui sont radiosensibles et peuvent être détruites en nombre suffisant pour causer une atrophie du tissu (voir figure III.16).

La vitesse de ce processus dépend de la dynamique de la population cellulaire dans le tissu en cause. Autrement dit, il est en général beaucoup plus lent dans les organes à régénération cellulaire lente, comme le foie et l'endothélium vasculaire, que dans les organes à régénération cellulaire rapide, comme la moelle osseuse, l'épiderme et la muqueuse intestinale [50].

Il convient de noter en outre que si le volume de tissu irradié est assez petit ou que la dose est accumulée d'une manière assez progressive, la prolifération compensatoire des cellules survivantes peut considérablement réduire la gravité de la lésion.

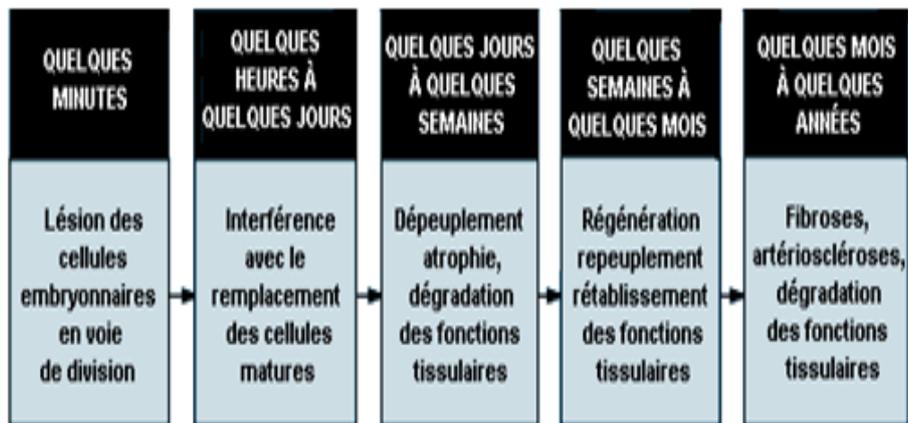


Figure VI.22: Succession caractéristique d'événements dans la pathogenèse des effets non stochastiques des rayonnements ionisants [50]

VI-5. CLASSIFICATION DES EFFETS BIOLOGIQUES PRODUITS PAR LES RAYONNEMENTS IONISANTS

Ces effets peuvent être classés selon la chronologie de leurs apparitions : On parlera *d'effets précoces et d'effets tardifs*.

Par ailleurs, les effets biologiques sont classés selon leurs effets somatiques et génétiques.

- **Effets somatiques** : lorsque c'est la personne irradiée elle-même qui subit les effets de l'irradiation ;
- **Effets génétiques**: lorsque c'est la descendance (première génération ou générations ultérieures) qui subissent les effets de l'irradiation ;
- **Effets déterministes**, précoces et qui n'existent que pour des doses fortes ;
- **Effets stochastiques**, tardifs, surtout liés au problème des faibles doses. [37]

VI-5-1. EFFETS PRECOCES (DETERMINISTES)

Il s'agit d'effets qui surviennent en général dans les heures, les jours ou les semaines qui suivent l'irradiation, et se produisent à coup sûr quand la dose reçue dépasse un seuil précis.

Cette dose est variable d'un individu à l'autre, mais qui au niveau d'une population est comprise entre deux valeurs D_0 (aucun des individus ne présente l'effet) et D_{100} (100 % des individus présentent l'effet).

La dose pour laquelle, expérimentalement ou épidémiologiquement, 50 % des individus présentent l'effet est appelée la D_{50} . [37]

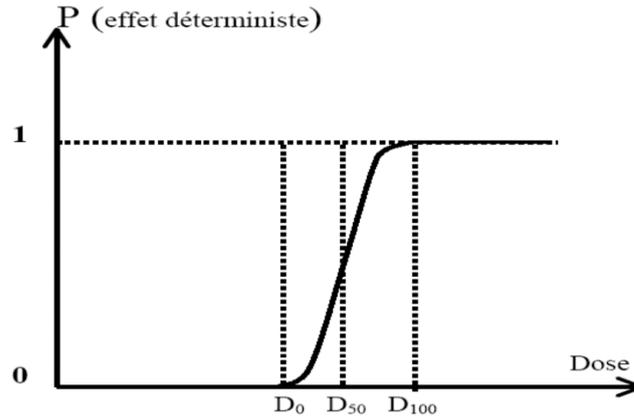


Figure VI.23 : Effet déterministe [37]

Ces effets présentent un certain nombre de caractéristiques :

- L'existence d'un seuil : aucun effet aigu n'apparaît pour des doses inférieures à 0.5Gy.
- Une stérilité masculine temporaire peut cependant apparaître après une dose de 0.15Gy.
- La gravité de l'effet augmente avec la dose.
- L'effet apparaît chez toutes les personnes irradiées (de petites différences d'intensité peuvent être observées en raison des différences de radiosensibilité individuelle).

Ces effets se traduisent par des syndromes : Nous distinguons successivement différents tableaux :

❖ **Syndrome sub-clinique (0,5 - 2 Sv)**

- Anxiété, panique ;
- Diminution du nombre de cellules blanches (2 à 3 semaines), transitoire ;
- Forte probabilité de survie avec un soutien médical.

❖ **Période de latence**

Durant cette période, le sujet radio exposé ne présente pratiquement aucun symptôme. La durée de cette phase varie selon la dose et la nature de la forme clinique ultérieure. Pour des doses inférieures à 10 Gy, elle dure de 05 à 14 jours.

❖ **Syndrome hématopoïétique (2-4 Sv)**

- Suppression de la moelle osseuse ;
- Réduction du nombre de globules blancs, thrombo-cytopenie, hémorragie ;
- Infection, déséquilibre électrolyte ;
- Forte probabilité de survie avec un soutien médical.

❖ Syndrome gastro-intestinal (6-10 Sv) :

- Léthargie.
- Dégénérescence de l'épithélium intestinal, diarrhée, déshydratation.
- Syndrome hématopoïétique.
- LD50 - 10 à 14 jours.

❖ Syndrome pulmonaire

- Des pneumopathies interstitielles sont fréquemment observées (80% des cas).

❖ Syndrome du système nerveux central >10 Sv :

- Possibilité d'une période prodromique (1 à 24 heures).
- Agitation, apathie, désorientation, troubles de l'équilibre.
- Convulsions, vomissements, coma.

❖ Radiodermites (Brûlures cutanées) produites par l'irradiation :

Concernent principalement les radionucléides émetteurs bêtas, qui sont caractérisés par un faible pouvoir de pénétration dans les tissus (quelques millimètres) ; ils irradient donc sélectivement la peau et les tissus sous cutanés. Le risque de radiodermite est dès lors très important. [37]

VI-5-2. EFFETS RETARDES (OU STOCHASTIQUES)

On distingue deux types :

VI-5-2-1. EFFETS SOMATIQUES

- Diminution de la durée de vie ;
- Cancérogenèse : Normalement, ~ 20% de la population risque de mourir du cancer ;
- 0,1 Gy augmente le risque de ~ 1% (20x la limite occupationnelle 0,05 Sv) ;
- Formation de cataractes radiodermites chroniques.

❖ Cas des faibles doses

Le délai d'apparition après l'exposition, ou temps de latence, est de plusieurs années. Il s'agit principalement de leucémies et de cancers solides (du poumon, de la thyroïde, des voies digestives et urinaires, etc).

Le risque de cancérogenèse est le risque le plus important à considérer en cas d'irradiation chronique (répétée, à petites doses). C'est pourquoi la notion de seuil est très controversée. et que en pratique, on considère qu'il n'y en a pas (extrapolation du risque à 0, voir figure III.18), ce qui justifie les principes d'optimisation et "ALARA" utilisés en radioprotection.

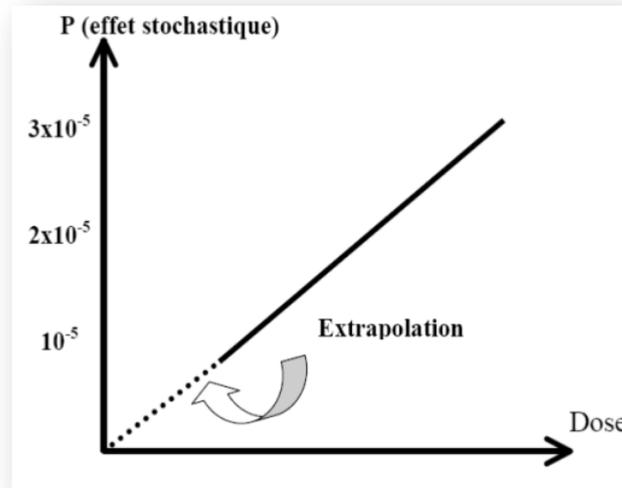


Figure VI.24 : Effet Stochastique. [37]

VI-5-2-2. EFFETS GENETIQUES

Ces effets, atteignant les chromosomes des cellules sexuelles, intéressent la descendance de l'individu radio-exposé.

VI-5-2-3. EFFETS PSYCHOLOGIQUES

❖ *Radio phobie*

Plusieurs patients traités pour suspicion d'irradiation en sont atteints certains présentent des symptômes psychiatriques graves et évidents. Les autres ont travaillé ou vivent à proximité de sources radioactives ; ils décrivent précisément un accident censé les avoir irradiés.

❖ *Syndrome post-traumatique des populations victimes d'accidents nucléaires*

(Three Mile Island en 1979, Tchernobyl en 1986, Goiania en 1987) : sont essentiellement touchés les intervenants (travailleurs et liquidateurs), les femmes enceintes et les mères de jeunes enfants, les victimes irradiées. [37].

VI-6. AUX MANIFESTATIONS CLINIQUES DES LÉSIONS / REACTIONS AIGÜES DES TISSUS LES PLUS RADIOSENSIBLES

VI-6-1. DIFFÉRENTS TYPES D'EFFETS

Les effets des rayonnements ionisants englobent une vaste gamme de réactions très différentes les unes des autres dans leur relation dose-effet, leurs manifestations cliniques, leur succession dans le temps et les pronostics correspondants [50].

Par commodité, on subdivise souvent les effets en deux grandes catégories:

- **Effets héréditaires** : ou effets génétiques qui se manifestent chez les descendants des personnes exposées.
- **Effets somatiques** : qui se manifestent chez les personnes exposées elles-mêmes.

Ces derniers comprennent les effets aigus, qui apparaissent peu après l'irradiation, et les effets à long terme (ou différés), qui peuvent se manifester des mois, des années ou même des décennies plus tard.

▪ Effets aigus

Les effets aigus des rayonnements ionisants résultent surtout de l'appauvrissement en cellules capables de reproduction dans les tissus irradiés (voir figure VI.10 et ne se manifestent qu'en présence de doses assez importantes pour détruire beaucoup de ces cellules (voir par exemple le tableau VI-5).

C'est pour cette raison que l'on considère que ces effets sont de nature *non* stochastique ou déterministe[45].

Il n'en est pas de même des effets mutagènes et cancérogènes des rayonnements, considérés comme des phénomènes stochastiques résultant d'altérations moléculaires aléatoires de cellules individuelles, dont la fréquence croît en fonction linéaire de la dose, indépendamment de tout seuil [50]

Tableau VI.5 : Dose seuil approximative d'irradiation X fractionnée à visée thérapeutique pouvant causer des détriments non stochastiques cliniquement observables dans différents tissus. [50]

<i>Organe ou tissu</i>	<i>Lésion à 5 ans</i>	<i>Dose seuil (Gy)*</i>	<i>Zone irradiée (surface)</i>
Peau	Ulcère, fibrose grave	55	100 cm ²
Muqueuse buccale	Ulcère, fibrose grave	60	50 cm ²
Œsophage	Ulcère, rétrécissement	60	75 cm ²
Estomac	Ulcère, perforation	45	100 cm ²
Intestin grêle	Ulcère, rétrécissement	45	100 cm ²
Côlon	Ulcère, rétrécissement	45	100 cm ²
Rectum	Ulcère, rétrécissement	55	100 cm ²
Glandes salivaires	Xérostomie	50	50 cm ²
Foie	Insuffisance hépatique, ascite	35	Organe entier
Rein	Néphrosclérose	23	Organe entier
Vessie	Ulcère, spasmes	60	Organe entier
Testicule	Stérilité permanente	5-15	Organe entier
Ovaire	Stérilité permanente	2-3	Organe entier
Utérus	Nécrose, perforation	>100	Organe entier
Vagin	Ulcère, fistule	90	5 cm ²
Sein (enfant)	Hypoplasie	10	5 cm ²
Sein (adulte)	Atrophie, nécrose	>50	Organe entier
Poumon	Pneumonite, fibrose	40	Lobe
Capillaires	Télangiectasie, fibrose	50-60	—
Cœur	Péricardite, pancardite	40	Organe entier
Os (enfant)	Arrêt de la croissance	20	10 cm ²

Os (adulte)	Nécrose, fracture	60	10 cm ²
Cartilage (enfant)	Arrêt de la croissance	10	Organe entier
Cartilage (adulte)	Nécrose	60	Organe entier
Système nerveux central (cerveau)	Nécrose	50	Organe entier
Moelle épinière	Nécrose, section	50	5 cm ²
Œil	Panophtalmie, hémorragie	55	Organe entier
Cornée	Kératite	50	Organe entier
Cristallin	Cataracte	5	Organe entier
Oreille (interne)	Surdit�	>60	Organe entier
Thyro�de	Hypothyro�die	45	Organe entier
Surr�nale	Hypocorticisme	>60	Organe entier
Hypophyse	Hypopituitarisme	45	Organe entier
Muscle (enfant)	Hypoplasie	20-30	Organe entier
Muscle (adulte)	Atrophie	>100	Organe entier
Moelle osseuse	Hypoplasie	2	Organe entier
Moelle osseuse	Hypoplasie, fibrose	20	Localis�e
Ganglion lymphatique	Atrophie	33-45	—
Vaisseaux lymphatiques	Scl�rose	50	—
F�etus	Mort	2	Organe entier

Les l sions aigu s, qui  taient courantes chez les premiers travailleurs expos s aux rayonnements ionisants et les premiers malades soumis   des traitements de radioth rapie, ont pratiquement disparu par suite de l'am lioration des mesures de s curit  et des m thodes de traitement. N anmoins, la plupart des malades trait s par irradiation de nos jours subissent encore certaines l sions dans des tissus sains.

De plus, des accidents graves continuent   se produire. En effet, les quelque 285 accidents d clar s (Tchernobyl non compris) survenus dans les centrales nucl aires de diff rents pays entre 1945 et 1987 ont provoqu  l'irradiation de plus de 1 350 personnes, dont 33 ont  t  mortellement atteintes

A lui seul, l'accident de Tchernobyl a lib r  suffisamment de substances radioactives pour n cessiter l' vacuation de dizaines de milliers de personnes et d'animaux de la r gion environnante

En outre, plus de 200 sapeurs-pompiers et membres d' quipes d'urgence ont  t  atteints du mal des rayons et 31 en sont morts (Comit  scientifique des Nations Unies pour l' tude des effets des rayonnements ionisants [44])

On ne peut pr dire avec certitude les effets   long terme des substances radioactives lib r es, mais l'estimation des risques d'effets canc rog nes bas e sur des mod les de relation dose-effet sans seuil (que nous examinons plus loin) donne   penser que la population de l'h misph re septentrional pourrait enregistrer, par suite de l'accident, 30 000 d c s suppl mentaires par cancer au cours des 70 prochaines ann es, quoique le nombre de cancers suppl mentaires enregistr  dans chaque pays sera vraisemblablement trop petit pour  tre d celable sur une base  pid miologique (United States Department of Energy [50])

Nettement moins catastrophiques, mais beaucoup plus nombreux que les d faillances de centrales nucl aires, les accidents caus s par des sources m dicales et industrielles de rayons gamma ont  galement fait des morts et des bless s.

C'est ainsi qu'en 1987 la mise   la ferraille non contr l e d'une source de radioth rapie au c sium 137   Goi nia, au Br sil, a entra n  l'irradiation de dizaines de personnes non inform es, dont quatre sont mortes [44].

Un examen complet des lésions causées par les rayonnements ionisants dépasserait le cadre du présent article.

Toutefois, compte tenu de l'intérêt général d'informations sur les réactions aiguës des tissus les plus radiosensibles, nous croyons utile d'en présenter une brève description dans les paragraphes suivants.

VI-6-2. REACTIONS AIGUËS DES TISSUS LES PLUS RADIOSENSIBLES

VI-6-2-1. AU NIVEAU DE LA PEAU

Les cellules de la couche basale de l'épiderme sont particulièrement radiosensibles.

Par conséquent, une exposition rapide de la peau à une dose de 6 Sv ou plus provoque un érythème (rougeur) de la zone affectée, qui apparaît en général dans la journée qui suit, dure ordinairement quelques heures, puis est suivi, deux à quatre semaines plus tard, par une ou plusieurs vagues d'un érythème plus profond et plus prolongé, ainsi que par une dépilation (perte de poils ou de cheveux).

Si la dose dépasse 10 à 20 Sv, phlyctène, nécrose et ulcération se manifestent dans les deux à quatre semaines, puis sont suivies par une fibrose du derme et du système vasculaire sous-jacent, qui peut mener à l'atrophie et à une deuxième vague d'ulcérations quelques mois ou quelques années plus tard [50].

VI-6-2-2. AU NIVEAU DE LA MOELLE OSSEUSE ET ORGANES LYMPHOÏDES

Les lymphocytes sont aussi très radiosensibles:

Une dose de 2 à 3 Sv reçue rapidement par tout le corps peut en tuer suffisamment en quelques heures pour faire chuter la numération lymphocytaire périphérique et compromettre les réactions immunitaires [45].

Egalement radiosensibles, les cellules hématopoïétiques de la moelle osseuse peuvent diminuer suffisamment en nombre sous l'effet d'une dose comparable pour causer une granulocytopenie et une thrombo-cytopenie dans les trois à cinq semaines qui suivent.

Ces réductions des numérations de granulocytes et de plaquettes peuvent être assez graves après une forte irradiation pour provoquer une hémorragie ou une infection mortelle (voir tableau III.6).

Tableau VI.6 : Principales formes et caractéristiques du syndrome d'irradiation aiguë [45].

<i>Temps écoulé après l'irradiation</i>	<i>Forme cérébrale (>50 Gy)</i>	<i>Forme gastro-intestinale (10-20 Gy)</i>	<i>Forme hématopoïétique (2-10 Gy)</i>	<i>Forme pulmonaire (>6 Gy sur les poumons)</i>
<i>Premier jour</i>	Nausées Vomissements Diarrhée Céphalées Désorientation Ataxie Coma Convulsions	Nausées Vomissements Diarrhée	Nausées Vomissements Diarrhée	Nausées Vomissements

<i>Deuxième semaine</i>		Nausée Vomissements Diarrhée Fièvre Erythème Prostration Mort		
<i>Troisième à sixième semaine</i>			Faiblesse Fatigue Anorexie Fièvre Hémorragie Dépilation Rétablissement Mort (?)	(?)
<i>Deuxième à huitième mois</i>				Toux Dyspnée Fièvre Douleurs thoraciques Insuffisance respiratoire (?)

VI-6-2-3. AU NIVEAU DE L'INTESTIN

Les cellules souches du revêtement épithélial de l'intestin grêle sont extrêmement radiosensibles. Une exposition aiguë à 10 Sv peut en réduire suffisamment le nombre pour dénuder les villosités intestinales en quelques jours [41].

La dénudation d'une importante surface de la muqueuse provoque souvent un syndrome dysentérique fulminant pouvant rapidement évoluer vers le décès de la victime (voir tableau III.6).

VI-6-2-4. AU NIVEAU DES GONADES

Les spermatozoïdes matures peuvent survivre à de fortes doses (100 Sv) de rayonnements ionisants, mais les spermatogonies sont tellement radiosensibles qu'une dose de 0,15 Sv appliquée rapidement aux deux testicules suffit pour provoquer l'oligospermie et qu'une dose de 2 à 4 Sv peut entraîner une stérilité permanente.

Les ovocytes sont aussi fortement radiosensibles: l'exposition rapide des deux ovaires à une dose de 1,5 à 2 Sv peut causer une stérilité temporaire, pouvant devenir permanente si la dose augmente, selon l'âge de la femme au moment de l'exposition [41].

VI-6-2-5. AU NIVEAU DES VOIES RESPIRATOIRES

Les poumons ne sont pas fortement radiosensibles, mais une exposition rapide à une dose de 6 à 10 Sv peut provoquer, un à trois mois plus tard, une pneumonie aiguë dans la zone exposée. Si un important volume de tissu pulmonaire est affecté, la victime peut souffrir d'insuffisance respiratoire dans les semaines suivantes ainsi que de fibrose pulmonaire et de cœur pulmonaire quelques mois ou quelques années plus tard [50],[41].

VI-6-2-6. AU NIVEAU DU CRISTALLIN

Les cellules de l'épithélium antérieur du cristallin, qui continuent à se diviser pendant toute la vie, sont relativement radiosensibles.

Par conséquent, une exposition rapide du cristallin à une dose dépassant 1 Sv peut aboutir en quelques mois à la formation d'une opacité polaire postérieure microscopique.

De même, une dose de 2 à 3 Sv reçue en une fois dans un court laps de temps ou une dose de 5,5 à 14 Sv accumulée sur une période de quelques mois peut provoquer une grave cataracte [51].

VI-6-2-7. AU NIVEAU DES AUTRES TISSUS

Par comparaison aux tissus mentionnés ci-dessus, les autres tissus de l'organisme sont en général nettement moins radiosensibles (voir, par exemple, le tableau VI.6).

Toutefois, l'embryon constitue une importante exception à cet égard, comme nous le notons plus loin. Il y a également lieu de signaler que la radiosensibilité d'un tissu augmente s'il est en phase de croissance rapide [41].

VI-6-2-8. LES RADIOLESIONS DUES A UNE IRRADIATION TOTALE

L'exposition rapide d'une importante partie du corps à une dose dépassant 1 Gy peut provoquer le syndrome de radio exposition aiguë.

- Ce syndrome comporte diverses phases:

- 1) Une phase prodromique initiale caractérisée par des symptômes tels que malaises, anorexie, nausées et vomissements;
- 2) Une période de latence;
- 3) Une deuxième phase (principale) de maladie; et enfin
- 4) Soit le rétablissement, soit la mort (voir tableau VI.6).

• *La phase principale de la maladie prend le plus souvent l'une des formes suivantes, selon la localisation prédominante des radiolésions:*

- 1) forme hématologique;
- 2) forme gastro-intestinale;
- 3) forme cérébrale;
- 4) forme pulmonaire (voir tableau VI.6).

VI-6-2-9. LES RADIOLESIONS LOCALISEES

Contrairement aux manifestations cliniques, en général rapides et spectaculaires, du syndrome de radio-exposition aiguë découlant de l'exposition de tout le corps, la réaction à une irradiation très localisée, produite par une source extérieure ou un radionucléide déposé à l'intérieur de l'organisme, tend à se manifester lentement avec peu de symptômes ou de signes extérieurs, à moins que le volume de tissus irradiés ou que la dose ne soient relativement importants (voir, par exemple, tableau III.6).

VI-6-2-10. EFFETS DES RADIONUCLEIDES

Certains radionucléides, comme le tritium (^3H), le carbone 14 (^{14}C) et le césium 137 (^{137}Cs), tendent à se répartir dans tout l'organisme, produisant une irradiation totale, tandis que d'autres radionucléides se fixent plutôt dans des organes particuliers, provoquant des lésions très localisées.

Le radium et le strontium 90 (^{90}Sr), par exemple, se fixent essentiellement dans les os, causant surtout des lésions osseuses, tandis que l'iode radioactif se concentre dans la glande thyroïde, qui est donc la première atteinte [52].

VI-7. EVALUATION DU RISQUE

VI-7- 1. EFFETS CANCERIGENES

VI-7- 1-1. INTRODUCTION

Afin de déterminer le risque encouru lors de telles expositions, il convient de définir la relation dose-fréquence pour chacun de ces dommages.

Cette relation dose-fréquence peut être établie à partir des études in vitro sur des cultures cellulaires, de l'expérimentation animale et des enquêtes épidémiologiques.

Dans les faits, le suivi de populations humaines exposées est la seule base valable pour définir le facteur de risque.

Les cancers sont responsables d'environ 30 % de la mortalité globale dans les pays occidentaux ; c'est la deuxième cause de décès, après les maladies cardiovasculaires.

De ce fait, un excès de cancers développés par une population exposée à des rayonnements ionisants ne peut être apprécié que par comparaison à une population témoin présentant les mêmes caractéristiques d'âge, de sexe et d'exposition à d'autres facteurs (tabac, alcool, alimentation, environnement... dont on suspecte la responsabilité dans 60 à 80 % des cancers apparaissant chez l'Homme). C'est le but des enquêtes épidémiologiques. L'enquête épidémiologique, outre la définition d'une population témoin convenable, se heurte à de nombreux problèmes méthodologiques :

- La mortalité par cancers dans les populations occidentales étant de l'ordre de 30 %, l'excès de cancers induits par une exposition à des faibles doses est difficile à mettre en évidence ;

- Plus la dose d'exposition est faible, plus le nombre de cancers potentiellement radio-induits est faible et plus la population étudiée doit être importante. Il est en effet admis qu'il est nécessaire de travailler sur des groupes de l'ordre de 1 000 personnes si l'exposition est de 1 Gy, de 10 000 pour 0,1 Gy et de 10 000 000 pour 0,01 Gy ;

- Les effets étant tardifs, l'étude demande un suivi sur l'ensemble de la durée de la vie.

➤ Exemple

C'est la population des survivants des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki qui a été retenue pour les calculs de risque. L'étude porte sur environ 86 000 sujets. Il a été observé un excès significatif de leucémies et de cancers chez les sujets exposés à plus de 0,2 Gy.

Au-dessous de 0,1 Gy chez l'adulte, aucune donnée fiable ne permet d'estimer un effet cancérigène.

Pour déterminer une relation dose-effet pour des doses inférieures à 0,1 Gy, définies à cet égard comme étant le domaine des faibles doses, il convient d'extrapoler les données obtenues à plus fortes doses, bien que cette extrapolation comporte un certain nombre d'incertitudes.

La figure VI.21 représente la relation dose-effet établie à partir des cancers observés chez les survivants des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki et présente plusieurs domaines.

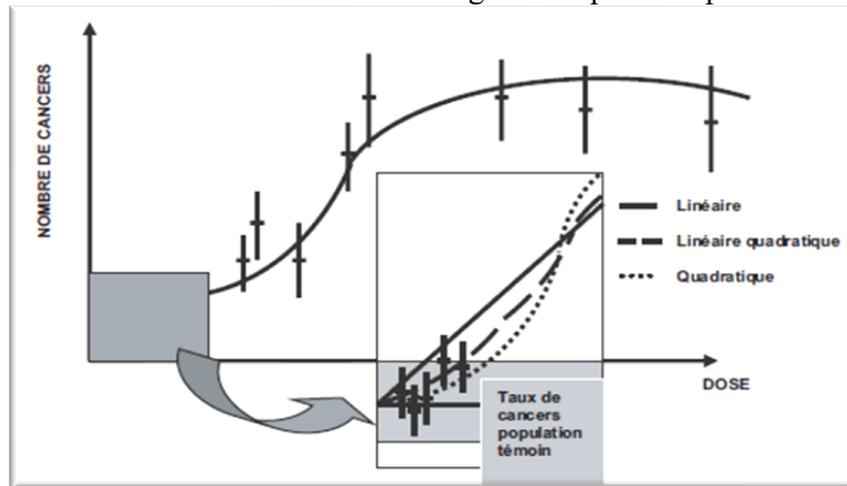


Figure VI.25: Relation dose-effet

- Doses > 1 Gy : le nombre de cancers en excès est significatif, l'incertitude est importante mais la forme de la courbe serait de type linéaire quadratique ;
- Aux doses plus élevées : la relation linéaire quadratique s'infléchit du fait de la mortalité cellulaire ;
- Doses $< 0,1$ Gy : les données sont rares et le faible nombre de cancers supplémentaires n'est pas significatif par rapport à la valeur dans la population témoin.

Les différentes expressions mathématiques compatibles avec l'expression des données sont représentées dans l'encart de la figure VI.21.

VI-7-1-2. CARACTERISTIQUES GENERALES

La cancérogénicité des rayonnements ionisants, notée dès le début du siècle à cause de la fréquence du cancer de la peau et de la leucémie chez les pionniers de l'étude des radiations [41], a été largement démontrée depuis par l'existence d'une relation entre la dose et les excès de néoplasmes tous types confondus chez les travailleurs ayant manipulé des peintures luminescentes au radium, les mineurs en roche dure travaillant sous terre, les survivants des bombardements atomiques, les malades soumis à des traitements de radiothérapie et les animaux de laboratoire irradiés à titre expérimental [42].

Les tumeurs bénignes et malignes induites par irradiation mettent le plus souvent des années sinon des décennies à se développer et ne se distinguent en rien des tumeurs attribuables à d'autres causes.

De plus, à peu d'exceptions près, il n'a été possible de les déceler qu'après l'application d'équivalents de dose relativement importants (0,5 Sv) et leur développement variait avec le type de néoplasme ainsi qu'avec l'âge et le sexe des personnes exposées [41].

VI-7-1-3.MECANISMES

Les mécanismes moléculaires de la cancérogenèse due aux radiations ne sont pas encore connus dans tous leurs détails.

Toutefois, l'observation d'animaux de laboratoire et de cultures de cellules a permis de constater que les rayonnements ionisants ont, selon les conditions expérimentales, des effets initiateurs, des effets promoteurs et des effets sur la progression du processus néoplasique [41].

Leurs effets cancérogènes semblent également comprendre l'activation d'oncogènes ou encore l'inactivation ou la perte d'antioncogènes dans beaucoup sinon la totalité des cas.

De plus, ces effets ressemblent énormément à ceux des agents cancérogènes chimiques en ce qu'ils sont modifiables par des hormones, des variables nutritionnelles et d'autres facteurs modificateurs [51].

Ils peuvent en outre s'ajouter ou s'opposer à ceux des agents cancérogènes chimiques ou agir en synergie avec eux, selon les composés et les conditions d'exposition [42]

❖ *RELATION DOSE-EFFET*

Les données existantes ne suffisent ni à décrire sans ambiguïté la relation dose-incidence pour un type quelconque de néoplasme ni à définir le laps de temps, après l'irradiation, pendant lequel le risque de développement d'une tumeur demeure élevé dans une population exposée.

Les risques attribuables à une irradiation de faible niveau ne peuvent donc être estimés que par extrapolation, sur la base de modèles comportant des hypothèses au sujet de ces paramètres [51]

Parmi les différents modèles dose-effet utilisés pour estimer les risques d'une irradiation de faible niveau, celui qui a été jugé le mieux ajusté aux données existantes a la formule suivante:

$$R(D) = R_0[1 + f(D) \cdot g(b)] \quad (\text{III-5})$$

où R_0 représente le risque naturel, selon l'âge, de mourir d'un type donné de cancer; D , la dose reçue; $f(D)$, une fonction de la dose qui est linéaire quadratique dans le cas de la leucémie et linéaire pour les autres types de cancers; et $g(b)$, une fonction de risque dépendant d'autres paramètres tels que le sexe, l'âge au moment de l'exposition et le temps écoulé depuis celle-ci [44]

De tels modèles sans seuil ont été appliqués aux données épidémiologiques des survivants de Nagasaki et d'Hiroshima et d'autres populations irradiées pour calculer le risque d'apparition de différentes formes de cancers radio-induits (voir, par exemple, tableau III.9).

Il faut cependant interpréter ces estimations avec prudence si l'on cherche à prédire le risque de cancer attribuable à de faibles doses ou à des doses accumulées pendant des semaines, des mois

ou des années, parce que les expériences effectuées sur des animaux de laboratoire ont établi que le pouvoir cancérogène des rayons X et gamma peut diminuer d'un ordre de grandeur lorsque l'exposition est répartie sur une longue période. En fait, comme d'autres sources l'expliquent [44]

Les données disponibles n'excluent pas la possibilité de l'existence d'un seuil d'équivalent de dose de l'ordre du milli-sievert (mSv), en deçà duquel le pouvoir cancérogène d'un rayonnement serait nul.

Tableau VI.7 : Estimation du risque vie entière de cancer attribuable à une irradiation aiguë de 0,1 Sv [41]

Type ou site du cancer	Excès de décès par cancer pour 100 000 habitants	
	Nombre	Pourcentage*
Estomac	110	18
Poumon	85	3
Côlon	85	5
Leucémie (sauf leucémie lymphoïde chronique (LLC))	50	10
Vessie	30	5
Œsophage	30	10
Sein	20	1
Foie	15	8
Gonades	10	2
Thyroïde	8	8
Ostéosarcome	5	5
Peau	2	2
Autres	50	1
Total	500	2

Pourcentage d'augmentation par rapport au taux de mortalité «naturel» d'une population non irradiée.

Il y a également lieu de noter que les tableaux présentés reposent sur les moyennes d'une population et ne s'appliquent donc pas nécessairement à un individu donné. Autrement dit, la prédisposition à certains types de cancer (comme ceux de la thyroïde et du sein) est sensiblement plus élevée chez les enfants que chez les adultes.

De plus, elle augmente chez les personnes atteintes de certains troubles héréditaires, comme le rétinoblastome et la carcinome nœvoïde baso-cellulaire [42]

En dépit de ces différences de susceptibilité, certains experts ont proposé d'utiliser ces estimations fondées sur les moyennes dans des affaires d'indemnisation, comme base de calcul de la probabilité qu'un cancer chez une personne irradiée ait été causé par l'irradiation en question [47].

❖ **RISQUE DES FAIBLES DOSES**

Les études épidémiologiques entreprises jusqu'ici pour vérifier si le risque de cancer attribuable à une exposition de faible niveau varie avec la dose selon le modèle présenté ci-dessus n'ont pas été concluantes.

Les populations des régions où le rayonnement naturel est élevé ne manifestent aucune augmentation des taux de cancer que l'on puisse lui attribuer avec certitude [54].

En fait, quelques études ont même suggéré l'existence d'une relation inverse entre le niveau du rayonnement naturel et les taux de cancer, relation que certains observateurs ont interprétée comme preuve des effets bénéfiques (ou des propriétés de l'effet ormesis) de l'irradiation de faible intensité par suite des réactions adaptatives de certains systèmes cellulaires [41].

La relation inverse est cependant d'une validité douteuse, puisqu'elle n'a pas persisté lorsqu'on a tenu compte des effets des variables de confusion [41].

De même, chez les travailleurs exposés aux rayonnements sauf en ce qui concerne quelques cohortes de mineurs en roche dure travaillant sous terre [55].

On ne signale pas aujourd'hui d'excédent de cancer, à part la leucémie [48] grâce aux mesures de radioprotection prises.

De plus, les taux de leucémie chez ces travailleurs concordent avec les estimations présentées ci-dessus [41.]

Bref, les données dont on dispose à l'heure actuelle sont compatibles avec ces estimations (voir tableau III.7), selon lesquelles moins de 3% des cancers de l'ensemble de la population sont attribuables au rayonnement naturel [48], quoiqu'un pourcentage pouvant atteindre 10% des cancers du poumon puisse être imputable au radon présent dans les locaux [48].

On a pu constater que les retombées hautement radioactives d'un essai nucléaire réalisé dans les îles de Bikini en 1954 ont causé une augmentation liée à la dose de la fréquence des cancers de la thyroïde chez des habitants des îles Marshall qui avaient subi une forte irradiation de la thyroïde lorsqu'ils étaient enfants

De même, on a signalé que les enfants des régions de la Biélorussie et de l'Ukraine contaminées par l'accident de Tchernobyl présentaient une incidence accrue de cancer de la thyroïde [56].

Ces résultats cependant divergent de ceux obtenus dans le cadre du Programme international sur les effets de l'accident de Tchernobyl sur la santé (International Programme on the Health Effects of the Chernobyl Accident (IPHECA)), selon lequel aucun excès de nodules thyroïdiens bénins ou malins n'était observé chez les enfants vivant dans les zones fortement contaminées situées aux alentours de Tchernobyl [55].

La raison de cette divergence reste à élucider et l'hypothèse selon laquelle l'excédent de cancers signalé serait seulement imputable à une surveillance renforcée doit encore être examinée.

Il y a lieu de noter, à cet égard, que chez les enfants du sud-ouest de l'Utah et du Nevada qui avaient été exposés aux retombées des essais nucléaires menés dans le Nevada dans les années cinquante, il y avait une fréquence accrue de tous les genres de cancers de la thyroïde [55] et que la prévalence de la leucémie aiguë semble avoir été élevée parmi les enfants de ces régions décédés entre 1952 et 1957, période de plus forte exposition aux retombées [48].

Certains auteurs ont également suggéré que les excès de leucémie observés parmi les enfants vivant au voisinage des centrales nucléaires au Royaume-Uni pourraient être dus aux rejets radioactifs émis par ces centrales.

Pourtant, on a estimé que les rejets n'ont ajouté que moins de 2% à la dose totale de rayonnement à laquelle ces enfants ont été exposés, ce qui porte à croire que d'autres explications sont plus probables.

Il est possible que les excès de leucémie observés aient fait l'objet d'une recherche étiologique insuffisante: c'est ce que suggère l'existence d'excès comparables de leucémie infantile à des endroits au Royaume-Uni qui n'ont aucune centrale nucléaire, mais qui ont récemment connu, comme les sites de telles centrales, d'importants accroissements démographiques[57]

Une étude cas-témoins (**Gardner et coll., 1990**) a abouti à une autre hypothèse, celle que les leucémies en question puissent découler de l'exposition professionnelle des pères des enfants en cause. Toutefois, cette hypothèse est en général rejetée pour les raisons que nous examinons dans le paragraphe « *effets héréditaires* ».

VI-7. 1-4. EXTRAPOLATION AUX FAIBLES DOSES

En ce qui concerne le domaine des faibles doses, il est donc nécessaire d'extrapoler la relation dose-effet qui a été déterminée pour une exposition aux fortes doses.

Pour ce faire, le principe de précaution a prévalu et les hypothèses les plus pessimistes ont été retenues, conduisant à une extrapolation linéaire passant par l'origine :

- A toute dose correspond donc un risque supplémentaire, il n'y a pas de seuil ;
- Le risque est proportionnel à la dose.

Ces concepts sont repris sous l'expression couramment utilisée de « relation linéaire sans seuil ».

VI-7-2.EFFETS GENETIQUES

L'enquête la plus importante portant sur 30 000 enfants d'Hiroshima et de Nagasaki, dont au moins l'un des parents avait été irradié lors des bombardements, n'a montré aucune augmentation significative de la fréquence des anomalies génétiques.

Les estimations du risque génétique doivent donc être extrapolées à partir de données expérimentales obtenues chez des insectes ou, pour des doses relativement élevées, chez la souris.

Bien que la relation linéaire quadratique s'accorde aux faits expérimentaux, on utilise pour l'extrapolation sur l'Homme la relation linéaire sans seuil retenue en cancérologie.

Comme pour les cancers, les effets génétiques sont des effets aléatoires et retardés. Depuis leur découverte en 1928 par Muller sur la mouche du vinaigre (*drosophile*), ces effets ont fait l'objet de nombreuses recherches, notamment sur des petits mammifères (souris et rats).

Les chercheurs sont ainsi parvenus à induire des anomalies visibles sur la descendance, mais toujours pour des doses élevées (> 50rem) délivrées à forts débits de dose.

Comme pour les effets somatiques aléatoires, ils préviennent d'une lésion apparue au niveau des constituants des noyaux cellulaires (chromosomes), appelée « mutation » mais, pour déterminer un effet génétique, il faut que cette mutation intéresse une cellule de reproduction dite encore

cellule germinale (ovule ou spermatozoïde). L'anomalie risque alors d'être transmise aux descendants.

Parmi les mutations créées par les rayonnements, certaines concernent des caractères « dominants » c'est-à-dire devant s'exprimer dès la première génération, même lorsqu'un seul géniteur est atteint, tandis que d'autres peuvent affecter des caractères « récessifs ». Qui ne s'expriment lorsqu'ils se trouvent en double dans la cellule de l'embryon. Autrement dit, les chromosomes étant par paires, dont l'un des éléments de la paire provient de la mère et l'autre du père, il faut qu'il y ait réunion fortuite de deux mutations portant sur des caractères se correspondant pour que l'anomalie devienne visible.

L'observation de la descendance de diverses populations humaines irradiées n'a pas permis jusqu'ici de mettre en évidence des différences avec la population non irradiée et notamment celle des survivants d'Hiroshima et Nagasaki, ainsi que celle des radiologues du début de siècle décédés, dans une proportion anormalement élevée, de leucémies et de cancers des appareils génitaux.

C'est essentiellement ce risque de mutations récessives, qui est pris en compte par les généticiens, qui le calculent alors sur plusieurs générations, jusqu'à atteinte de l'équilibre.

Comme pour l'induction de cancer, la diminution du débit de dose ou le fractionnement de la dose entraîne une réduction sensible de l'effet. Comme pour les cancers, il devient impossible de mettre statistiquement en évidence des effets génétiques aux doses de quelques dizaines de rem.

Malgré des résultats négatifs, la CIPR, comme pour les effets somatiques, a estimé les risques génétiques aux faibles doses en les déduisant proportionnellement des valeurs observées (sur les souris) aux fortes doses et en supposant que les doses se cumulaient, alors que tout laisse à penser qu'il y a réparation

VI-7-3. EFFETS HEREDITAIRES

Quoique bien documentés pour d'autres organismes vivants, les effets héréditaires de l'irradiation n'ont jamais été observés chez les humains.

Ainsi, une étude intensive de plus de 76 000 enfants de survivants japonais des bombardements atomiques, qui s'est étendue sur une quarantaine d'années, n'a révélé aucun effet héréditaire des rayonnements ionisants sur cette population, tels que grossesses à issue défavorable, décès chez les nouveau-nés, tumeurs malignes, translocations chromosomiques équilibrées, aneuploïdie des chromosomes sexuels, altérations des phénotypes de protéines sériques ou érythrocytaires, changements du sexe ratio ou troubles de la croissance et du développement [58].

Par conséquent, l'estimation des risques d'effets héréditaires des rayonnements dépend dans une grande mesure de l'extrapolation des conclusions tirées de l'observation de souris et d'autres animaux de laboratoire [55]

**Tableau VI.8: Estimations de la fréquence des effets héréditaires attribuables
aux rayonnements ionisants naturels.**

<i>Type de trouble</i>	<i>Prévalence naturelle (par million de naissances vivantes)</i>	<i>Contribution des sources naturelles de rayonnement¹ (par million de naissances vivantes)²</i>	
		<i>Première génération</i>	<i>Génération d'équilibre³</i>
Autosomique dominant	180 000	20-100	300
Lié au sexe	400	<1	<15
Récessif	2 500	<1	Augmentation très lente
Chromosomique	4 400	<20	Augmentation très lente
Malformations congénitales	20 000- 30 000	30	30-300
<i>Autres troubles à étiologie complexe</i>			
Cardiopathie	600 000	Non estimé ⁴	Non estimé ⁴
Cancer	300 000	Non estimé ⁴	Non estimé ⁴
Autres troubles définis	300 000	Non estimé ⁴	Non estimé ⁴

D'après les données expérimentales et épidémiologiques disponibles, on a déduit que la dose nécessaire pour doubler le taux de mutations héréditaires dans les cellules reproductrices humaines est d'au moins 1,0 Sv [41].

On estime, sur cette base, que moins de 1% de l'ensemble des maladies humaines d'origine génétique sont attribuables au rayonnement naturel (**voir tableau III.10**).

Equivalent de ~1mSv par an, ou ~30 mSv par génération (30 ans). ² Valeurs arrondies. ³ Après des centaines de générations, l'addition de mutations radio-induites défavorables est, en définitive, compensée par leur perte dans la population, ce qui aboutit à une forme d'«équilibre» génétique. ⁴ On ne dispose pas d'estimations quantitatives des risques à cause de l'incertitude liée à la composante mutationnelle des maladies en cause.

Source: d'après Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiations [54].

Comme nous l'avons mentionné plus haut, les résultats d'une étude cas-témoins [59], avaient permis d'avancer l'hypothèse selon laquelle le surcroît de fréquence des leucémies et des lymphomes non hodgkiniens chez les jeunes du village de Seascale résultait des effets oncogènes héréditaires de l'exposition professionnelle aux rayonnements des pères de ces enfants qui avaient travaillé à l'installation nucléaire de Sellafield.

Toutefois, cette hypothèse s'est heurtée à de nombreux arguments contraires, notamment:

1. L'absence de tout excès comparable parmi les nombreux enfants nés ailleurs qu'à Seascale de pères ayant reçu à Sellafield des doses professionnelles semblables sinon supérieures [59].
2. L'absence d'excès semblables parmi les enfants français[60] et écossais [61] nés de pères ayant subi des expositions professionnelles comparables;
3. L'absence d'excès parmi les enfants de survivants des bombardements atomiques [63] L'absence d'excès dans les comtés des Etats-Unis où se trouvent des centrales nucléaires [64]
4. Le fait que la fréquence des mutations radio-induites qu'implique cette hypothèse est de loin plus élevée que les taux reconnus [64].

On peut donc dire, dans l'ensemble, que les données disponibles ne confirment pas l'hypothèse de l'irradiation des gonades paternelles [65].

VI-7-4. QUANTIFICATION DU RISQUE TOTAL D'APPARITION DES EFFETS STOCHASTIQUES

Le risque total est la somme d'un risque somatique (cancérigène) et d'un risque génétique. Les chiffres retenus actuellement datent de 1988 (CIPR Publication 60), et sont à la base de la réglementation actuelle.

VI-7-4-1. RISQUE CANCERIGENE

Le coefficient de probabilité pour les travailleurs se rapportant aux cancers mortels et non mortels est de $4,80 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$.

VI-7-4-2. RISQUE GENETIQUE

Toujours dans le cas d'une irradiation de l'organisme entier, le coefficient de probabilité pour les travailleurs se rapportant aux effets héréditaires graves est de $0,80 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$.

VI-7-4-3. RISQUE TOTAL

Le coefficient de probabilité pour les travailleurs se rapportant à l'ensemble des effets stochastiques est donc de $5,6 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$.

IV-8. EFFETS BIOLOGIQUES SUR L'ETRE HUMAIN

❖ *PENETRATION DES RAYONS IONISANTS*

Les rayonnements ionisants ont la particularité d'être non visibles et ont la propriété de traverser la matière, liée à leur grande énergie.

❖ *CAS D'ONDES ELECTROMAGNETIQUES*

À l'heure actuelle, il n'y a aucune certitude sur un lien éventuel entre ondes électromagnétiques et risque de cancer ou leucémie ou modification du système immunitaire.



Pictogramme d'ondes électromagnétiques

❖ L'UTILISATION DE PORTABLES

L'état actuel des connaissances scientifiques ne permet pas de se prononcer quant au risque de cancer suite à l'utilisation de portables. La puissance émise est variable en fonction de la qualité du niveau de réception. Il est ainsi conseillé de téléphoner au maximum dans des zones d'excellente réception. Il existe aussi un pic lors de la connexion et il est donc préférable de maintenir le combiné éloigné de la tête lors de la numérotation et de l'envoi d'un appel ou d'utiliser un kit main libre.

L'utilisation de téléphones portables peut générer :

- Des *perturbations électromagnétiques* sur les *systèmes électroniques* (automates, pilotant les machines, les processus industriels et les dispositifs de sécurité)

- Des *étincelles électriques*

Il est donc formellement interdit d'utiliser les portables dans :

- Les locaux techniques ;
- Les atmosphères explosives.

❖ LES DANGERS

Les dangers sont particuliers car :

- **Inhabituels** : On n'est pas habitué à s'en protéger (alors qu'on s'éloigne rapidement d'une flamme)
- **Insidieux** : Ces rayonnements ne sont perceptibles par aucun de nos sens et sont lents à se manifester
- **Cumulatifs** : Toute dose reçue s'ajoute aux doses antérieures, c'est pourquoi les doses admissibles sont fixées pour une certaine durée et en fonction de l'élimination naturelle



Portable ATEX

III-8. CONCLUSION

Les effets nocifs des rayonnements ionisants sur la santé humaine varient considérablement ; ils vont de lésions évoluant vers un décès rapide à des effets non immédiats tels que cancers, malformations congénitales et troubles héréditaires qui pourront apparaître des mois, des années, voire des décennies plus tard. La nature, la fréquence et la gravité de ces effets dépendent de la qualité du rayonnement en cause ainsi que de la dose et des conditions d'exposition. La plupart de ces effets apparaissent après une irradiation d'un niveau assez élevé et ne se manifestent donc que chez des victimes d'accidents, des malades ayant subi des traitements de radiothérapie et d'autres personnes fortement irradiées. Par contre, on considère que la fréquence des effets génotoxiques et cancérogènes des rayonnements ionisants augmente en proportion directe de la dose sans qu'il semble exister de seuil. Par conséquent, même si l'on ne peut pas totalement exclure la possibilité qu'un tel seuil existe, on part de l'hypothèse que la fréquence des effets croît avec la dose pour tous les niveaux d'exposition. Pour la plupart des effets des rayonnements, la sensibilité des cellules exposées varie en fonction directe de leur taux de prolifération et en fonction inverse de leur degré de différenciation, l'embryon et les enfants en cours de développement étant particulièrement vulnérables.

**CHAPITRE VII : PREVENTION ET
PROTECTION CONTRE LES
RAYONNEMENTS IONISANTS**

CHAPITRE VII : PREVENTION ET PROTECTION CONTRE LES RAYONNEMENTS IONISANTS

VII-1. INTRODUCTION

Toute personne atteinte par l'action des rayonnements ionisants est à l'origine d'une exposition externe résultant de sources radioactives situées en dehors de l'organisme. Elle peut être globale si elle concerne l'ensemble de l'organisme de façon homogène, ou partielle si une ou plusieurs parties des organes sont exposés.

Il existe trois grands principes de protection contre l'exposition externe. Ces concepts qui relèvent surtout du bon sens, peuvent trouver une application grâce à l'utilisation de formules de calcul, empiriques ou non. L'objectif présent sera donc d'utiliser la relation adéquate, en fonction de la nature ou de l'énergie du rayonnement étudié et bien entendu d'appliquer ces conclusions afin d'optimiser la protection au niveau du poste de travail.

Le développement des activités de l'industrie et de la recherche nucléaires et des applications médicales implique la limite des risques radiologiques associés.

L'ensemble des dispositions et moyens à mettre en place relève de la radioprotection. Les risques radiologiques sont apparus dès la découverte de la radioactivité naturelle et l'utilisation des premiers appareils de radiographie.

Avec les premiers dommages causés à l'homme, le besoin de réglementer l'utilisation des rayonnements s'est fait sentir. Ainsi est née radioprotection.

La Commission internationale de protection contre les rayonnements (CIPR) depuis sa création en 1928 s'appuie sur de nombreuses études des mécanismes d'induction et des modes d'apparition des effets biologiques pour proposer et affiner des « normes de radioprotection ».

À partir de ces normes, un dispositif réglementaire est établi d'abord européen, puis français. Actuellement, la réglementation française par ses décrets de 1986 et 1988 découle des Directives du Conseil des communautés européennes de 1980 et 1984, elles-mêmes inspirées des normes de la CIPR 26 de 1977.

Parallèlement, les normes de la CIPR 60 de 1990 sont prises en compte dans la nouvelle directive européenne de 1996. La réglementation française devra donc s'adapter rapidement.

Les techniques de radioprotection développées dans cet article s'appuient sur la réglementation en vigueur, les possibilités actuelles en instrumentation nucléaire et les méthodes liées au retour d'expérience acquis par les exploitants nucléaires français. La qualité atteinte par la radioprotection trouve sa justification dans le niveau d'exposition des travailleurs acceptable comparé aux limites. [66].

VII-2. PRINCIPES GENERAUX DE RADIOPROTECTION

Les activités humaines et plus particulièrement celles exercées dans le domaine professionnel engendrent des risques présentant des degrés de gravité différents. Dans les activités de l'industrie et de la recherche nucléaires s'ajoutent aux risques classiques – chimiques, électriques, mécaniques – des risques radiologiques. Ces activités concernent la production, l'utilisation, le traitement, le stockage et le transport de matières radioactives naturelles et artificielles, ou l'emploi de générateurs électriques de rayonnements ionisants. [66].

On distingue les mesures de sécurité par leur mode d'action :

- **Sécurités passives** : Elles agissent par leur seule présence, sans intervention humaine ni besoin d'énergie (exemple : bâtiment de confinement, cuvette de rétention)
- **Sécurités actives** : ceci concerne la sécurité d'une installation reposant sur l'utilisation de ces deux modes d'action. Une de préférence est donnée en mode passif quand il est possible techniquement. Elles nécessitent une action, donc une source d'énergie, un entretien (exemple : détecteur, vannes...).

VII-2-1. DEFINITIONS ET NORMES

La radioprotection est définie par l'ensemble des dispositions à prendre pour garantir la santé des travailleurs et de la population et assurer la protection de l'environnement avec l'objectif de réduire le plus possible (dans les limites prévues par la réglementation) l'exposition des personnes et le nombre d'individus exposés aux rayonnements.

Elle s'appuie en France sur une réglementation établie à partir de recommandations émanant d'organismes internationaux et de directives de la Commission des communautés européennes.

Actuellement, le système réglementaire français est toujours basé sur la législation européenne de 1980 et 1984 [1]. Cependant, une nouvelle directive européenne de 1996 prend en compte les recommandations de 1990 (article *Principes et normes de radioprotection* [B 3 904] dans ce traité) et la réglementation nationale devra s'adapter dans les quatre ans.

Les recommandations prévoient l'application de trois règles fondamentales : justification, optimisation et limitation (article Principes; et normes de radioprotection [B 3 904], dans le présent traité). L'application de cette réglementation européenne [1] et nationale [2] [3] [4] conduit à :

- Soumettre toute activité impliquant une exposition aux rayonnements ionisants à un régime de déclaration et d'autorisation ;
- Organiser la prévention et évaluer les doses intégrées ;
- Assurer la surveillance médicale adéquate ;
- Mettre en place des moyens de protection, de contrôle et de surveillance adaptés aux conditions d'emploi des sources de rayonnements, qu'il s'agisse de la sécurité individuelle des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants ou de la protection sanitaire de la population ;
- Imposer pour l'environnement un système de surveillance et de contrôle, d'inspection et d'intervention en cas d'accident[66].

VII-2-2. RESPONSABILITES DE L'EMPLOYEUR, DU CHEF D'ETABLISSEMENT OU DE L'EXPLOITANT NUCLEAIRE

Il incombe à l'employeur (chef d'entreprise ou chef d'établissement) d'assurer la sécurité et la surveillance de la santé des travailleurs. Plus particulièrement, l'employeur est responsable de la formation de ses travailleurs, de leur surveillance médicale et de la dosimétrie individuelle.

Le chef d'établissement ou exploitant nucléaire dans l'hypothèse d'un site comportant une ou plusieurs installations nucléaires de base – met en place les moyens nécessaires à la protection radiologique individuelle, collective et opérationnelle. [66].

VII-2-3. DISPOSITIONS DE RADIOPROTECTION OPERATIONNELLE

VII-2-3-1 POUR LES TRAVAILLEURS EXPOSES

La protection opérationnelle dans les installations nucléaires et les locaux à risque radiologique relève de la responsabilité du chef d'établissement. À ce titre, ce dernier est tenu de mettre en place une organisation générale de protection comportant des *mesures* et des *dispositions d'ordre administratif et technique*, notamment :

- Le découpage des lieux de travail en différentes zones ;
- La classification des travailleurs en différentes catégories avec les obligations que cela comporte en matière de suivi médical, de formation et de gestion des expositions subies ;
- La mise en œuvre de dispositions et mesures de contrôle et de surveillance relatives à ces différentes zones et aux différentes catégories de travailleurs exposés.

Il appartient notamment au chef d'établissement de mettre en place les *moyens humains et techniques* pour assurer la prévention et la protection collective et individuelle, coordonner les interventions, vérifier la qualification des intervenants et les informer des risques particuliers de l'établissement.

Enfin, la réglementation impose que les matériels, les procédés et l'organisation du travail soient conçus de telle sorte que les expositions professionnelles individuelles et collectives soient maintenues aussi bas qu'il est raisonnablement possible en dessous des limites prescrites. À cette fin, les postes de travail exposés font l'objet d'une analyse dont la périodicité est fonction du niveau d'exposition [3][4]. [66].

VII-2-3-2. POUR LA POPULATION

La protection opérationnelle de la population est l'ensemble des dispositions et contrôles qui servent à détecter et éliminer le plus possible les risques d'exposition de la population. Les expositions concernées résultent exclusivement des activités des installations nucléaires, des sources radioactives ou des générateurs électriques de rayonnements ionisants.

Les autres sources d'exposition, médicale ou naturelle, ne rentrent pas dans les dispositions de radioprotection liées à une installation ou à une source de rayonnements.

Le chef d'établissement est tenu, en ce qui concerne les personnes du public qui se trouvent à l'extérieur de l'établissement dont il a la responsabilité, de prendre toutes les mesures pour que les prescriptions réglementaires, notamment les limites d'exposition, ne soient pas en fonctionnement normal transgressées du fait des activités de cet établissement. En particulier, dans tout projet d'installation, les dispositifs doivent être prévus pour limiter et contrôler les rejets dans l'environnement à leur point d'émission et pour assurer la surveillance de l'environnement. [66].

VII-3. TECHNIQUES DE RADIOPROTECTION DANS LES INSTALLATIONS NUCLEAIRES

La radioprotection est la composante essentielle de la sécurité dans les installations nucléaires. Elle repose sur le respect des dispositions et mesures de contrôle prévues par la réglementation.

Son objectif essentiel est la maîtrise des doses individuelles des travailleurs dans les limites des normes, associée à un effort soutenu de réduction des doses collectives. [66].

VII-3-1. EXPOSITION A LA RADIOACTIVITE D'ORIGINE NATURELLE ET MEDICALE

VII-3-1-1. RADIOACTIVITE NATURELLE

Il existe quatre catégories de rayonnements ionisants d'origine naturelle.

❖ RAYONNEMENTS COSMIQUES

Ils sont multipliés par 2 quand l'altitude croit de 1 500 m :

A Paris	0.3mSv/an
A 1500m	0.6mSv/an
A 3000m	1.2mSv/an
A Quito (3658m)	1.6mSv/an
A la Paz	2.7mpSv/an
A 18000m	10mSv/an
en cas d'éruption solaire	0.1a1m H au sol

❖ RAYONNEMENTS TELLURIQUES

Ils sont émis par les éléments radioactifs présents dans l'écorce terrestre, tels que le thorium et l'uranium. Ils varient selon la nature des sols et sont plus élevés dans les massifs granitiques que dans les terrains sédimentaires.

A Paris	0.4mSv/an
En Bretagne	de 1.8 a 3.5mSv/an
A Kerala (Inde)	13mSv/an
Au Brésil	a 10mv/an

❖ RADIOACTIVITE DE L'AIR

Elle est principalement due au radon 222 (^{222}Rn), gaz radioactif d'origine naturelle, issu de la désintégration de l'uranium et du radium présents dans la croûte terrestre. Son émission dans l'atmosphère ainsi que sa concentration vont dépendre des conditions météorologiques et des propriétés du sol (richesse en uranium 238 (^{238}U) et porosité).

Dans les lieux fermes, la concentration va également dépendre des matériaux de construction et de la ventilation des locaux.

Le radon s'accumule dans les espaces clos et peu ventilés, notamment dans les bâtiments, grottes... Des campagnes de mesures d'activités volumiques du radon dans l'habitat ont été organisées par l'IRSN sur l'ensemble du territoire français. Les concentrations moyennes par département vont de 22 Bq/m³ (Paris) à 264 Bq/ m³ (Lozère) [3].

❖ RADIONUCLEIDES PRESENTS DANS LE CORPS HUMAIN

Leur présence est due à l'ingestion d'aliments en contenant naturellement. Dans ce cas, l'exposition est due principalement au potassium 40 (^{40}K) : le corps humain (70 kg) contient 145 g de potassium dont 0,012 % est du ^{40}K , ce qui correspond à une activité de 4 428 Bq et à une dose efficace de 0,2 mSv/an. Mais il faut noter également la présence de carbone 14 (^{14}C) avec une activité de 3 500 Bq.

Activité ingérée chaque jour par une personne : 100 Bq de ^{14}C et 100 Bq de ^{40}K .

Au total, l'activité moyenne de l'organisme est donc d'environ 8 000 Bq pour une personne de 70 kg.

De façon générale, des éléments radioactifs sont présents dans pratiquement tout notre environnement

Tableau VII.1 : Activité naturelle de quelques substances.

Substances	Activité
Poisson	100 Bq/kg
Pomme de terre	100 à 150 Bq/kg
Huile de table	180 Bq/l
Lait	50 Bq/l (^{40}K)
	80 Bq/l (radioactivité naturelle totale)
Eau minérale	1 Bq/l (^{226}Ra)
	2 Bq/l (^{238}U)
Eau de pluie	0,3 à 1 Bq/l
Eau de l'Isère	0,3 Bq/l
Eau de mer	10 Bq/l
Sol sédimentaire	400 Bq/kg
Sédiments de l'Isère (^{40}K)	1 000 Bq/kg
Sol granitique	8 000 Bq/kg

En résumé, les différents types d'exposition à la radioactivité d'origine naturelle sont présentés dans le tableau ci-dessous:

Tableau VII.2 : Bilan de l'exposition naturelle [Types d'exposition / Dose]

Type d'exposition	Dose en mSv
	moyenne
Cosmique (externe)	0,35
Tellurique (externe) ^{238}U , ^{40}K , ^{232}Th	0,4
Corps humain (interne) ^{40}K , ^{14}C , ^{238}U , ^{232}Th	1,6
Total	2,35

VII-3-1-2. EXPOSITION D'ORIGINE MEDICALE

Le *tableau VII.3* présente les doses moyennes délivrées lors de différents examens radiologiques.

Tableau VII.3 : Doses en fonction de l'examen réalisé.
(*) Fourchette des estimations d'équivalent de dose efficace réalisées dans différents pays d'après [42],[3].

Radiographie	Dose à la peau (mSv)	Dose équivalente (mSv)	Variations*
Thorax	0,7	0,1	[0.05-0.36]
Crâne	2	0,15	[0.13-1.35]
Abdomen	3	1,0	[0.3-4.5]
Urographie intraveineuse	20	3,5	[0.7-10.4]
Transit œsogastroduodénal	90	3,8	[1.2-9.4]
Lavement baryté	97	7,7	[4.6-10.2]
Scanner abdominal	-	2,6	-
Scanner thoracique	-	4,8	-

VII-3-2. SOURCES D'EXPOSITION

Les sources d'exposition concernant les travailleurs peuvent être de nature différente dans chaque domaine du nucléaire : industrie, du cycle du combustible, réacteur de puissance ou centres de recherche. Ainsi, à chaque type d'installation se posent aux exploitants des problèmes spécifiques.

Dans un réacteur nucléaire par exemple, les sources d'exposition (Encadré 1) sont constituées essentiellement par des :

- Neutrons et rayonnements γ émis pendant le processus de fission des atomes du combustible (uranium et/ou plutonium) ;
- Des rayonnements α , β , γ issus des produits de fission, des produits d'activation des matériaux soumis au flux neutronique et du combustible lui même.
- L'encadré 2 indique les caractéristiques radiologiques et les risques associés des principaux radionucléides présents dans une usine de retraitement [66].

VII-3-3. EXPOSITION DES TRAVAILLEURS

Selon la manière dont les rayonnements atteignent l'organisme ou les tissus, différents types de risques radiologiques sont à considérer.

VII-3-3-1. EXPOSITION EXTERNE

Il y a exposition par voie externe lorsque le corps humain est soumis aux rayonnements émis par une source radioactive qui lui est externe. Dans ce cas, l'action directe nocive prend fin dès que

l'individu quitte le champ d'irradiation. Si tout l'organisme est atteint, on parle d'exposition globale, et si une partie seulement est irradiée, il y a exposition partielle.

Peuvent agir par exposition externe les neutrons, les rayonnements γ et les rayonnements β de forte énergie (encadré 1). La dose de rayonnement reçue est fonction de l'intensité de l'irradiation et du temps d'exposition.

L'exposition externe est à l'origine de la presque totalité des doses reçues par les travailleurs des centrales nucléaires. L'essentiel de cette irradiation, dû aux rayonnements γ provenant des dépôts de produits de corrosion sur les tuyauteries véhiculant des fluides radioactifs, est reçu lors des travaux d'entretien et de renouvellement du combustible qui nécessitent de longs séjours à proximité des circuits.

Il existe une exposition externe superficielle due aux dépôts de substances radioactives sur les vêtements ou la peau. [66].

VII-3-3-2. EXPOSITION INTERNE

Il y a exposition par voie interne lorsque la contamination est liée à l'incorporation dans l'organisme d'éléments soit par inhalation de gaz ou de substances radioactifs en suspension dans l'air, soit par ingestion de radionucléides présents dans l'eau et les aliments, éventuellement par blessure avec un objet contaminé. Les rayonnements

α , β et γ peuvent être des sources d'exposition interne (encadré 1).

L'origine d'une exposition interne est toujours révélatrice d'une contamination du milieu, c'est-à-dire d'une présence de particules radioactives dispersées par des sources présentant des fuites. [66].

VII-3-3-3 EXPOSITION MIXTE « INTERNE ET EXTERNE »

Il faut noter que toute contamination (de l'atmosphère, des surfaces, des vêtements, ou des fluides de refroidissement dans un réacteur) engendrant une exposition interne est également une source d'exposition externe. En effet, chaque élément de volume ou de surface contaminé constitue une source radioactive qui irradie à distance. [66].

Encadré 1 – Sources d'exposition dans un réacteur nucléaire

La fission de l'uranium ou du plutonium dans les réacteurs nucléaires libère de l'énergie sous forme de chaleur. Cette source de chaleur est aussi une source de rayonnements ionisants.

❖ REACTIONS DE FISSION

Les neutrons injectés dans l'élément fissile sont absorbés par celui-ci. Sous l'effet de l'instabilité ainsi créée, les noyaux éclatent brutalement avec émission de rayonnements de neutrons rapides, de rayons γ instantanés et production de fragments. Ces fragments, généralement deux, sont arrêtés au sein de l'uranium et leur énergie cinétique est transformée en chaleur. Les constituants de ces fragments se regroupent en atomes nouveaux appelés *produits de fission* radioactifs et émetteurs de particules β et rayonnements γ . La plupart des produits de fission restent dans le combustible, leur fuite dépend de l'état de gainage du combustible.

❖ REACTIONS DE CAPTURE

Toutefois, les neutrons de fission ne sont pas tous disponibles pour provoquer une nouvelle fission. Certains, parce que le réacteur a des dimensions finies, s'échappent de celui-ci et d'autres sont capturés par des noyaux non fissiles (modérateur, matériaux des structures, etc.). Certaines captures de neutrons dans le combustible provoquent la formation d'atomes lourds (plutonium transuraniens) émetteurs α , β et γ . Sous flux neutronique, les structures peuvent s'activer, principalement le nickel et le cobalt. Mais d'autres produits véhiculés par le fluide primaire peuvent s'activer au passage dans le cœur du réacteur. En effet, les surfaces du circuit primaire sont soumises à la corrosion et à l'érosion de l'eau et relâchent une petite fraction de leur métal qui est entraînée par l'eau et peut venir se fixer sur les gaines du combustible où il est activé. Ces réactions sont souvent appelées *réactions d'activation* et les substances *produits de corrosion*. Les cobalt 58 et 60 sont les plus pénalisants pour les expositions du personnel, compte tenu de l'énergie des rayonnements γ , de leur période (71 j et 5,3 ans).

❖ INVENTAIRE DES RAYONNEMENTS ASSOCIES A L'EXPLOITATION NORMALE

Dans une centrale, les différents risques dus aux rayonnements se situent de la façon suivante.

• NEUTRONS

Pendant le fonctionnement en puissance, le flux neutronique au voisinage du combustible est intense et les protections biologiques ne peuvent avoir une efficacité absolue du fait des traversées de tuyauterie. Au cours de la conception des différents paliers, de nombreuses améliorations ont permis de réduire les fuites de neutrons. Actuellement, on évalue à moins de 1 % la dose due aux neutrons par rapport à la dose totale reçue par les agents. Les zones à risques sont connues et mentionnées sur des cartographies.

À l'arrêt, le combustible irradié continue à émettre des neutrons, mais en quantités très faibles. Les protections biologiques du réacteur et l'eau des piscines assurent une protection totale. À signaler cependant le cas particulier des châteaux d'évacuation du combustible ; du fait de l'absence d'une forte épaisseur d'eau (très bon ralentisseur des neutrons), il règne un faible débit de dose neutrons (quelques centièmes de mSv/h).

• RAYONNEMENTS Γ INTENSES

Le risque est dû à la production d'azote 16 par activation de l'oxygène de l'eau, mais la période étant très courte, ce type de rayonnement disparaît après arrêt du réacteur.

• RAYONNEMENTS β ET γ

Ils sont dus aux dépôts se formant sur les tuyauteries du circuit primaire et des circuits de traitement d'effluents. Pendant le fonctionnement en puissance, seuls apparaissent, à l'extérieur des tuyauteries, les rayonnements γ qui peuvent créer des débits de dose importants lorsqu'il y a accumulation des dépôts, en particulier dans les filtres. En revanche, l'épaisseur des tuyauteries est suffisante pour arrêter les rayonnements β . L'effet des émetteurs β apparaît essentiellement dans les opérations de maintenance à l'arrêt du réacteur où l'on est amené à ouvrir les circuits et à travailler au contact direct des dépôts.

• RAYONNEMENTS α

Ils ont un caractère exceptionnel, puisque les émetteurs α sont formés uniquement à l'intérieur du combustible et que les particules α , très peu pénétrantes, ne peuvent traverser les gaines. On ne peut les rencontrer dans les dépôts qu'en cas de fonctionnement prolongé avec des ruptures de gaines importantes, ce qui est contraire aux prescriptions d'exploitation. [66].

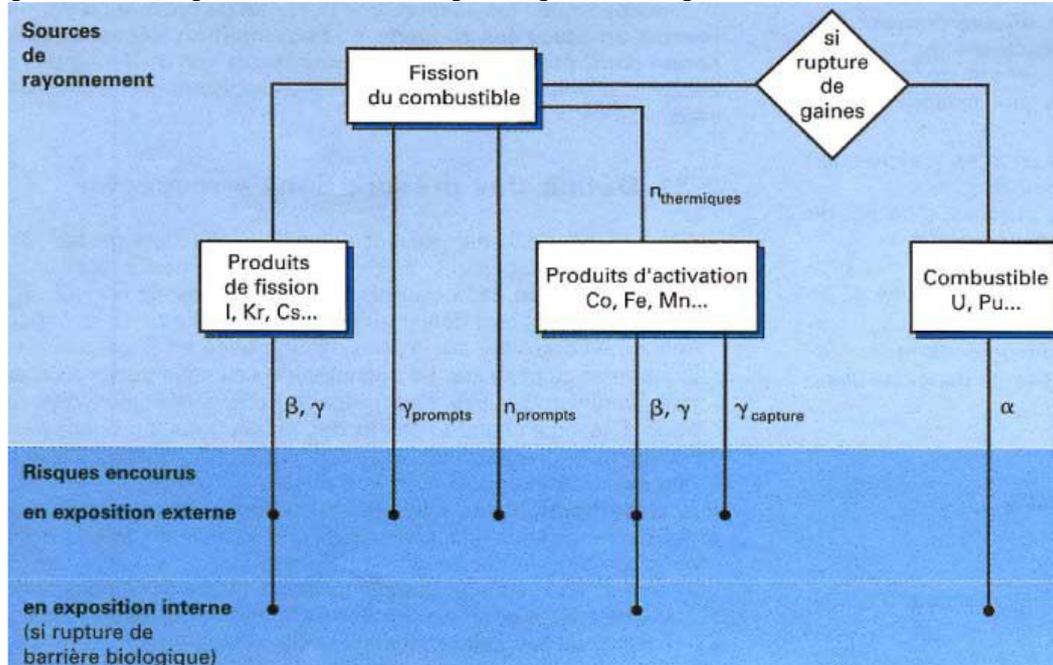


Figure VII.1 : Différentes sources de rayonnements ionisants

VII-3-4. PRINCIPES DE LA RADIOPROTECTION

La radioprotection, qui a pour objectif de prévenir et de limiter les risques sanitaires dus aux rayonnements ionisants quelles que soient leurs origines, constitue le socle sur lequel sont fondées les règles de prévention qui doivent être mises en place par l'employeur.

VII-3-4-1. PRINCIPES FONDAMENTAUX DE LA RADIOPROTECTION

Des valeurs limites d'exposition fixées par la réglementation sont associées aux principes fondamentaux suivants.

❖ JUSTIFICATION

Toute activité entraînant une exposition aux rayonnements ionisants doit être justifiée par une analyse des avantages qu'elle procure sur le plan individuel ou collectif, notamment en matière sanitaire, sociale, économique ou scientifique.

❖ OPTIMISATION

Le niveau d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants, la probabilité et la survenue de cette exposition et le nombre de personnes exposées doivent être maintenus au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre (principe ALARA : contraction de l'expression

« As Low As Reasonably Achievable »), compte tenu de l'état des connaissances techniques, des facteurs économiques et sociétaux.

❖ **LIMITATION DES EXPOSITIONS INDIVIDUELLES**

Les expositions individuelles doivent être maintenues en dessous des limites pour lesquelles le risque est jugé acceptable. Ces limites sont telles qu'elles permettent de :

- Eviter tout effet pathologique, en se situant bien en dessous des seuils des effets déterministes ;
- Maintenir le détriment éventuel provoqué par les effets aléatoires à un niveau jugé acceptable pour l'individu et la société.

VII-3-5. POLITIQUE DE PREVENTION

En plus des objectifs de radioprotection à prendre en compte dès la conception de l'installation, une politique de prévention impose de **mettre en place les moyens et l'organisation nécessaires (personne compétente ou service compétent)** afin de définir des prescriptions à respecter, s'assurer de leur application et contrôler leur efficacité. [66].

VII-3-5-1. RESPECT DES PRESCRIPTIONS

Les prescriptions qui doivent permettre de respecter les normes d'exposition du **tableau VII.1** portent en particulier sur :

• **CLASSIFICATION ET LA DELIMITATION DES ZONES DE TRAVAIL**

Le chef d'établissement doit définir autour de toute source de rayonnement une zone contrôlée, elle-même décomposée en sous-zones verte, jaune, orange et rouge. La définition de ces sous-zones a un caractère administratif. Elle s'accompagne d'une définition des conditions d'accès à chaque zone et des précautions à prendre avant et pendant l'intervention vis-à-vis du risque radiologique. Cette pratique est étendue également aux postes de travail ;

• **CLASSIFICATION DES TRAVAILLEURS EXPOSES**

La réglementation en vigueur impose le classement du personnel en deux catégories définies selon le niveau de risque encouru :

- **Catégorie A** : il s'agit des personnes dont les conditions habituelles de travail sont susceptibles d'entraîner le dépassement des trois dixièmes des limites annuelles d'exposition,
- **Catégorie B** : il s'agit des personnes dont les conditions habituelles de travail sont telles qu'elles ne peuvent normalement pas entraîner le dépassement des trois dixièmes des limites annuelles d'exposition ;

• **CLASSIFICATION DES TRAVAILLEURS NON EXPOSES (NE) ET DU PUBLIC**

Il s'agit des personnels qui ne sont classés ni en catégorie A ni en **catégorie B** et qui travaillent en zone non réglementée dont l'exposition annuelle est inférieure au dixième de la limite annuelle d'exposition ;

- **CONSIGNES GENERALES DE RADIOPROTECTION,**

Elles traduisent la réglementation en consignes opérationnelles ;

- **CONDUITE A TENIR EN CAS D'INCIDENT RADIOACTIF**

(repli du chantier, évacuation, port de protection respiratoire, etc.). La réglementation prévoit en outre des dispositions spéciales, en particulier des autorisations administratives, *pour des expositions exceptionnelles et des expositions d'urgence* [66].

VII-3-5-2. ASSURANCE DE LEUR APPLICATION

L'application de l'ensemble des prescriptions communes à tout le personnel y compris le personnel des entreprises prestataires nécessite d'importants efforts de formation et d'encadrement. [66].

VII-3-5-3. CONTROLE DE LEUR EFFICACITE

Les moyens efficaces de s'assurer de la validité des dispositifs de prévention reposent sur :

- Les contrôles radiologiques permanents des locaux ;
- La recherche systématique des anomalies à travers les visites de chantier
- Le suivi de certaines évolutions dosimétriques ;
- L'analyse d'incidents de radioprotection ;
- Les bilans dosimétriques.

Ces actions permettent de valider l'organisation et son fonctionnement et de proposer des possibilités d'amélioration. [66].

VII-3-6. PREVENTION CONTRE LES RAYONNEMENTS IONISANTS

La sûreté repose, pour une large part, sur les dispositions techniques prises par les exploitants et imposées par la réglementation. Comme pour le risque industriel, la prévention contre les rayonnements ionisants repose sur quatre axes:

VI-3-6-1. REDUCTION DU RISQUE A LA SOURCE

La sécurité d'une installation est assurée par:

- Sa conception : S'opposer à la dissémination des produits radioactifs contenus dans une installation, on interpose en cascades plusieurs " barrières étanches ".

- Qualité de la réalisation : Chacune de ces barrières ainsi que tous les éléments de l'installation importants pour la sûreté ont été conçus et calculés pour résister à tout événement considéré comme raisonnablement imaginable. En particulier, le bâtiment extérieur (enceinte de béton) a été prévu pour résister aux événements naturels extérieurs probables sur le site (tremblements de terre, inondations ...). L'accident de Tchernobyl a eu des conséquences importantes pour l'environnement ;

- Surveillance : Au cours de l'exploitation, tous les phénomènes physiques essentiels de l'installation sont en permanence surveillés, mesurés et analysés.

Le fonctionnement régulier de l'installation est à tout instant assuré par des systèmes automatiques et/ou manuels.

Les dysfonctionnements (événements, incidents, accidents) font l'objet d'analyses systématiques pour en tirer les enseignements : [Retour d'expérience].

- Action des systèmes de sécurité : Tout événement anormal déclenche automatiquement des systèmes de sécurité. Tous ces systèmes sont doublés voire triplés.
- Prise en compte des facteurs humains : Formation du personnel, contrôle des connaissances et entraînement sur simulateur pour habituer le personnel à réagir efficacement à toute situation d'exploitation incidentelle.

Toutes ces dispositions doivent être décrites dans le rapport de sûreté de l'installation, rapport examiné et vérifié par l'autorité de sûreté : la Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection (DGSNR). Le rapport doit comporter, une étude de dangers recensant les types d'accidents possibles, leur extension et leurs conséquences.

VII-3-6-2. ORGANISATION DES SECOURS

La réglementation impose à l'exploitant de prévoir l'organisation interne à son établissement qu'il mettrait en place en cas d'accident pour en limiter les conséquences, et ramener son installation dans un état sûr. Cette organisation fait l'objet d'un z&z

A partir de l'étude de sûreté et du P.U.I., le wali doit établir, pour le cas où surviendrait un accident débordant les limites du site, un Plan Particulier d'Intervention (**P.P.I.**) prévoyant l'organisation des secours qu'il mettrait en place pour assurer la protection de la population et de l'environnement.

Si un accident nucléaire nécessitait le déclenchement du P.P.I., une organisation de crise spécifique, destinée à apporter son concours au wali, se mettrait alors en place au niveau national. Elle serait également chargée de traiter les problèmes pouvant se poser au niveau national, compte tenu du fait qu'un accident nucléaire peut toucher des territoires étendus et rencontre toujours auprès de la population une résonance nationale voire internationale.

Des comprimés d'iode stable (non radioactif) sont distribués à la population dans les communes situées à l'intérieur d'un périmètre de 10 km autour des centrales électronucléaires.

Ces comprimés seraient à absorber sur ordre du wali au cas où un accident sur la centrale pourrait conduire à des rejets d'iode radioactif dans l'atmosphère. L'absorption de cet iode stable se fixant sur la thyroïde aurait pour effet d'empêcher que celle-ci ne fixe ultérieurement l'iode radioactif rejeté par la centrale accidentée, et éviterait ainsi l'irradiation de cette glande. De tels comprimés peuvent également être fournis sur demande par les pharmaciens pour les communes dont le territoire est situé dans les 5 km et 10 km de la centrale.

VII-3-6-3. MAITRISE DE L'URBANISATION

D'une manière générale, le choix d'un site d'implantation pour une installation importante telle une centrale électronucléaire tient compte de l'urbanisation existante. Ainsi, les sites retenus sont en général à faible densité de population. Ceci étant, de la même façon que pour le risque industriel, un certain nombre de contraintes peuvent être imposées autour de l'installation, en particulier dans le voisinage immédiat. De même, une non densification de la population est recherchée et la construction d'établissements recevant du public (tout particulièrement les établissements scolaires) est à éviter.

VII-3-6-4. INFORMATION PREVENTIVE DE LA POPULATION

L'information de la population sur les risques encourus et sur les consignes à appliquer en cas d'accident fait partie de la politique de prévention.

En application des lois du 22 juillet 87 et du 2 février 95, les exploitants d'installations nucléaires de base doivent effectuer tous les cinq ans, sous contrôle du wali, une information de la population habitant à l'intérieur des cercles à risques (cercles P.P.I.). Cette information doit porter sur la nature du risque et les consignes à appliquer en cas d'accident.

A l'échelon national, la DGSNR est chargée de contribuer à l'information du public sur les problèmes se rapportant à la sûreté nucléaire et à la radioprotection. Un certain nombre de supports consultables par ceux qui le désirent permettent d'avoir une information sur la radioactivité de l'environnement, les rejets effectués, les incidents survenus, etc.

Il existe également des commissions d'information, créées à l'initiative conjointe des conseils généraux et du wali autour de chaque centrale électronucléaire et éventuellement de toute installation nucléaire de base importante (centre de recherche ou installations de stockage de déchets par exemple). Ces commissions ont pour rôle de recueillir et de diffuser auprès de la population toutes les informations concernant le fonctionnement, les incidents, l'impact sur l'environnement des rejets de l'installation ainsi que toutes autres informations contribuant à assurer vis à vis du public, la transparence de la vie de l'installation.

VII-3-7. SITUATIONS A RISQUES / PLAN D'URGENCE INTERNE ET PLAN DE PREVENTION

Pour réaliser l'analyse des risques aux postes de travail, la personne compétente en radioprotection doit également rechercher les circonstances susceptibles de conduire à des situations de risques aggravés. Quel que soit le poste de travail envisagé, que la source considérée soit scellée ou non scellée, les principaux facteurs suivants, pouvant à brève échéance générer une situation accidentelle, sont à prendre en compte :

- Incendie à proximité immédiate de la source ou de ses dispositifs de protection ;
- Coupures de courant intempestives ;
- Vibrations mécaniques ;
- Chutes de matériel ;
- Blocages de source en position d'irradiation ;
- Zones inondables ;
- Ruptures brutales de confinement, etc.

Si le risque est très important, l'établissement d'un plan d'urgence interne (PUI) prévoyant l'organisation et les moyens destinés à faire face aux différents types de situations est nécessaire. Il doit être inclus dans la demande d'autorisation. Il sera utilisé en cas de situation d'urgence radiologique.

Si le chef d'établissement fait appel à des sociétés sous-traitantes, un plan de prévention exposant les risques devra être établi, en liaison avec le CHSCT et le comité technique de l'entreprise sous-traitante, et joint au contrat. Les travailleurs de l'entreprise de sous-traitance devront en être informés.

VII-3-8. MESURES DE PROTECTION

VII-3-8-1. PRINCIPES DE PROTECTION CONTRE IRRADIATION EXTERNE / PROTECTION CONTRE L'EXPOSITION EXTERNE

Les rayonnements issus d'une source extérieure de l'organisme ne peuvent atteindre celui que ceci sont suffisamment pénétrant c'est le cas des neutrons et les rayons gamma. Dans tous les cas on doit chercher contre les irradiations externe une *protection collective* satisfaisante et pour des interventions une *protection individuelle* efficace.

❖ PROTECTION COLLECTIVE

La protection collective est assurée par des écrans.

Dans les centrales nucléaires, le réacteur est entouré de murs de béton de plusieurs mètres d'épaisseur.

Dans les piscines de désactivation où séjournent les éléments combustibles extraits des réacteurs, la protection du personnel contre le rayonnement γ émis par les produits de fission est assurée par une couche d'eau d'environ 5 mètres d'épaisseur.

La protection contre les petites sources est assurée en les disposant, durant les périodes de non- utilisation, dans des conteneurs dont les parois généralement en plomb sont d'autant plus épaisses que l'activité de la source et l'énergie des rayons γ émis sont plus élevées.

En fonctionnement normal, il convient de se conformer aux consignes établies sous la responsabilité du chef d'établissement.

❖ PROTECTION INDIVIDUELLE

Elle complète, sur le lieu du travail, la protection collective.

Dans ce cas et pour limiter au maximum l'atteinte de l'organisme par les rayonnements provenant de sources externes.

Il existe *trois moyens de se protéger* contre l'exposition externe :

- **Le temps** : un moyen efficace de protection contre l'exposition externe consiste à utiliser la décroissance radioactive des radionucléides et à limiter la durée d'exposition ;

- **La distance** : le débit de dose décroît en fonction de la distance à la source selon la géométrie de cette dernière et le type de rayonnement à considérer. Pour cette raison, on fait appel, dans les installations nucléaires, à la télé opération, la robotique et la conduite à distance ;

- **Les écrans** : un moyen également efficace de protection souvent économique pour limiter l'exposition externe consiste à interposer entre la source de rayonnement et les opérateurs des écrans, existant sous formes diverses, solides ou liquides. La détermination des caractéristiques des écrans (nature et épaisseur) exige la connaissance de l'intensité des sources, du type de rayonnement émis ainsi que de la fluence énergétique associée. Leur emplacement doit tenir compte des effets de ciel ou de rétrodiffusion.

Le rayonnement γ étant très prépondérant dans une centrale nucléaire, on utilise en général des matériaux de numéro atomique élevé tels que le plomb. Par exemple, dans le cas du cobalt 60, 13 mm de plomb divise par 2 le débit de dose et par 10 pour une épaisseur de 42mm[66].

Il importera en radioprotection que la dose absorbée soit la plus faible possible, compte tenu du coût de la protection à mettre en œuvre. Pour cela, on peut soit réduire le temps d'exposition, soit réduire le débit de dose absorbée.

Si la *réduction du temps d'exposition* est un paramètre qui apparaît comme évident, la réduction du débit de dose absorbée se conçoit d'après la définition de la dose absorbée : pour des rayonnements ionisants de même nature et de même énergie, la dose absorbée en un point est proportionnelle au nombre de particules ou de rayons qui pénètrent dans l'élément de masse considéré.

Il en résulte que le débit de dose absorbée est proportionnel au nombre de particules ou de rayons qui entrent dans cet élément de masse par unité de temps, donc qu'il est proportionnel à l'activité de la source. Pour réduire ce nombre, deux moyens peuvent être utilisés :

- Augmenter la distance entre la source et l'opérateur.
- Interposer un écran entre la source et l'opérateur.

Les trois grands principes de protection contre l'irradiation externe sont souvent résumés de la façon suivante : temps, distance et écrans ;

➤ **REDUCTION DU TEMPS D'EXPOSITION**

Les mesures à mettre en œuvre sont des mesures de bon sens. Elles peuvent être résumées comme suit :

- Préparer soigneusement le travail à effectuer :
 - Réunir tout le matériel nécessaire à la manipulation et le réserver à cette tâche, c'est-à-dire ne pas l'utiliser pour une autre manipulation surtout si celle-ci se fait « à froid » (sans utilisation de rayonnements ionisants) ;
 - Utiliser des matériels adaptés et performants ;
 - Effectuer une répétition en simulation pour vérifier toute la manipulation : nous parlerons d'essai « à blanc » ;
- Prendre en compte les expériences acquises dans les manipulations antérieures ;
- Si nécessaire, partager le temps d'intervention entre plusieurs personnes.

➤ **REDUCTION DU DEBIT DE DOSE ABSORBEE /₀ DISTANCE** (TRAVAIL A DISTANCE)

Travailler à distance suffisamment de la source en utilisant si c'est nécessaire des instruments appropriés, tels que pinces à distance par exemple. Car le débit de dose diminue rapidement avec l'éloignement, en raison du carré de la distance.

□ VARIATION DU DEBIT DE DOSE AVEC LA DISTANCE

La distance est un moyen de protection efficace en cas d'utilisation de rayonnements présentant un risque en irradiation externe : Rayonnements électromagnétiques de type γ et X, électrons d'énergie supérieure à 100 keV et neutrons.

Les électrons d'énergie inférieure à 100 keV et les particules α ne présentent pas de risque en exposition externe car ils sont incapables de transférer de l'énergie au-delà de la couche morte de la peau et donc d'atteindre la couche basale de l'épiderme.

1- CAS DES PHOTONS X OU γ

Dans la pratique, les sources radioactives sont souvent assimilables à des sources ponctuelles. Cette assimilation est possible si la distance source-opérateur ou source-détecteur est grande au regard des dimensions de la source.

Une source est ponctuelle si la distance source-opérateur ou source-détecteur est au moins 5 fois plus grande que la plus grande dimension de la source (longueur dans le cas d'une source linéique ou diamètre dans le cas d'une source surfacique).

Dans le cas où la distance source-opérateur est seulement 2 fois plus grande que la dimension principale de la source, l'assimilation à une source ponctuelle entraîne une erreur par excès sur le calcul du débit de dose absorbée au niveau de l'opérateur inférieure à 5 %.

Cette approximation est tout à fait intéressante du point de vue de la radioprotection (Fig.1).

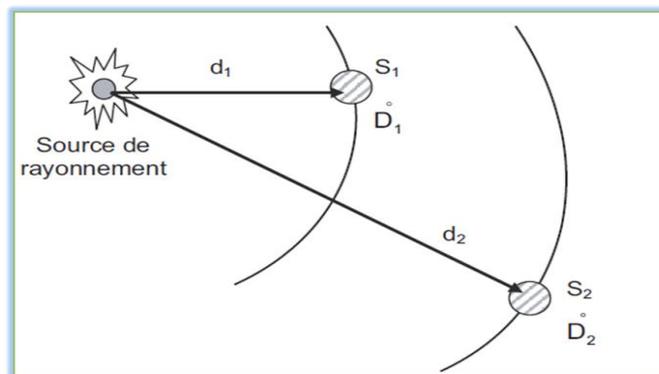


Figure VII.2 : Réduction du débit de dose avec la distance

$$D_1^\circ = D_2^\circ \times (d_2/d_1)^2 \quad \text{Ou bien} \quad D_2^\circ = D_1^\circ \times (d_1/d_2)^2 \quad \text{(VII.1)}$$

Si on considère une source ponctuelle S et deux sphères S1 et S2 dont les trajectoires dessinent deux cercles centrés en S, de rayons d1 et d2 respectivement. Tous les rayons gamma émis par la source S qui traversent la première sphère vont atteindre la seconde. Nous pouvons donc écrire :

$$n_\gamma = \phi_1 \cdot 4\pi \cdot (d_1)^2 = \phi_2 \cdot 4\pi \cdot (d_2)^2 \quad \text{(VII.2)}$$

Où :

– $n\gamma$ est le taux d'émission d'un rayonnement γ d'énergie E_γ , émis par la source.
 – Φ_1 et Φ_2 sont les débits de fluence (nombre de rayons γ traversant l'unité de surface par unité de temps) aux distances d_1 et d_2 . Comme la dose absorbée en un point est proportionnelle au nombre de rayons atteignant ce point, les débits de dose absorbée D_1° et D_2° seront respectivement proportionnels aux débits de fluence Φ_1 et Φ_2 . D'où :

$$D_1^\circ \cdot 4\pi \cdot (d_1)^2 = D_2^\circ \cdot 4\pi \cdot (d_2)^2 \tag{VII.3}$$

En faisant le rapport entre les deux termes de cette égalité, nous obtenons :

$$\frac{D_1^\circ}{D_2^\circ} = (d_2/d_1)^2 \tag{VII.4}$$

Ce qui peut aussi s'écrire :

$$D_1^\circ \cdot (d_1)^2 = D_2^\circ \cdot (d_2)^2 \text{ ou bien } D_2^\circ = D_1^\circ \cdot (d_1/d_2)^2 \tag{VII.5}$$

Le débit de dose absorbée en un point est proportionnel à l'inverse du carré de la distance séparant ce point du point source. En pratique :

- si les sources ne sont pas ponctuelles, la loi en $1/d^2$ n'est pas applicable et dans le cas de sources de grandes dimensions, une loi en $1/d$ est plus proche de la réalité ;
- si la source de rayonnements électromagnétiques est située dans une pièce dont les dimensions sont du même ordre de grandeur que la distance source-opérateur, celui-ci est exposé non seulement au rayonnement qui l'atteint en direct mais aussi au rayonnement diffusé (voir figure 2). Le rayonnement est dit diffusé s'il résulte de la diffusion du rayonnement direct sur les matériaux rencontrés. Ce rayonnement peut subir plusieurs diffusions successives : Nous parlerons alors de rayonnement de première, deuxième, troisième diffusion. Il faut noter qu'à chaque diffusion, le rayonnement diffusé est dégradé en énergie par rapport au rayonnement incident.

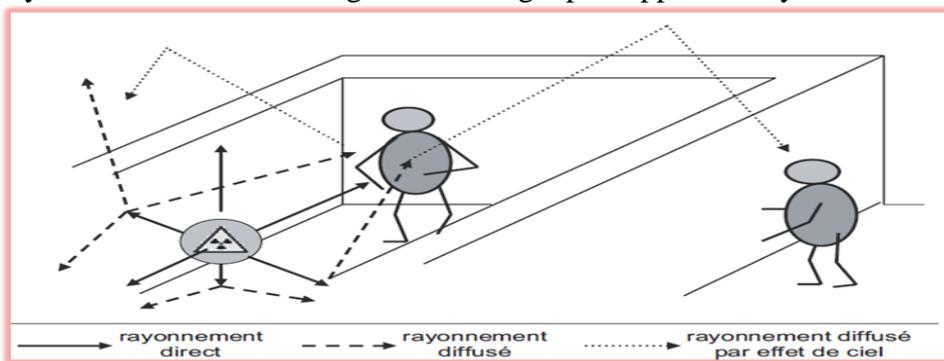


Figure VII.3 : Rayonnement direct et rayonnement diffusé

2- CAS DES PARTICULES β^-

Les particules β^- sont les seules capables d'atteindre la couche basale de l'épiderme provoquant un risque d'irradiation externe.

Dans ce cas présent, la loi en $1/d^2$ donnant le débit de dose absorbée en fonction de la distance ne s'applique pas. En effet, l'air constitue un écran et contribue à l'atténuation du rayonnement. Le

débit de dose absorbée pourra être calculé soit à partir de courbes types (voir figure 3), soit à partir de formules empiriques.

La figure 3 ci-après donne la valeur du débit de dose absorbée dans l'air en fonction de l'énergie maximale des particules β à 10 cm et à 1 m d'une source ponctuelle dont le taux d'émission n est égal à $3,7.10^7 \beta.s^{-1}$.

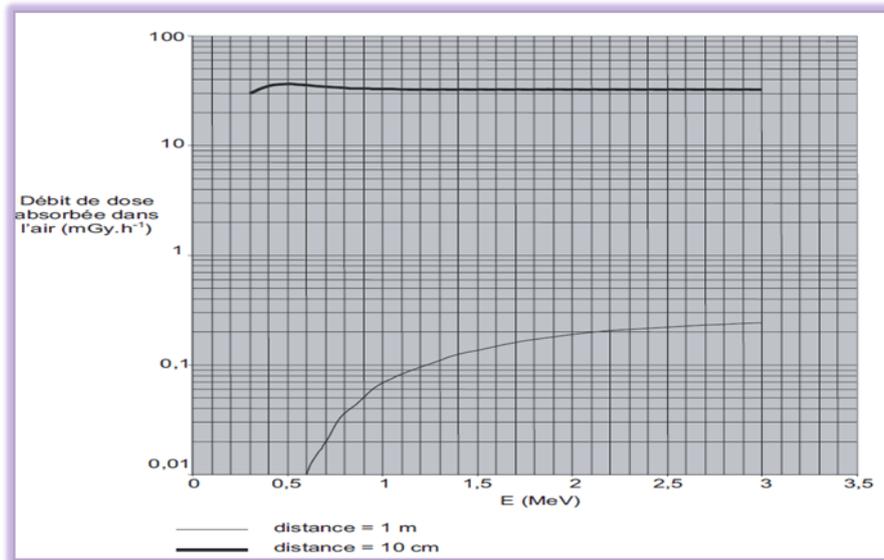


Figure VII.4 : Évolution du débit de dose absorbée à 10 cm et 1 m pour une source β^- de $3,7.10^7 \beta.s^{-1}$ en fonction de l'énergie

3-CAS DES PARTICULES β^+

Toute source émettrice β^+ devra être considérée comme une source β et émettrice de photons d'énergie E égales à 511 keV avec une intensité d'émission I double de celle des particules β^+ .

Les calculs de débit de dose absorbée utiliseront donc les mêmes lois et relations que celles vues précédemment.

Exemple :

– Calculons le débit de dose absorbée à 10 cm de la source suivante :

Source de sodium-22 d'activité A égale à 0,5 GBq.

Caractéristiques de l'émission :

$$E_{\beta^+_{max}} = 546 \text{ keV}, I_{\beta^+} = 90\%, I_{CE} = 10\%$$

Remarque : Nous négligerons les phénomènes de réarrangement du cortège suite à la capture électronique (CE).

Calculons d'abord le débit de dose dû aux particules β^+ :

$$D_{\beta^+}^{\circ} = 9.10^{-7} \times 0,5.10^9 \times \frac{90}{100} = 405 \text{ mGy.h}^{-1}$$

Calculons maintenant le débit de dose dû aux photons : L'intensité d'émission des photons sera égale à $I = 2 \times I_{\beta^+} = 2 \times 90 = 180 \%$

Nous en déduisons :

$$D_{1m}^{\circ} = 1,3 \times 10^{-10} \times 0,5 \cdot 10^9 \times 0,511 \times \frac{180}{100} = 0,06 \text{ mGy} \cdot \text{h}^{-1}$$

$$D_{10 \text{ cm}}^{\circ} = D_{1m}^{\circ} \times (100/10)^2 = 0,06 \times (100/10)^2 = 6 \text{ mGy} \cdot \text{h}^{-1}$$

Le débit de dose global à 10 cm sera donc égal à :

$$D^{\circ} = D_{\beta}^{\circ} + D_{\text{photons}}^{\circ} \approx 405 + 6 \approx 411 \text{ mGy} \cdot \text{h}^{-1}$$

□ PROTECTION PAR LES ECRANS

L'Utilisation des écrans adaptés à l'activité de la source, à la nature et à l'énergie des rayonnements.

La nature et l'épaisseur de l'écran à mettre en place dépendent de différents facteurs :

- Le type et l'énergie du (des) rayonnement(s) ;
- L'activité de la source ;
- La valeur jusqu'à laquelle l'exposition doit être abaissée (cas des rayonnements électromagnétiques).

Certains types de rayonnements particuliers ne justifient pas l'utilisation d'écrans car ils n'induisent pas de risque en irradiation externe.

Les rayonnements électroniques d'énergies inférieures à 100 keV tels que le tritium ($E_{\beta_{\text{max}}} = 19 \text{ keV}$) sont également arrêtés par les cellules mortes et ne nécessitent donc pas non plus l'interposition d'écran.

1- CAS DES PHOTONS X ou γ

Les rayonnements électromagnétiques X ou γ interagissent dans la matière principalement par effets photoélectrique, Compton et production de paires.

Pour se protéger, des écrans de matériaux de forts numéros atomiques, sont utilisés. L'exemple de matériau le plus courant est le plomb (exemples : Châteaux de stockage, poubelles blindées, enceintes blindées, etc.).

Néanmoins, d'autres matériaux sont utilisés en fonction des applications (l'eau pour son faible coût et sa facilité d'utilisation dans le cas des piscines de stockage dans les centrales nucléaires, les différents bétons pour la construction de casemates. . .).

En pratique, les écrans doivent être placés aussi près que possible des sources radioactives pour diminuer le poids et le coût de la protection.

Loi d'atténuation pour un faisceau parallèle mono énergétique : Cas simplifié
Considérons un faisceau parallèle et mono énergétique d'un rayonnement électromagnétique traversant normalement un écran d'épaisseur x (dans le cas d'une source ponctuelle, un faisceau parallèle ne peut être généré que si cette source est située infiniment loin de l'écran).

Si on connaît le nombre de rayons incidents N_0 , on écrit :

$$N = N_0 e^{-\mu x} \quad (\text{VII.6})$$

N étant le nombre de rayonnements n'ayant subi aucune interaction dans la traversée de l'écran et μ le coefficient d'atténuation linéique.

De la même manière, si D_0° est le débit de dose absorbée à l'entrée de l'écran et D° le débit de dose absorbée à la sortie, dû aux rayons émergents dans la direction initiale avec l'énergie initiale, alors on peut écrire :

$$D^\circ = D_0^\circ e^{-\mu x} \quad (\text{VII.7})$$

On rappelle que la valeur μ dépend de la nature du matériau constituant l'écran et de l'énergie du rayonnement électromagnétique (μ a les dimensions de l'inverse d'une longueur).

Seuls les rayonnements ayant interagi dans l'écran par effet photoélectrique sont définitivement arrêtés. L'écran est source de rayonnements diffusés (principalement dus à l'effet Compton), d'énergies inférieures à l'énergie initiale, émis dans des directions diverses, dont une partie contribue à augmenter le débit de dose absorbée en un point quelconque derrière l'écran (voir figure 4). C'est pourquoi la formule précédente donnant l'atténuation doit être corrigée par un facteur multiplicatif supérieur à 1, appelé facteur d'accumulation en dose que l'on note B_D ou « build up factor ».

$$D^\circ = D_0^\circ \times B_{D_\infty} \times e^{-\mu x} \quad (\text{VII.8})$$

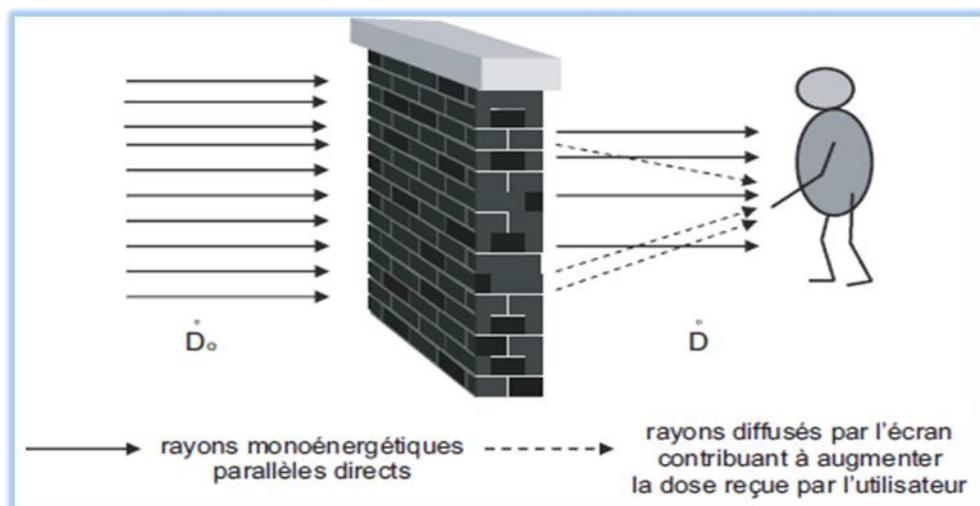


Figure VII.5 : Atténuation d'un faisceau parallèle mono énergétique de rayonnements électromagnétiques

B_D (facteur d'accumulation en dose) dépend :

- de l'énergie des photons ;
- de la nature et des dimensions de l'écran ;
- de la situation du point de mesure ;
- de l'environnement.

Le calcul de B_D dans chaque situation particulière est donc infaisable. Nous lui substituerons une valeur majorée, notée $B_{D\infty}$ obtenue dans le cas d'un milieu semi-infini, éliminant ainsi les paramètres géométriques. $B_{D\infty}$ n'est alors fonction que du produit μx . Les tableaux donnés en annexes II, III et IV rassemblent les valeurs de $B_{D\infty}$ respectivement dans le béton, le plomb et l'eau pour différentes valeurs de μx en fonction de l'énergie du rayonnement électromagnétique (voir annexes).

2- CAS DES PARTICULES β^-

Les particules β peuvent être totalement absorbées dans les écrans. Pour se protéger, il suffit donc de mettre en place un écran dont l'épaisseur est supérieure ou égale à la portée du rayonnement électronique considéré.

Toutefois lorsqu'elles passent au voisinage d'un noyau, elles subissent un changement de direction et un freinage : L'énergie absorbée est rayonnée sous forme de photons qui constituent le rayonnement de freinage.

L'énergie convertie en rayonnement de freinage croît proportionnellement avec le numéro atomique Z du matériau constituant l'écran et l'énergie E des particules β . En général pour des β d'énergie maximale inférieure à 2,5 MeV, la création de rayonnement de freinage est peu importante, surtout dans les matériaux légers.

Il conviendra donc de limiter ce phénomène de freinage, défavorable du point de vue de la radioprotection. Pour ce faire, on utilise des écrans constitués de matériaux de faibles numéros atomiques.

Les matériaux les plus utilisés sont le plexiglas, le verre et l'aluminium.

A titre d'exemple : 1 cm de Plexiglas arrête tous les β^- d'énergie inférieure ou égale à 2 MeV. Dans la pratique, il existe peu de radionucléides émetteurs β purs (les plus connus étant : carbone-14, phosphore-32, soufre-35, strontium-yttrium-90, etc.). Le tableau ci-dessous rassemble quelques valeurs de portée dans le plexiglas pour quelques radionucléides émetteurs β purs.

Tableau VII.4 : Portée dans le plexiglas de quelques émetteurs « bêta pur » d'après Radionucléides et Radioprotection, [67].

Radionucléide	$E_{\beta\max}$ (keV)	portée dans le plexiglas (mm)
^{14}C	157	0,3
^{35}S	168	0,3
^{32}P	1710	6,2
$^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$	2284	9,2

3- CAS DES NEUTRONS

Il existe peu de moyens pour absorber des neutrons de forte énergie, ces derniers devant d'abord être ralentis.

Le ralentissement s'effectue par chocs successifs sur les noyaux de la substance traversée: il s'agit du phénomène de diffusion. La perte d'énergie par diffusion est d'autant plus importante que ces noyaux sont légers.

Les matériaux ralentisseurs utilisés seront donc riches en atomes d'hydrogène, comme par exemple l'eau, la paraffine, certains bétons.

Une fois ralentis, les neutrons peuvent être absorbés. Certains noyaux comme le bore ou le cadmium absorbent les neutrons lents, il en résulte l'émission d'un autre rayonnement, en général un rayonnement γ . Il convient ensuite de se protéger contre ce rayonnement γ .

Tableau VII.5 : Valeurs d'épaisseur dixième pour les neutrons thermiques dans quelques matériaux

Matériau	$X_{1/10}$
Fe	2,3
Pb+5% Cd	0,5
Cd	0,02
FLi	0,055

❑ **EXEMPLE D'APPLICATION**

L'atténuation des rayonnements dépend de la nature des matériaux (plomb, béton, acier, etc...) de leurs épaisseurs ainsi que distance entre l'écran (matériau) et l'individu.

Pour différentes énergies (schéma 1) des différents rayonnements (schéma 2), l'évaluation, des coefficients d'atténuation en fonction de la nature des rayonnements, est représentée comme suit :

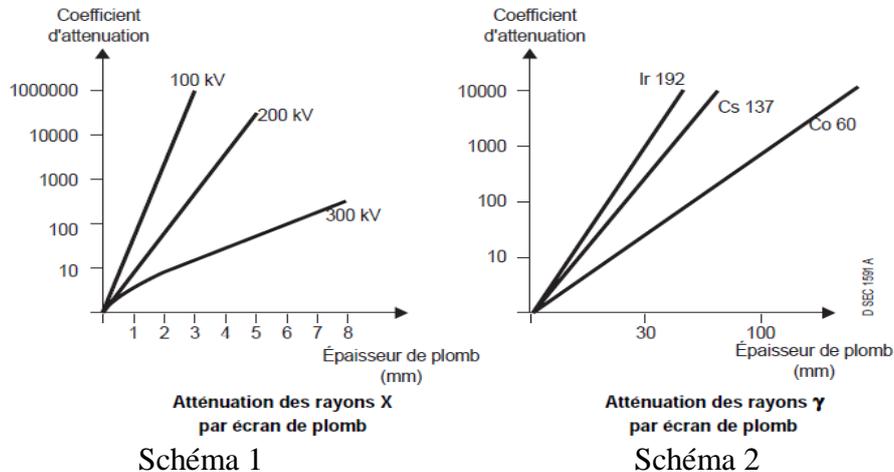


Figure VII-6 : Représentation schématique d'atténuation des rayons X et γ par écran de plomb

Une source fixe, avec sa protection, donne par exemple un débit équivalent de 500 μ Sv/h au contact extérieur.

Le débit équivalent dose « D » décroît avec le carré de la distance « d » et est proportionnelle à l'activité des rayonnements « C ». Pour les rayons gamma γ , il est donné par la relation :

$$D = \frac{C \times K}{d^2} \tag{VII.9}$$

D = débit équivalent de dose ($\mu\text{Sv/h}$) à la distance d
 C = activité (109 Bq)
 d = distance source/individu (m)
 k = constante spécifique du radioélément à 1 m de distance ($\text{mSv/h} \cdot 109 \text{ Bq}$)

Tableau VII.6: Radioéléments et leurs distances de protection

Radioélément	k ($\text{mSv/h} \cdot 10^9 \text{ Bq}$)
Co 60	854
Cs 137	95
Ir 192	135

Pour les rayons X une relation du même type prend en compte la tension du générateur, l'intensité du courant dans le tube et le filtre d'atténuation.

En résumé :

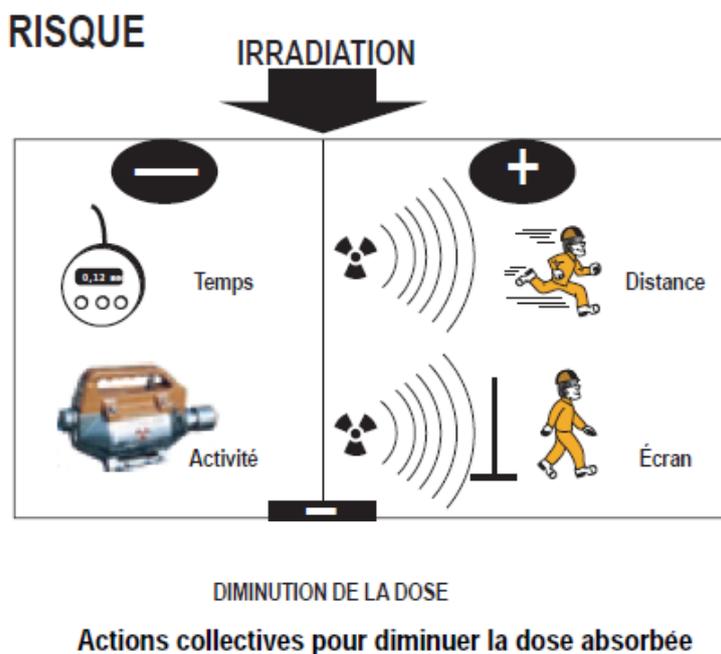


Figure VII-7 : actions collectives pour diminuer la dose absorbée

VII-3-8-2. PROTECTION CONTRE LA CONTAMINATION / PROTECTION CONTRE L'EXPOSITION INTERNE

La protection contre l'exposition interne s'exerce au niveau des locaux (protection collective) et au niveau des individus (protection individuelle).

• **Au niveau collectif**, la protection contre l'exposition interne est assurée dès la conception par le confinement statique (trois barrières pour les installations nucléaires de base) et

dynamique (système de ventilation et de filtration). Elle est complétée en exploitation par les dispositions spécifiques de radioprotection destinées à surveiller et contrôler leur efficacité.

A titre d'exemple, à EDF, le concept centrale propre a été retenu et permet de limiter sur le plan collectif à des niveaux extrêmement faibles l'exposition interne d'origine atmosphérique. Deux critères sont définis à partir des limites annuelles d'incorporation (LAI) et des limites dérivées de concentration de radionucléides dans l'air (LDCA) pour respecter cette volonté : l'un porte sur la limite admissible en contamination atmosphérique, l'autre sur le seuil de contamination surfacique non fixé.

Au groupe CEA, des limites de contamination surfacique sont établies à partir des limites dérivées de contamination atmosphérique (LDCA).

• **Au niveau individuel**, la protection est assurée par le port de masques de protection des voies respiratoires et de vêtements spéciaux (tenue autonome). [66].

Le milieu est contaminé lorsqu'on a laissé se répandre des substances radioactives.

Le passage dans l'organisme provoquant une contamination interne peut se faire par inhalation ou par ingestion.

Ces contaminations peuvent provenir :

- Des sources détériorées ;
- De la manipulation des sources non scellées.

Dans les sources scellées (Déf : *Source constituée par des substances radioactives solidement incorporées dans des matières solides et effectivement inactives, ou scellées dans une enveloppe inactive présentant une résistance suffisante pour éviter, dans les conditions normales d'emploi, toute dispersion de substance radioactive*), la substance radioactive généralement à l'état solide confiné dans une ou plusieurs enveloppes scellées. Ces sources sont livrées absentes de contamination.

Exemples : -Thérapie: ^{226}Ra

-Détection de fumée: ^{241}Am

-Détection de peinture au plomb: ^{57}Co



Rayonnement permanent

En recherche :

Irradiateur : ^{60}Co (source de haute activité)

Compteur à scintillation (source étalon) :

^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{133}Ba



Une fois installées, elles peuvent toute fois être soumises à la détérioration (effets mécanique, chimiques, etc...) il convient donc de les soustraire à ces effets

Dans les sources non scellées (Déf: Source dont la présentation et les conditions normales d'emploi ne permettent pas de prévenir toute dispersion de substance radioactive), la substance radioactive n'est pas confinée. Elle peut se présenter se la forme : Solide, liquide ou gaz :

Le plus grand problème de contamination provient évidemment de l'utilisation des sources non scellé.

Le plus grand principe de protection contre la contamination du aux sources non scellées consiste a éviter la dissémination de la substance radioactive.

En recherche : Traceurs: ^3H , ^{32}P , ^{33}P , ^{14}C , ^{35}S



Thérapie: ^{131}I



Il existe deux types de la protection contre la contamination :

□ **PROTECTION COLLECTIVE**

• **Dans une centrale nucléaire**, la protection collective est assurée par étanchéité :

- D'une part entre le combustible, et le fluide caloporteur et l'extérieur pour les produits de fission ;
- D'autre part entre le fluide caloporteur et l'extérieur pour les produits d'activation ;
- L'air des locaux est renouvelé par un système de ventilation qui permet de se filtrer en permanence et de concentrer les poussières radioactives sur les filtres.

• **La manipulation de petites sources** non scellées contenant des radioéléments comporte également le risque de contamination sous forme de file des poussières dans l'air.

Les conditions de travail en milieu déterminé comme d'ailleurs sous irradiation, sont fixées par des prescriptions qui entrent dans le cadre de l'organisation de la radioprotection

Le principe de la radioprotection consiste à :

- Justification (les avantages doivent dépasser les risques engendrés par l'exposition).

Obligation de l'utilisateur à effectuer des demandes d'autorisation de manipulations

- Optimisation (l'exposition est à maintenir à un niveau aussi faible que possible)
- Limitation de dose (les limitations de dose définies par le législateur ne doivent pas être dépassées). (Ce principe ne s'applique pas aux doses reçues pour patient)

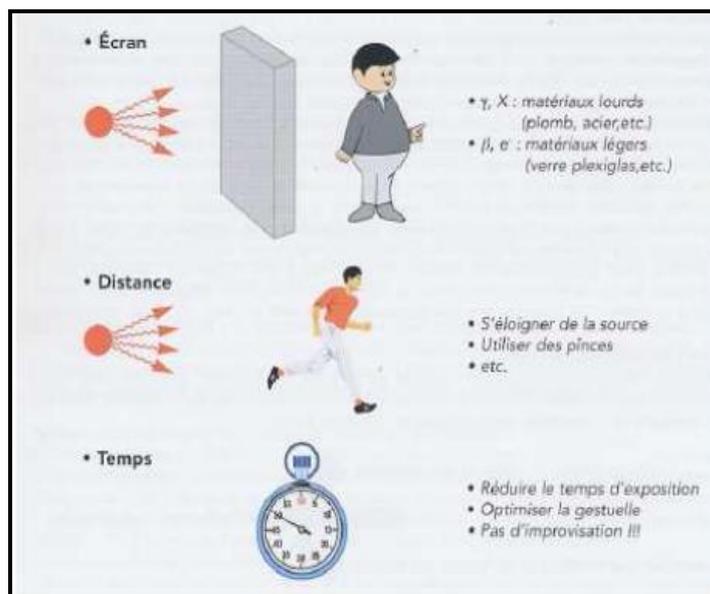


Figure VII.8 : Principe de la radioprotection au laboratoire

□ PROTECTION INDIVIDUELLE

Il peut arriver que les méthodes de protection collective ne soient pas suffisantes, la mise en œuvre de protections individuelles est alors indispensable.

Dans un tel cas, la tenue de base, qui est portée en permanence en zone contrôlée doit être complétée. Dans les extrêmes le port de la tenue isolante peut être prescrit.

VII-3-9. MOYENS DE PROTECTION CONTRE LA CONTAMINATION

VII-3-9-1. CAS DE LA CONTAMINATION ATMOSPHERIQUE

□ CONFINEMENT DE LA SOURCE

Les produits volatils doivent bien sûr être confinés pour ne pas entraîner l'aéro-contamination. Ce confinement est réalisé en travaillant, soit sous une hotte ventilée, soit dans une boîte à gants (Fig. 8).



Figure VII.9 : Illustration d'une hotte et d'une boîte à gants

Une hotte ventilée est une enceinte disposant d'un panneau vitré muni d'ouvertures permettant de passer les bras et d'y travailler. Le confinement est de type dynamique : une aspiration correctement placée assure un courant d'air permanent de l'extérieur vers l'intérieur de la hotte ; l'efficacité du confinement est directement liée à la vitesse de l'air.

Au niveau des ouvertures, la vitesse de sécurité est de $0,5 \text{ m.s}^{-1}$. Cette vitesse permet de maintenir le confinement pour des produits peu volatils. Pour l'iode et le tritium, une vitesse d'au moins $1,2 \text{ m.s}^{-1}$ est nécessaire.

En présence d'une source très active constituée d'une substance volatile à fort coefficient de diffusion, il faut avoir recours à une boîte à gants. C'est une enceinte étanche, transparente, disposant de trous munis de gants permettant la manipulation à l'intérieur. Le confinement est de type statique.

□ APPAREILS DE PROTECTION DES VOIES RESPIRATOIRES

Les moyens de protection individuels sont souvent utilisés de manière préventive et en cas d'accident. Ils permettent de quitter les lieux, de réaliser des interventions de sauvegarde, ou bien d'exécuter des travaux de première urgence.

Deux catégories d'appareils de protection existent :

– les masques respiratoires filtrants pour lesquels l'air respiré est l'air ambiant après filtration adéquate, comme illustré sur la figure 5. La phase d'inspiration mettant en dépression le couvre face, ceux-ci ne peuvent être utilisés que dans le cas de contaminations atmosphériques de faible niveau ;

– les masques respiratoires isolants, à adduction d'air pour lesquels l'air respiré provient soit d'une bouteille, et cela permet une autonomie de déplacement totale mais une durée d'utilisation limitée, soit d'une borne distribuant de l'air comprimé respirable.



Figure VII.10 : Appareil de protection des voies respiratoires

VII-3-9-2. CAS DE LA CONTAMINATION CORPORELLE EXTERNE

En cas de manipulation de sources dispersables, les gants sont obligatoires. Leur choix est important ; tous les modèles de gants « latex » ne constituent pas une barrière de même efficacité, encore moins les gants en coton. Une paire de gants portée une fois ne doit pas être réutilisée. Il existe une technique permettant de retirer des gants souillés sans risquer de se contaminer la peau. La séquence de gestes à effectuer pour atteindre cet objectif est représentée figure 6. Cette méthode est utilisée dans d'autres domaines, notamment médical, elle évite le transfert de contamination d'un gant sur l'autre.

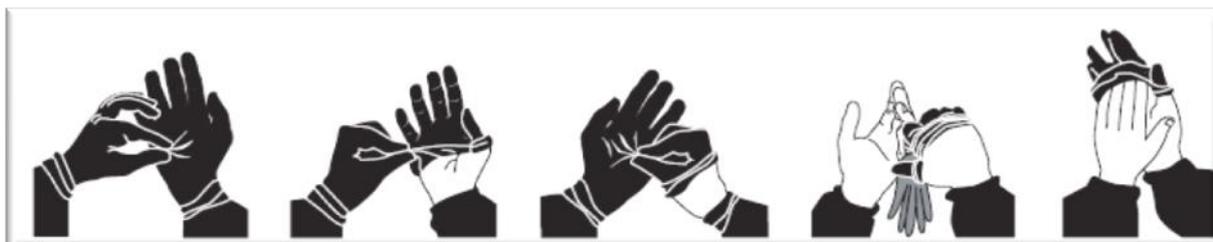


Figure VII.11 : Méthode de retrait des gants sans contact entre l'extérieur de ceux-ci et la peau

Une coiffe et un protège-visage peuvent, dans certaines circonstances, être utilisés pour éviter tout risque de contamination du visage ou des cheveux.

Les autres pièces vestimentaires de travail, telles que la blouse ou les sur-chaussures ne sont pas des moyens de protection contre la contamination corporelle ; elles ont pour but d'éviter de contaminer les vêtements civils et d'éliminer ainsi tout risque de propagation de la contamination en des lieux autres que les locaux où sont manipulées les substances radioactives.

Cependant, une contamination des vêtements peut être considérée comme une contamination corporelle externe.

Dans les installations nucléaires, des combinaisons et chaussures constituent les vêtements de travail obligatoires et permettent la protection contre la contamination corporelle.

Des équipements de protection individuels, tels que des tenues spécifiques associées pour une protection supplémentaire à des tenues ventilées, sont parfois utilisés (voir Fig.11)



Figure VII-12 : Habillage en tenue ventilée

VII-4. SECURITE DES SOURCES RADIOACTIVES TECDOC-1355

Initialement, le présent TECDOC a été développé pour les autorités compétentes (Régulateurs) mais propose également des recommandations techniques aux exploitants. [68].

VII-4-1. OBJECTIFS

Les objectifs sont :

- Fournir une aide aux Etats Membres à mettre en place des mesures de sécurité conformes aux recommandations du Code de Conduite;
- Garantir une utilisation des sources sans contraintes majeures;
- Recommander la mise en place de mesures proportionnelles aux risques potentiels posés par les sources. [68].

VII-4-2. STRATEGIE GLOBALE

La stratégie globale consiste en :

- **Conception et fabrication** des sources et des équipements pour minimiser l'attractivité et maximiser la sécurité.
- **Gestion des sources** seulement dans un cadre réglementaire clair et strict dans le but de :
 - Prévenir la production non autorisée de matières radioactives;
 - Déterminer la validité d'un achat;
 - S'assurer de l'habilitation du personnel.
- **Prévention** du détournement de sources radioactives. Ceci peut inclure des mesures pour:
 - Dissuader les accès non autorisés aux sources et aux lieux de stockage ;
 - Détecter toute tentative d'accès non autorisé;
 - Retarder les accès non autorisés ou les tentatives de vol;
- **Détection** du vol ou de la perte de sources radioactives afin d'initier aussi tôt que possible les mesures de récupération.
Ceci peut inclure :
 - Des mesures de suivi et de comptabilité;
 - Des alarmes ou d'autres moyens de détection.
- **Mesures pour récupérer** des sources perdues ou volées.
- **Prévention** de l'utilisation des sources à des fins non autorisées.
- **Minimisation** des conséquences d'une utilisation malveillante. [68].

VII-5. DISPOSITIF DE RADIOPROTECTION

VII-5-1. RESPONSABILITE

VII-5. 1.1. DETENTEUR DE L'AUTORISATION

❖ TITULAIRE DE L'AUTORISATION

Le titulaire de l'autorisation doit :

- Met en place et encourage une culture de sûreté dans son organisation;
- Fournie les moyens de protection : dosimétrie, détection,
- Est responsable des utilisations de radio-isotopes et des sources de rayonnements de son entreprise;
- Informe régulièrement le COMENA;
- Doit s'assurer que les utilisations des sources de rayonnements sont conformes à la réglementation et aux guides de sûreté en vigueur;
- Doit s'assurer que l'environnement de travail est sûr ;
- Nomme un responsable de la radioprotection (RPR);
- Est responsable de la formation dispensée aux travailleurs exposés;
- Prépare le programme de radioprotection et de sûreté.
- Assure la protection des membres du public. [37].

❖ RESPONSABLE DE LA RADIOPROTECTION

Le responsable de la radioprotection doit:

- Avoir suivi une formation appropriée et avoir une expérience pertinente;
- Avoir la possibilité de stopper toute activité jugée dangereuse;
- Être séparé de l'utilisation ;
- Aider l'entreprise dans sa démarche de mise en conformité de l'installation à la réglementation;
- Assister le détenteur de l'autorisation dans la définition et la mise en place du programme de radioprotection et de sûreté[37].

❖ MEDECIN DU TRAVAIL

Le médecin du travail :

- Vérifie l'aptitude, au recrutement, à travailler sous rayonnements;
- Assure le suivi médical périodique;
- Tient le registre des résultats de dosimétrie. [37].

❖ MANIPULATEUR

Le Manipulateur doit :

- Avoir suivi une formation et ou avoir les compétences requises par le COMENA;
- Avoir obtenu leurs diplômes et certificats auprès d'organismes de formations reconnus par le COMENA;
- S'assurer qu'ils utilisent les sources de rayonnements conformément aux procédures;

- la protection des travailleurs demeure une priorité :
- Tous les travailleurs doivent être informés des risques potentiels;
- La présence des sources de rayonnements doit être signalée. [37].

❖ FABRICANTS ET FOURNISSEURS

Les fabricants et fournisseurs doivent:

- Distribuer des équipements conformes aux normes sécurités nationales/internationales ;
- Fournir des instructions d'utilisation et de maintenance détaillées, dans la langue parlée par les opérateurs;
- Doivent rechercher la cause des problèmes liés à l'utilisation des appareils et apporter les actions correctives nécessaires;
- Doivent proposer un support technique adapté. [37].

VII-5-2. AUTORISATION

VII-5-2-1. OBJECTIFS

Comprendre le processus d'autorisation et les procédures nécessaires à sa mise en place. [37].

VII-5-2-2. DEMANDEUR DE L'AUTORISATION

La réglementation définit les responsabilités de la personne physique ou morale:

- Elle doit notifier au COMENA son intention d'utiliser une source radioactive;
- Elle doit demander un visa d'importation au COMENA ;
- Elle doit demander une autorisation. [37].
-

VII-6. CONCEPTION DES MESURES DE SECURITE

VII-6-1. STRATEGIE

❖ *DISSUASION*

(Confidentialité, habilitation, culture de sécurité, assurance de la qualité, ...)

❖ *PROTECTION*

(Mesures administratives et techniques)

- Détection
- Délai
- Réponse

❖ *PLANS D'URGENCE*

(Matières, mitigation, procédures d'urgence en cas de rejet radioactif, ...)[68]

VII-6-2. APPROCHE GENERALE

Basée sur les conséquences potentielles (Catégorisation des sources), le TEC-DOC-1355 propose des mesures de sécurité génériques (Groupes de sécurité). (Approche prescriptive)

Pour certaines sources, l'évaluation de l'efficacité des mesures de sécurité contre des menaces de référence (DBT) permet de renforcer, si nécessaire, les mesures existantes. (Approche basée sur la performance du système). [68]

VII-6-3. APPROCHE PRESCRIPTIVE

L'approche prescriptive est composée de quatre Groupes de sécurité qui sont :

- **Groupe de sécurité A:** Mesures pour dissuader et détecter en temps réel l'accès non autorisé et l'acquisition de sources radioactives. Ces mesures doivent fournir un délai suffisant pour que l'intervention des forces de sécurité soit possible ;
- **Groupe de sécurité B:** Mesures pour dissuader et détecter en temps réel l'accès non autorisé et l'acquisition de sources radioactives ;
- **Groupe de sécurité C:** Mesures pour dissuader l'accès non autorisé et vérifier périodiquement la présence des sources ;
- **Groupe de sécurité D:** Mesures pour s'assurer de l'utilisation sûre des sources, le protéger comme un objet de valeur et s'assurer périodiquement de sa présence[68].

Tableau VII.7 : Groupes de sécurité Résumé. [68]

Groupe A	Groupe B	Groupe C	Groupe D
Mesures de sûreté et gestion comme un objet de valeur			
Dissuasion des accès non autorisés			
Détection en temps réel des accès non autorisés		Vérifications périodiques de la présence de la source	
Détection en temps réel du vol de la source			
Retarder le vol jusqu'à l'intervention			

Tableau VII.8 : Association des sources aux groupes de sécurité. [68]

Groupe sécurité	Catégories des Sources	
Groupe A	1	Générateurs Thermoélectriques de radio-isotopes (GTRs) Irradiateurs, Téléthérapie
Groupe B	2 3	Radiographie Industrielle Curiethérapie à fort/moyen débit de dose Jauges industrielles (ex: jauge de niveau, conveyor), Well logging gauges
Groupe C	4	Curiethérapie à faible débit de dose. Jauges d'épaisseurs. Jauges portables (humidité & densité). Densitomètres, paratonners
Groupe D	5	Curiethérapie à faible débit de dose oeil-plaques et implants permanents dispositif de rayons X de fluorescence et capture électronique

VII-7. TYPES DE MESURES DE SECURITE

Deux types de mesures de sécurité peuvent être utilisés de manière complémentaire pour protéger les sources radioactives.

- Mesures administratives ;
- Mesures techniques.

VII-7-1. MESURES ADMINISTRATIVES

Les Mesures Administratives prises sont entre autre :

- Suivi et comptabilité périodique des sources. ;
- Inventaire ;
- Utilisation de scellés ;
- Contrôles d'accès, incluant des moyens de détection d'intrusion ;
- Procédures de gestion des clefs ;
- Surveillance par le personnel ou par des équipements vidéo. ;
- Culture de sécurité ;
- Programme d'Assurance de la Qualité. [68].

VII-7-2. MESURES TECHNIQUES

Une mesure technique fournit un délai contre l'accomplissement d'un acte malveillant :

- Clôture
- Mur
- Coffre
- Conteneur de transport
- Cadenas
- Sas
- Protection biologique, design de l'équipement, ... [68]

VII-8. PROGRAMME DE RADIOPROTECTION ET DE SURETE

Le demandeur (*la personne physique ou morale*) doit transmettre sa demande, incluant le *programme de protection et de sûreté* qui doit :



Figure VII.13 : Programme de Radioprotection et de Sûreté. [37]

La demande d'autorisation doit préciser clairement la localisation des sources de rayonnements dans l'installation et inclure :

- Les experts qualifiés doivent fournir un rapport certifiant que l'installation est conforme aux débits de doses réglementaires et que le principe ALARA a bien été pris en compte [37].

VII-8-1. SYNERGIES SURETE/SECURITE

Les synergies de sûreté / sécurité sont tels :

- Résistance intrinsèque de l'équipement (design, protection biologique..);
- Capacité de détection (procédures opérationnelles,) ;
- Existence d'un Plan d'urgence ;
- Economie de ressources, optimisation du système existant. [68].

VII-8-2. PROCEDURE EN CAS DE MENACES PRECISES

La Procédure en cas de menaces précises est :

- Seulement pour les sources des groupes de sécurité A et B ;
- Rôle des services de renseignement et des forces de police locales ;
- Procédures de protection spécifiques définies à l'avance (limitation de mouvement, d'utilisation, surveillance renforcée, ...) ;
- Augmentation temporaires des mesures de sécurité Développement de plans d'urgence spécifiques. [68].

VII-8-3. MESURES DE SECURITE EN COURS DE TRANSPORT

Parmi les mesures de sécurité en cours de transport :

- Le TECDOC-1355 propose des recommandations de base, incluant quelques exemples ;
- Insiste sur la nécessité de performance égale des mesures de sécurité lors de l'utilisation, le stockage ou le transport des sources ;
- Publication AIEA dédiée au transport[68].

VII-9. RADIOPROTECTION DES TRAVAILLEURS

VII-9-1. OBJECTIFS

Comprendre les éléments et concepts essentiels pour évaluer les doses susceptibles d'être reçues par les travailleurs liées à l'utilisation de jauges et à la pratique de la gammagraphie. [37].

VII-9-2. PARTIES RESPONSABLES [BSS I.5]

Les employeurs et titulaires d'autorisation doivent s'assurer, pour tous les travailleurs exposés ou potentiellement exposés, que:

- Des dispositions de protection adaptées (installations, équipements, services) sont fournies;
- Les équipements de protection et les appareils de mesures fournis sont correctement utilisés;
- Leur formation est adaptée, périodique et régulièrement mise à jour.
- Leur exposition est limitée et optimisée; [37].

VII-9-3. LIMITES DE DOSES

Les limites de doses sont représentées dans le tableau ci-dessous :

Tableau VII.9 : Limites de doses effectives. [37]

Limites de doses effectives	
20 mSv/an	
50 mSv sur une période de 12 mois	
Limites de doses équivalentes	
Rétine	150 mSv/an
Peau	500 mSv/an

VII-9-4. CLASSIFICATION DES ZONES

Les zones sont classées comme suit :

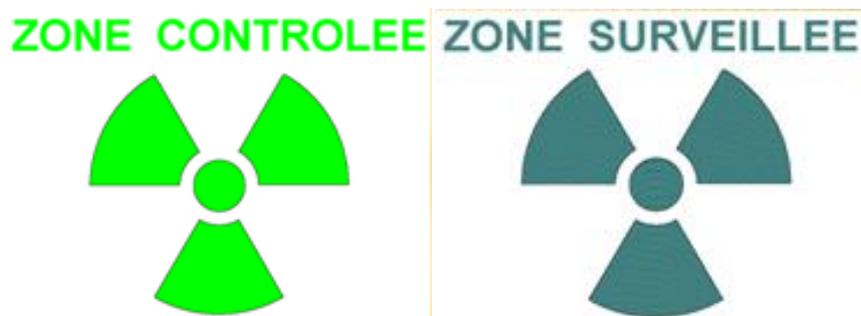


Figure VII.14 : Classification des zones (zone contrôlée et zone surveillée). [37].

Art. 26. L'utilisateur doit définir autour de la source de rayonnements ionisants dont il a la responsabilité :

- Une zone contrôlée, dont l'accès est réglementé pour des raisons de protection radiologique, dans laquelle les travailleurs sont susceptibles de dépasser, dans les conditions normales de travail, les trois dixièmes (3/10) de l'une des limites de dose fixées par l'article 18 ci-dessus ;

- Une zone surveillée, dans laquelle les travailleurs sont susceptibles de dépasser, dans les conditions normales de travail, un dixième (1/10) de l'une des limites de dose fixées par l'article 18 ci-dessus. Lorsqu'il existe une zone contrôlée, la zone surveillée lui est contiguë. [37].

Le RRP doit procéder au classement des zones :

Les zones contrôlées doivent inclure:

- Les zones à proximité des générateurs fixes ou portables et exposées aux faisceaux directs des appareils; [37].

- La signalisation doit être rédigée dans la langue parlée :



Figure VII.15 : classification des zones (zone contrôlée)

VII-9-5. MESURE DU DÉBIT DE DOSE DANS LES LIEUX DE TRAVAIL

La mesure du débit de dose dans les lieux de travail s'effectue selon :

- Un programme de suivi du débit de dose dans les lieux de travail est requis ;
- Les appareils de mesures doivent être en nombre suffisant, y compris en cas d'indisponibilité des appareils pour réparation ou maintenance;
- Les appareils doivent être adaptés aux mesures à réaliser et équipés de batteries efficaces et de rechange.
- Les appareils de mesures doivent être calibrés par un organisme reconnu par le COMENA avant leur 1^{ère} utilisation et à intervalles réguliers (une (01) année). [37].



Figure VII.16: Mesure des neutrons



Figure VII.17: Dosimètre électronique



Figure VII.18: Mesure des gammas



Figure VII.19 : Mesure de contamination

VII-9-6. DOSIMETRIE INDIVIDUELLE

La Dosimétrie individuelle s'effectue selon :

- Une dosimétrie passive (film) est obligatoire pour tous les travailleurs évoluant dans une zone contrôlée ;
- La fréquence des mesures est définie par le décret 05/117, elle est mensuelle;
- L'organisme en charge de la dosimétrie doit être **reconnu par le COMENA [37]**.



Figure VII.20: Dosimétrie individuelle.

Qui doit avoir un dosimètre ?

- Toutes les personnes manipulant des sources de rayonnements, y compris celles en charge de la Cependant, une dosimétrie personnelle est envisagée pour les personnes en charge de l'installation et de la maintenance ;
- Cependant, une dosimétrie personnelle est envisagée pour les personnes en charge de l'installation et de la maintenance de la jauge ;
- Les travailleurs utilisant des jauges de mesure de la densité et de l'humidité doivent être équipés de systèmes de mesure des photons et des neutrons calibration et de la maintenance [37].

VII-9-7. PROGRAMME DE CONTROLE DES LIEUX DE TRAVAIL

Le Programme de contrôle des lieux de travail permet :

- Les débits de doses ambiants;
- D'évaluer les expositions potentielles;
- De vérifier la classification des zones réglementées. [37].

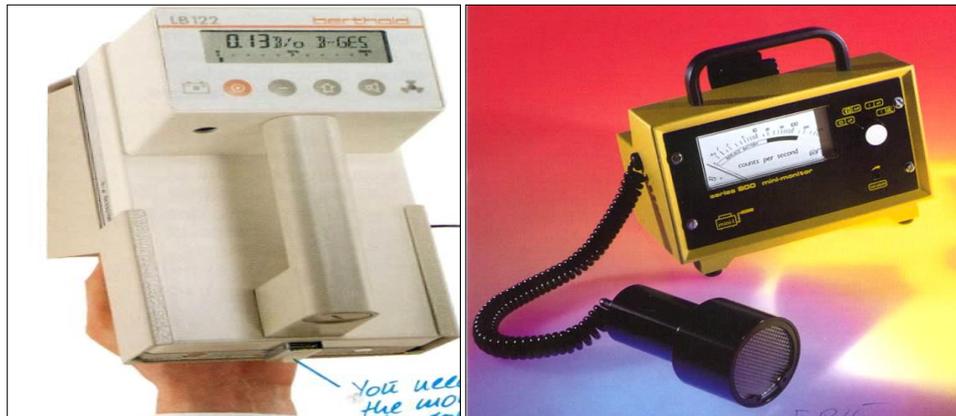


Figure VII.21 : Appareils de contrôle des lieux de travail

VII-9-8. SURVEILLANCE DE LA SANTE DES TRAVAILLEURS_[Décret 05-117]

Art. 35. Les travailleurs de la catégorie A doivent faire l'objet d'une surveillance médicale particulière comprenant :

1. Un examen médical approprié avant toute affectation à un poste de travail ;
2. Des examens médicaux périodiques dont la fréquence et la nature sont
3. Définies par la réglementation en vigueur ;
4. Des examens nécessaires en cas d'exposition et/ou de contamination[68].

Les résultats issus de la surveillance de la santé doivent demeurer confidentiels et conservés selon des procédures approuvées par la réglementation.

Art. 39. Pour les travailleurs de la catégorie A, les résultats des mesures d'exposition et de contamination ainsi que les résultats des examens médicaux doivent être conservés pendant la durée de vie de l'intéressé et, en tous cas, pendant au moins trente (30) ans après la fin de la période d'exposition aux rayonnements ionisants[68].

VII-10. CONCLUSION

Ce chapitre nous fait mieux comprendre ce qu'est la radioprotection et la sécurité contre les rayonnements ionisants, nous avons constaté que les objectifs de sécurité ne peuvent être atteints que par:

- **Un cadre législatif et réglementaire adéquat incluant :**
 - Contrôle des sources (Inventaires, suivi, comptabilité,...) ;
 - Intégration de prescriptions de sécurité dans la réglementation ;
- **La mise en œuvre effective de mesures de sécurité au travers :**
 - Mesures techniques et administratives ;
 - Optimisation des synergies sûreté/sécurité.

**CHAPITRE VIII : APPLICATIONS
INDUSTRIELLES**

CHAPITRE VIII : APPLICATION INDUSTRIELLE

VIII-1. INTRODUCTION

Depuis la découverte, à la fin du XIX siècle, d'abord des rayons X par ROENTGEN en 1895 et de la radioactivité naturelle par BECQUEREL en 1896, puis la découverte de la radioactivité artificielle par F. et I. JOLIO-CURIE en 1934, les applications pratiques des sources de rayonnement ne cessent de se développer. Toutefois, c'est la mise en service de la première pile atomique par FERMI, en 1941, qui a véritablement donné le départ des applications des radioéléments dans l'industrie et la médecine (radiologie).

Les applications impliquant des rayonnements ionisants :

- Applications médicales (Diagnostic, thérapie) ;
- Applications industrielles (Contrôles non destructifs, aéroport, irradiation d'objets d'art, stérilisation etc...) ;
- Activités électronucléaires (Centrales nucléaires) ;
- Activités de recherche (Caractérisation structurale, biologie, biochimie etc...).

Les applications industrielles des rayonnements ionisants se sont développées de façon très importante durant ces vingt dernières années. Pour illustrer ce propos, on peut noter (Figure VIII. 1) que le nombre de personnes autorisées à détenir des radioéléments artificiels a pratiquement doublé pendant cette période et que le nombre de demandes de fournitures de radioéléments sous forme de sources non scellées a été multiplié par 5. Ces dernières années, le nombre d'utilisateurs est voisin de 5 000 et le nombre de livraisons se situe autour de 200 000 par an. [29]

- Demandes de fournitures sources non scellées,
- Personnes autorisées

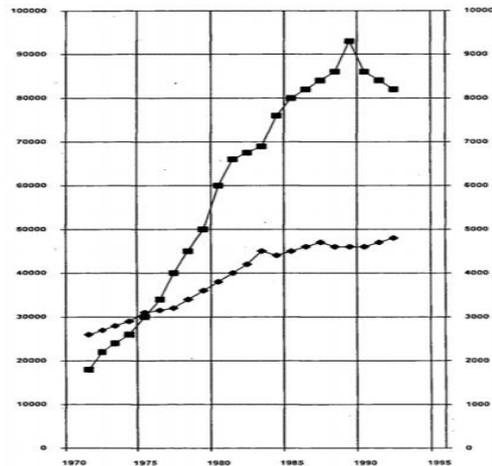


Figure VIII.1: utilisation des radioéléments artificiels

VIII-2. APPLICATIONS INDUSTRIELLES

Les générateurs de rayons X, bien que largement utilisés dans le secteur industriel pour réaliser des contrôles non destructifs, ne représentent pas, comme dans le domaine médical, une part prépondérante des sources de rayonnement utilisées. En effet, on ne compte que 735 appareils déclarés alors que les gamma-graphes, leur concurrents directs, sont au nombre de 850 et que, toutes spécialités confondues, les industriels utilisateurs de radioéléments artificiels sont plus de 3 600. Les accélérateurs industriels restent assez marginaux en nombre avec 16 installations déclarées.

Les techniques mettant en œuvre les générateurs de rayons X, les appareils de gammagraphie ou les irradiateurs gamma industriels ne seront pas décrites ici car elles sont suffisamment connues. Rappelons, cependant, leurs principales utilisations :

- Les générateurs X et les gamma-graphes sont utilisés pour les contrôles non-destructifs de pièces, de structures soudées ou d'ouvrages d'art ;
- Les accélérateurs sont utilisés en particulier pour la stérilisation de produits médicaux, la modification de propriétés de polymères, l'initiation de la polymérisation de résines, la stérilisation des aliments ;
- Les irradiateurs gamma sont essentiellement utilisés pour la conservation des aliments.
- Les autres applications mettant en jeu des radioéléments artificiels sont très nombreuses, aussi quelques exemples seulement en seront donnés ici. [29]

Ainsi les applications industrielles, suivant leur principe, peuvent être classées en quatre groupes principaux.

- 1- Les utilisations basées sur les propriétés d'absorption ou de diffusion des rayonnements ;
- 2- Les utilisations basées sur l'ionisation ;
- 3- Les tracteurs ;
- 4- Les traitements de matériaux.

Dans les Industries non nucléaires, les rayonnements ionisants sont utilisés pour des applications permanentes (sources fixes) ou ponctuelles (sources mobiles).

Tableau VIII.1 : Type de source radioactive et leur application

Type de source	Applications	Radioéléments/ générateurs utilisés	Activité (Bq)
Source fixe	- Détecteur de niveau dans capacité	Cobalt, césium	10 ⁹
	- analyse en continu : Densimètre Sulfuri-mètre	Américium, césium, curium	10 ⁹
	- Détecteurs de fumée	Américium	10 ⁴
	- Appareils de laboratoire de recherche et d'analyse : Cristallo-graphie, fluorescence X,...	Générateur de rayons X	10 ⁶
Source mobile	- Mesure d'épaisseur/ recherche de corrosion - contrôle de qualité de soudure - radiographie de circuit en service	{ Cobalt / iridium / césium Générateur de rayons X	10 ¹² -

VIII-2-1. UTILISATION BASEE SUR LES PROPRIETES D'ABSORPTION OU DE DIFFUSION

VIII-2-1-1. JAUGES RADIOACTIVES

Les jauges radioactives comprennent :

- 1- Une partie contenant les ou les sources radioactives appelée « *bloc émetteurs* » ;
- 2- Une partie contenant le détecteur de rayonnement et ses annexes appelée « *bloc récepteurs* ».

Ces deux parties sont, soit distinctes et indépendantes, soit rigidement solidaires ou même confondues.

Selon leur destination, les jauges peuvent être classées dans l'une des catégories suivantes :

A. MESURE DE NIVEAUX

Les mesures du remplissage des récipients au moyen de jauges radioactives s'imposent lorsque les procédés classiques utilisant des flotteurs ou des sondes ne peuvent être mis en œuvre, notamment pour les liquides corrosifs ou visqueux, les températures élevées, les milieux agités, les hautes pressions ainsi que pour les matières solides de remplissage et les produits à l'état fondu.

Les jauges de niveau présentent en effet l'avantage essentiel d'effectuer la mesure à travers la paroi du récipient sans liaisons mécaniques ou électriques avec l'intérieur de celui-ci.

Si l'on dispose sur le côté d'un récipient un bloc émetteur et à la même hauteur sur le côté opposé un bloc récepteur, et si l'on fait varier le niveau de remplissage à l'intérieur du récipient, on obtient, lorsque l'on franchit le niveau déterminé par le plan horizontal passant sur la source radioactive et le détecteur, une variation brusque de l'intensité de rayonnement recueillie par ce détecteur. Cette variation est due à l'absorption différente du rayonnement dans les deux milieux, au dessus et au dessous du plan du niveau.

Les rayonnements sont plus ou moins absorbés en fonction du niveau (liquides, solides pulvérulents) dans la capacité. L'activité de la source est déterminée de façon à ce que la dose de rayonnements reçue par le détecteur soit le minimum possible, même lorsque le réservoir est vide.

Le contenu porte-source est verrouillable de façon à occulter la source en cas de besoin.

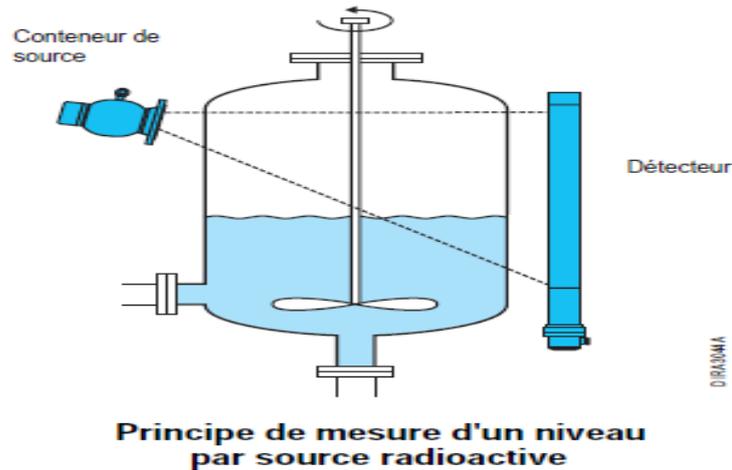


Figure VIII.2 : Conteneur porte source

La mesure de niveau par source radioactive, sans contact avec la paroi d'un réservoir, permet de remplacer les autres principes de mesure, difficilement utilisables en raison des conditions de mesure extrêmes :

- Température ou pressions élevées ,
- Produits très agressifs ;
- Produits toxiques ;
- Produits très visqueux ;
- Etc.

Les rayonnements sont plus ou moins absorbés en fonction du niveau (liquides, solides pulvérulents) dans la capacité. L'activité de la source est déterminée de façon à ce que la dose de rayonnements reçue par le détecteur soit le minimum possible, même lorsque le réservoir est vide.

Le contenu porte-source est verrouillable de façon à occulter la source en cas de besoin.

Pour des récipients dont les parois sont minces un émetteur bêta « β » tel que le strontium-90 ou le thallium-204 peut être utilisé.

Soit une source de rayonnement gamma et un détecteur sont disposés de part et d'autre du récipient dont on veut contrôler le niveau. L'intensité du rayonnement reçu par le détecteur diminue lorsque le contenu du récipient est situé entre la source et le détecteur, ce qui permet de déclencher les actions souhaitées, par exemple une alarme, l'arrêt du remplissage ou le déclenchement d'un processus de fabrication. Des systèmes plus élaborés permettent de réaliser des asservissements ou des alarmes de niveau haut et de niveau bas.

Les mesures de niveaux, faisant intervenir des sources radioactives, sont utilisées dans la mise en œuvre de processus très variés lorsque :

- Une grande précision dans la mesure du niveau est recherchée (embouteillage de boissons, de parfums) ;
- Les récipients sont opaques (industrie chimique, remplissage de réservoirs de gaz, remplissage de boîtes métalliques avec des boissons...) ;
- Les niveaux sont difficiles à apprécier par des moyens classiques (trémies de matières solides).

Les radioéléments les plus couramment utilisés pour ces applications sont le cobalt 60 et le césium 137 pour les matières denses et les fortes épaisseurs et l'américium 241 pour les embouteillages et les mises en boîte de liquide. Les activités vont de 1 GBq (27 mCi) d'américium 241 à quelques centaines de GBq (quelques curies) de cobalt 60. [29]

B.MESURE DES EPAISSEURS & DES DENSITES

Comme pour la mesure des niveaux la mesure des épaisseurs ou des densités par des jauges radioactives résous de difficiles problèmes de mesure en continu.

Les mesures effectuées par ce système ont en outre l'avantage de ne pas être destructives.

Si l'on dispose de part et d'autre d'une plaque de matière d'épaisseur et de densité d'un bloc émetteur et un bloc récepteur, le signal recueilli au détecteur sera évidemment fonction de cette épaisseur si la densité est constante ou fonction de cette densité si l'épaisseur est constante.

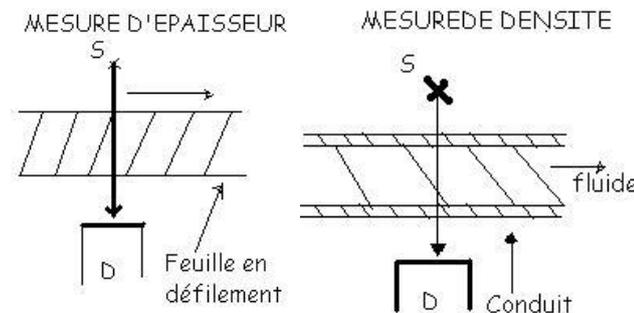


Figure VIII.3 : Représentation Schématique de mesures d'épaisseurs

Le type et l'énergie du rayonnement utilisé doivent évidemment être adaptés à la nature et l'épaisseur du matériau à mesurer.

Pour de faibles épaisseurs traversées on utilise les émetteurs beta tels que le strontium-90 le thallium-204, le krypton-85, etc...

Ces jauges à source bêta, les plus courantes, sont utilisées par la mesure du papier, des fibres plastiques, des tissus enduits, du caoutchouc, etc...

Pour des films très minces, des émetteurs alpha peuvent être utilisés : radium-226, américium-241.

Lorsque les épaisseurs sont plus importantes, (cas des métaux laminés), on utilise des émetteurs gamma tels que le cobalt-60 ou le césium-137.

La mise en place et l'emploi de jauges d'épaisseur ou de densité ne présentent générales pas de difficultés particulières.

Non seulement ces types de jauge permettent toute une gamme de mesures difficilement réalisables par les procédés classique mais, dans bien des cas elles conduisent à une notable économie sur le poids de matière première utilisée.

Pour Sources émettrices / générateurs, suivant le travail à réaliser et en particulier l'épaisseur du matériau à contrôler, on utilise les rayons X ou les rayons γ .

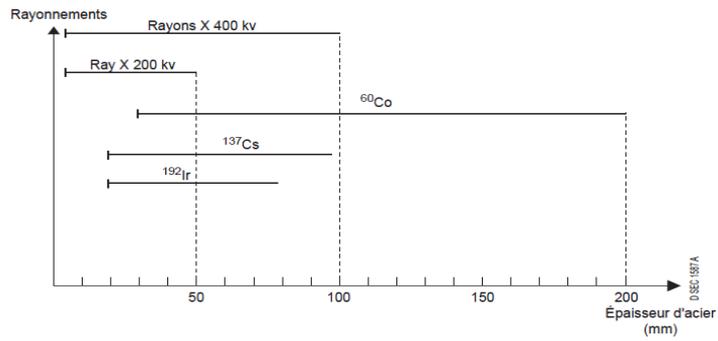
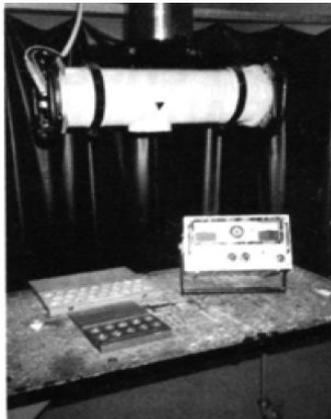
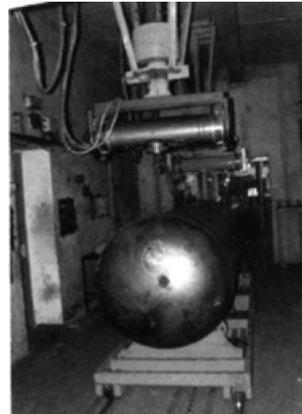


Figure VIII.4 : Épaisseur d'acier exploitable par différents rayonnements

« Générateur de rayons X »



« Radiologie X »



« Accélérateurs de particule »



« Générateur X pour cristallographie »



« Fluorescence X »

« Appareil pour radiographie »



Figure VIII.5 : Différents types d'appareils utilisant les sources radioactives

Hors utilisation, le tube radiologique n'est pas alimenté en énergie électrique et n'émet plus aucun rayonnement. Il ne présente donc plus aucun risque. La source est disposée à l'intérieur de l'appareil de radiologie gamma celui-ci, muni d'un dispositif de télécommande (avec verrouillage et signalisation), permet la sortie de la porte-source lors de la gammagraphie puis son retour en position de stockage.

Les mesures d'épaisseur sont réalisées à l'aide de matériels pouvant faire appel, suivant les applications, à deux techniques différentes :

- La transmission bêta ou gamma,
- La rétrodiffusion bêta ou gamma.

Dans le premier cas, la source et le détecteur sont de part et d'autre de la pièce à contrôler, dans l'autre ils sont du même côté. La mesure par transmission est la plus couramment utilisée. L'autre n'est généralement utilisée que lorsqu'il y a difficulté d'accès des deux côtés de l'échantillon ou qu'il s'agit de mesures d'épaisseurs de dépôts. Les radioéléments les plus fréquemment utilisés sont le cobalt 60, le krypton 85, le strontium 90, le césium 137, le prométhéum 147 et l'américium 241. Les activités peuvent varier de 1 GBq à quelques centaines de GBq, soit de quelques dizaines de milli-curies à quelques curies.

Le domaine d'application de chacun de ces radioéléments varie en fonction de la densité surfacique du matériau à mesurer :

- Prométhéum 147 : 1 à 15 mg • cm⁻² ;
- Krypton 85 : 5 à 100 mg • cm⁻²;
- Strontium 90 : 25 à 500 mg • cm⁻²;
- Américium 241 : 1 à 10 g • cm⁻²;
- Césium 137 : 1 à 100 g • cm⁻²;
- Cobalt 60 : 10 à 1 000 g • cm⁻².

Des variantes de ces techniques permettent de mesurer des densités de matériaux ou de réaliser des pesages de matériaux transportés sur des convoyeurs ou dans des tuyauteries alimentant des usines d'élaboration de produits divers dans l'industrie chimique, la sidérurgie ou les cimenteries. [29]

C. MESURE D'HUMIDITE ET DE DENSITE DES SOLS

Des sources d'américium-béryllium, émettrices de neutrons, et des sources de césium 137, émettrices de rayons gamma, sont utilisées pour déterminer la nature des sols en génie civil ou des sous-sols dans les activités de prospection.

Les neutrons émis par les sources *Am-Be* sont ralentis par les collisions avec les atomes légers présents dans le milieu, en particulier l'hydrogène. Leur détection permet de déterminer la présence d'eau ou d'hydrocarbures. La détection des rayonnements gamma émis par le césium permet de déterminer la densité du sol ou des roches. Les activités des sources de césium varient entre 1 GBq et quelques dizaines de GBq (quelques dizaines et quelques centaines de milli-curies) et celle de sources d'américium entre 1 GBq et quelques TBq (quelques dizaines de milli-curies et quelques dizaines de curies). [29]

Les jauges d'humidité utilisent les propriétés qu'ont les neutrons d'être ralentis ou capturés par l'eau ou les substances hydrogénées. Elles comprennent un bloc émetteur avec une source de neutrons rapides telle que les sources de radium/Béryllium de polonium/ Béryllium ou d'Américium/ Béryllium et un bloc récepteur.

Les blocs émetteur et récepteur sont généralement confondus, l'ensemble se présente sous la forme d'une sonde que l'on introduit à l'intérieur du matériau faisant l'objet de la mesure.

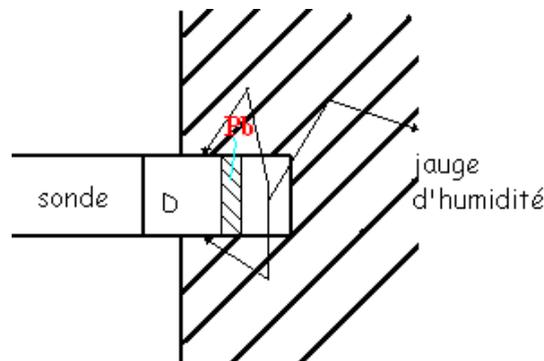


Figure VIII.6 : Représentation Schématique d'une jauge d'humidité

On peut, avec de telles jauges, mesurer la teneur en eau d'un matériau solide tel que le béton, la brique réfractaire, le sol, etc... ou la teneur en eau de matériaux pulvérulents, la mesure pouvant alors s'effectuer en continu avec asservissement. Un tel système est notamment utilisé sur les trémies ou conduits véhiculant des pulvérulents (exemple des cimenteries).

VIII-2-1-2. ANALYSEURS D'ALLIAGE PAR FLUORESCENCE X

Les analyseurs par fluorescence X sont très utilisés sur parc pour déterminer rapidement la composition des alliages et en faire le tri. Ils sont aussi utilisés en laboratoire pour le dosage d'échantillons, en particulier la recherche des impuretés, étant donné la grande sensibilité et la grande précision des appareils lorsqu'ils sont adaptés à un problème particulier. Ces appareils sont basés sur la détection des raies X caractéristiques des atomes dont la fluorescence est excitée par des photons de basse énergie. Les énergies des raies X détectées indiquent donc les éléments présents dans l'échantillon analysé tandis que les hauteurs des pics donnent les quantités présentes.

Les radioéléments les plus utilisés sont le fer 55 (47 % du parc), le cadmium 109 (33 %) . Le plutonium 238, l'américium 241 et le curium 244 ne représentent ensemble que 20 % du parc. L'activité maximale des sources est de 3,7 GBq (100 mCi). [29]

VIII-2-1-3. DETECTEURS A CAPTURE D'ELECTRONS

Les détecteurs à capture d'électrons sont abondamment utilisés en chromatographie en phase gazeuse. Le gaz provenant du chromatographe passe dans une chambre d'ionisation qui contient une source de nickel 63 ou de tritium, émetteurs de rayons bêta. Lorsqu'un composant ayant une forte affinité pour les électrons passe dans la chambre, le courant d'ionisation chute. L'activité maximale des sources utilisées est de l'ordre de 500 MBq (15 mCi environ) pour le nickel 63 et de 7,4 GBq (200 mCi) pour le tritium. [29]

VIII-2-1-4. UTILISATIONS DIVERSES DE RADIONUCLEIDES EN SOURCES SCHELLES

Quelques applications comme les détecteurs de fumée ou les tubes para-sur-tenseurs sont très répandues puisqu'elles concernent plusieurs centaines de milliers d'appareils vendus par an. Les détecteurs de fumée sont équipés d'une source d'américium 241 d'environ 37 kBq (1 uCi), qui est inoffensive, dans un appareil placé au plafond d'une pièce. Toutefois, afin de garder ces appareils sous contrôle, la vente en est interdite au grand public. Les tubes para-sur-tenseurs, ou tubes à décharge, contiennent principalement des sources de tritium, prométhéum 147 ou cobalt 60. Ces tubes sont cédés librement sous réserve que leur activité soit inférieure à 37 kBq (1 uCi) pour le cobalt 60, 370 kBq (10 uCi) pour le prométhéum 147 et 9 250 kBq (250 uCi) pour le tritium.

Pour clore cette rubrique "divers" on doit signaler des applications toujours autorisées, mais dont la mise en service de nouveaux appareils est interdite. Il s'agit des paratonnerres équipés de sources radioactives, radium ou américium 241, et des stimulateurs cardiaques contenant une source de plutonium 238. Ces interdictions ont été prononcées en application du "principe de justification" qui indique que les risques encourus par l'utilisation de la radioactivité doivent être largement compensés par les avantages procurés.

Or, l'efficacité des paratonnerres radioactifs n'a jamais pu être démontrée et les piles "classiques" des stimulateurs cardiaques ont fait tellement de progrès que l'utilisation du plutonium n'est plus justifiée. [29]

VIII-2-1-5. UTILISATION DE RADIONUCLEIDES EN SOURCES NON SCHELLES

L'utilisation des sources non scellées dans le domaine non médical est excessivement variée tant en recherche que dans les applications industrielles ou des sciences de la terre. Utilisées comme marqueurs, elles permettent de réaliser aussi bien des études d'hydrologie, des contrôles de procédés dans l'industrie chimique, des suivis d'usure de pièces mécaniques ou des recherches de fuites de canalisations. Ces exemples montrent la diversité des applications dont il est clair que les seules limites sont l'imagination des 676 utilisateurs actuellement autorisés, et les contraintes imposées par la CIREA. [29]

VIII-2-1-6. REPARTITION PAR TYPE D'APPAREILS (HORS SOURCES NON SCHELLES)

Le tableau VIII.1 donne la répartition par type d'appareils utilisés dans le domaine non médical, c'est-à-dire hors application à l'homme. Les utilisations de sources non scellées pour des opérations de marquage sont trop diverses pour que l'on puisse aisément les classer en quelques rubriques représentatives. En outre, elles n'utilisent généralement pas des installations ou des outils spécifiques. [29]

VIII-2-2. RADIOGRAPHIE INDUSTRIELLE

La radiographie industrielle est un outil très utile pour le contrôle non destructif de matériel et/ou de structures pouvant affecter la sûreté d'installations industrielles (pétrochimie, structures métalliques, soudures,...) dont les défaillances pourraient avoir des conséquences néfastes sur le public, les travailleurs et l'environnement. La radiographie industrielle, qui met en œuvre des sources de rayonnements ionisants, est utilisée pour assurer un contrôle fiable. Lorsque la source de rayonnements utilisée est une source radioactive, on parle de gammagraphie.

L'emploi de sources radioactives d'activité relativement importante (quelques centaines de GBq ou TBq) et d'appareils RX émettant des débits de doses élevés n'est cependant pas sans risque si l'utilisation de ce matériel n'est pas réalisée dans des conditions optimales de sûreté. Les rayonnements générés peuvent en effet conduire à des niveaux d'exposition pouvant avoir des conséquences fâcheuses pour les travailleurs ou l'environnement.

C'est pourquoi, il est crucial que les entreprises effectuant ce genre de travaux, outre le respect des dispositions légales et réglementaires, disposent d'une gestion physique de qualité pour ces sources. Il est également important que les devoirs et les responsabilités de chacun des intervenants soient clairement définis et qu'une culture de sûreté et de sécurité soit bien imprégnée afin d'éviter des incidents et des accidents.[30]

VIII-2-3. L'UTILISATION DES RAYONNEMENTS DANS L'INDUSTRIE

VIII-2-3-1. ÉLABORATION ET TRAITEMENT DES MATERIAUX

L'irradiation provoque, dans certaines conditions, des réactions chimiques qui permettent l'élaboration de matériaux plus résistants, plus légers, capables de performances supérieures. C'est la chimie sous rayonnement, dont les applications sont nombreuses en médecine et dans l'industrie (par exemple isolants, câbles, gaines thermo-rétractables dans l'industrie électrique...). [31]

Certain matériaux subissent, sous l'influence des rayonnements intenses, un accroissement de la charge de rupture et de la limite élastique.

Les rayonnements ont ici une certaine parenté avec l'écrouissage ;

Les matériaux plastiques, notamment, subissent des transformations de leur apparence, de leur résistance, de leurs solubilités ;

Les rayonnements intenses permettent des oxydations, polymérisations, vulcanisations, catalyses, etc....

La stérilisation peut avoir des buts médicaux (stérilisation de produits pharmaceutiques, instruments de chirurgie).

En agronomie, elle permet le blocage de la germination.

Dans l'industrie alimentaire elle permet la conservation des aliments.

VIII-2-3-2. RADIOGRAPHIE ET NEUTRONOGRAPHIE

On peut voir à travers la matière, en utilisant des sources de rayonnements ou de particules :

La radiographie industrielle (X ou gamma) est très utilisée en chaudronnerie, pour l'analyse des soudures, dans les constructions navales, pour le pétrole, en pétrochimie, dans l'aéronautique, pour la construction des centrales nucléaires, dans le génie civil (charpentes métalliques, structures en béton précontraint...). Ces examens radiographiques consistent, comme en médecine, à enregistrer l'image de la perturbation d'un faisceau de rayonnements X (ou gamma) provoquée par l'objet à contrôler. Ils permettent sans détruire le matériau de repérer les défauts.

Les rayonnements X servent aussi à visualiser les objets contenus à l'intérieur des bagages dans les aéroports. la neutronographie, pour certains types d'examens, se sert des neutrons comme source de rayonnements. En effet, et contrairement aux rayons X, les neutrons peuvent aisément traverser des matériaux de forte densité (tels l'acier et le plomb) et sont très bien adaptés à l'imagerie des matériaux riches en hydrogène. Par exemple, la neutronographie permet de voir l'arrangement et la continuité d'une poudre explosive à travers une paroi en acier. Ainsi, la qualité des dispositifs pyrotechniques utilisés dans la fusée Ariane est contrôlée au CEA par cette technique. Loin d'être concurrents, la radiographie X et la neutronographie sont complémentaires. [31]

VIII-2-3-3. JAUGES RADIOMETRIQUES

Les jauges radiométriques utilisent des sources radioactives scellées, émettrices de rayonnements gamma, de particule bêta ou de neutrons. Elles servent au contrôle des niveaux de remplissage, à la mesure des densités de fluides dans les canalisations, à la mesure des épaisseurs ou des grammages (de la feuille de papier aux tôles d'acier), à l'analyse des minerais et des alliages... [31]

VIII-2-3-4. PROPRIETAIRE D'APPAREILS INDUSTRIELS A RAYONS X

On ne peut acquérir que les appareils conformes à la Loi sur les dispositifs émettant des radiations. Le propriétaire d'un appareil industriel à rayons X est en dernier ressort, responsable de la sécurité de son appareil en matière de rayonnement et de s'assurer qu'il est utilisé conformément à tous les lois et règlements, notamment les autres normes de sécurité (relatives à l'électricité ou aux explosifs par exemple) auquel il est soumis, afin de rendre sécuritaire son utilisation dans le lieu prévu à cet effet. Cette responsabilité exige que le propriétaire de l'appareil industriel à rayons X ait pris un engagement sérieux en matière de sécurité, engagement démontré par la mise en place d'un programme de radioprotection. [32]

Le propriétaire devra nommer un agent de radioprotection qui supervisera et mettra en place un programme de radioprotection pour chaque installation dans laquelle on effectue de la radiographie industrielle et il devra consacrer des ressources financières et physiques adéquates pour que le titulaire puisse s'acquitter de ses responsabilités et de ses tâches. En vertu de sa nomination, l'agent de radioprotection désigné pour une installation est habilité à entreprendre la supervision nécessaire des activités de radioprotection, à faire cesser les pratiques non sécuritaires, à imposer des directives de sécurité et à appliquer les interdictions prescrites par l'autorité réglementaire en vertu du présent code de sécurité.

Un agent de radioprotection devra être un radiographe industriel détenant une certification en essai non destructif de niveau 1 ou supérieure.

Avant que l'on utilise un appareil à rayons X industriel, dans une installation soumise à la réglementation fédérale, son propriétaire devra vérifier que l'appareil est dûment enregistré, et qu'il détient une confirmation valide de cet enregistrement. Toute installation fédérale dans laquelle on utilise un appareil à rayons X industriel sans une confirmation valide de son enregistrement viole la loi. [32]

VIII-2-3-4-1. AGENT DE RADIOPROTECTION

Avant d'acquérir un appareil à rayons X industriel, l'agent de radioprotection devra avoir reçu une confirmation écrite de la part du fabricant de l'appareil ou de son agent commercial autorisé que le produit est conforme aux dispositions de la loi sur les dispositifs émettant des radiations. La responsabilité de démontrer que l'équipement est conforme aux exigences réglementaires revient au fabricant.

On ne peut se porter acquéreur que des produits qui sont conformes aux exigences de la loi sur les dispositifs émettant des radiations. L'agent de radioprotection doit s'assurer que :

- L'appareil à rayons X industriel et les installations dans les quelles il sera utilisé sont conformes à toutes les exigences en vigueur en matière de réglementation sur la radioprotection et la sécurité formulées dans le présent code, en plus de se conformer à toutes les normes applicables (par exp en matière d'électricité et d'explosifs) ;

- Que l'on effectue la radiographie industrielle en suivant les procédures de sécurité normalement utilisées ;

- L'agent de radioprotection doit s'acquitter des fonctions suivantes :

- Enregistrer tous les appareils à rayons X industriels auprès de l'autorité réglementaire, obtenir une confirmation valide de cet enregistrement et l'afficher de façon évidente dans l'installation. Lorsque l'appareil est placé dans une installation permanente ou conservé dans une salle spécialisée, fermée à clé, on pourra simplement afficher cette confirmation d'enregistrement sur le mur près de la porte principale menant à cette structure. Lorsqu'une installation possède des appareils à rayons X industriels utilisés à l'extérieur, on demandera au radiographe industriel qui les utilisera de se munir de la documentation appropriée qui attestera qu'ils sont bien enregistrés. Il est interdit d'utiliser des appareils non enregistrés;

- Produire ou étudier toutes les procédures relatives à l'ALARA et d'intervention en cas d'accident radiologique ou une surexposition, et de les déposer aux fins d'examen par l'autorité réglementaire ;

- S'assurer de la disponibilité de tous les appareils ou matériaux utilisés pour la protection ou la sécurité et qui exigent les procédures d'ALARA, ou d'intervention en cas d'accident radiologique ou de surexposition ;

- S'assurer que tous les appareils à rayons X industriels utilisés dans l'installation soient soumis à un programme d'entretien régulier ;

- Avertir par écrit les autorités réglementaires de la non-conformité d'un appareil à rayons X industriel aux exigences de ce code de sécurité, lorsque cette non conformité est constatée après l'installation de l'équipement ou lors de son utilisation. Cet avis écrit devra donner les détails de cette non-conformité ;

- S'assurer que l'autorité réglementaire examine les plans de toute nouvelle installation permanente ou de modifications à une installation permanente existante, avant le début des travaux de construction ou de modification ;
 - Communiquer avec le personnel responsable de la construction de nouvelles installations permanentes ou de la modification d'installations existantes et le consulter, de façon à s'assurer que les installations seront conformes aux exigences réglementaires et qu'on y incorporera les recommandations de l'autorité réglementaire ;
 - Organiser les évaluations sur place associées aux tests qui précèdent la mise en œuvre des installations permanentes ;
 - Identifier les zones contribuées et les zones surveillées de l'installation ;
 - Se procurer un radia-mètre étalonné et fonctionnel pour chaque installation où l'on utilise un appareil à rayons X industriel. Ces radia-mètres devront avoir été étalonnés par un laboratoire national d'étalonnage du rayonnement ionisant (par ex. le conseil national de recherches du Canada à Ottawa, le National Institute of standards and technology aux États-Unis) ou encore un laboratoire dont la compétence en matière d'étalonnage aura été certifiée par un laboratoire national. On devra effectuer cet étalonnage à plusieurs énergies, afin de couvrir toute la gamme des énergies de photons produits par l'appareil à rayons X qui sera utilisé. On devra procéder à cet étalonnage annuellement ou chaque fois que le radia-mètre aura été entretenu ou réparé. On devra conserver à l'installation, le dossier des résultats de ces étalonnages des radia-mètres. Chaque installation devra posséder un radia-mètre de réserve, fonctionnel et étalonné tel que décrit dans ce paragraphe ;
 - Examiner au besoin et modifier les procédures opérationnelles relatives à la protection et à la sûreté afin de s'assurer que l'exposition réellement subie par les radiographes industriels est aussi basse qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) et que l'on excède pas les limites de dose pour le public ;
 - S'assurer que toute personne qui utilise un appareil à rayons X industriel pour faire de la radiographie est un radiographe industriel détenant la certification en essai non destructif de niveau 1 ou supérieure confirmèrent aux exigences de l'office des normes générales du Canada . Les personnes qui utilisent un appareil à rayons X industriel pour des travaux de radiographie de police ou de sécurité doivent également détenir une certification de niveau 1 ou supérieure confirmèrent aux exigences de l'office des normes générales du Canada ;
 - S'assurer que les personnes qui utilisent un appareil de soudage par bombardement électronique ont suivi une formation en radioprotection ;
 - S'assurer que les radiographes industriels et autres utilisateurs ont reçu une formation pratique sur l'utilisation correcte des appareils à rayons X et des radia-mètres présents dans l'installation et qu'ils ont également reçu une
 - formation sur les procédures opérationnelles d'atténuation du rayonnement au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) et les procédures de sûreté en vigueur dans l'installation ;
 - Effectuer un examen trimestriel des entrées du registre, signées et datées par les radiographes industriels où sont consignées les vérifications de sécurité périodiques effectuées sur les appareils à rayons X industriels, leurs composantes de sécurité et les accessoires de sécurité qui font partie de l'installation permanente ;
 - Prendre des décisions relativement à la réaffectation des fonctions des radiographes industrielles dont la grossesse est déclarée ou confirmée, afin que l'on ne dépasse pas les limites de dose des travailleuses enceintes, pendant toute la durée de la grossesse, et prendre des décisions relatives aux limites spéciales d'exposition des employées féminines dans la zone de travail. (IL est conseillé de consulter les autorités réglementaires.);
 - Organiser, au besoin, la formation et des séances d'information pour les radiographes industriels, les autres utilisateurs et le personnel associé, sur des questions et procédures de

radioprotection ainsi que conserver adéquatement le matériel pédagogique et une liste du personnel ayant reçu une formation ;

- Superviser les procédures de sécurité relatives aux travaux de radiographie industrielle dans un site temporaire, ou déléguer ces responsabilités à un agent de radioprotection ou son équivalent, tel que précisé à l'alinéa 3.3.2.3 du présent code de sécurité ;

- S'assurer que les personnes en formation en vue d'une certification en radiographie industrielle sont supervisées par un radiographe industriel ;

- Possèdent la certification appropriée et qu'elles suivent les mêmes procédures de protection, de sécurité et de surveillance des doses imposées aux radiographes industriels ;

- Elaborer et maintenir un système de suivi du personnel comprenant des examens périodiques des données de monitoring des doses reçues, des enquêtes sur les incohérences, l'entrée en vigueur d'actions correctives, en temps opportun, et la conservation de tous les documents et données afférents ;

- S'assurer qu'il y a un nombre suffisant de dosimètres passifs personnels pour les radiographes industriels, les autres utilisateurs et le personnel associé. S'assurer également que les dosimètres passifs personnels attribués à différentes personnes ne sont pas utilisés par d'autres ;

- Avant d'autoriser un travail de radiographie industrielle, obtenir les données de dosimétrie personnelles des radiographes industriels qui travaillent pour plusieurs employeurs et vérifier que leur limite de dose professionnelle annuelle n'a pas été déposée ;

- Enquêter sur les accidents radiologiques et les expositions anormales ou présumées et soumettre le rapport approprié à l'autorité règlementaire, dans un délai de cinq jours après l'incident

- S'assurer que les personnes exposées accidentellement au rayonnement ionisant reçoivent les soins médicaux appropriés ;

- S'assurer que le fabricant de l'appareil à rayons X industriel a formé et certifié le personnel chargé de son entretien et que celui-ci a lu et compris toutes les procédures de radioprotection en vigueur dans l'installation avant qu'il puisse procéder à l'entretien de l'appareil ;

- S'assurer que l'on a informé les personnes travaillant à proximité d'un endroit où on effectue de la radiographie industrielle des activités qui sont effectuées, des dangers potentiels et risques de radiation, des règlements en vigueur, des procédures de sécurité qui seront suivies, de la durée des travaux et de la façon de contacter l'agent de radioprotection avec lequel ils pourront s'entretenir des questions connexes au rayonnement ionisant et de leurs inquiètes. (On considère que ces activités encouragent une culture positive de la sécurité sur les lieux de travail.) ;

- Engager un examen des procédures de sécurité et s'assurer que l'installation se conforme aux exigences de ce code de sécurité, pendant la période au cours de laquelle l'installation utilise, possède ou entrepose l'appareil à rayons X industriel ;

- S'assurer que l'appareil à rayons X industriel est retourné à son fabricant pour son élimination ou, si celui-ci n'était plus en affaire, soit expédié à une entreprise avec laquelle le propriétaire de l'équipement aura signé un contrat visant la réalisation des activités précisées à l'article du présent code de sécurité et qui vise son évacuation sécuritaire.[32].

VIII-2-3-4-2. FABRICANT D'APPAREILS A RAYONS X INDUSTRIELS

Les fabricants d'appareils à rayons X industriels devront reconnaître que les appareils qu'ils produisent sont soumis à une réglementation fédérale au Canada . Les fabricants doivent s'assurer que leur produit est conforme à la Loi sur les dispositifs émettant des radiations avant de les importer, de les livrer ou de les vendre au Canada. Pour faciliter la vérification de la conformité de leur produit, les manufacturiers d'appareils à rayons X industriels ou leurs agents commerciaux devront :

- Avertir par écrit l'autorité réglementaire, Santé Canada, de leur intention de commercialiser un produit au Canada;
- Inclure dans cet avis écrit : une copie des documents publicitaires, des spécifications techniques, notamment les instructions relatives à l'installation, le fonctionnement, la sécurité, l'entretien, et l'élimination du produit en cause, si ces documents n'avaient pas déjà été transmis à l'autorité réglementaire;
- Fournir toute preuve à l'effet que le produit en cause est conforme aux exigences précisées à l'article du présent code de sécurité. Par la suite l'autorité réglementaire pourra évaluer le produit et donner une réponse à son fabricant. (Entre quatre et six semaines seront nécessaires pour l'évaluation et la réponse une fois que toute la documentation nécessaire et les pièces justificatives auront été reçues du fabricant.) Il est illégal d'importer, louer ou de vendre des appareils à rayons X industriels qui ne sont pas conformes à la Loi sur les dispositifs émettant des radiations. Toute violation de cette Loi constitue un acte criminel.

Si l'on détecte une non-conformité après l'achat ou l'installation d'un appareil à rayons X industriel, son fabricant ou son importateur devra apporter les changements nécessaires pour le rendre conforme, dans un délai de 30 jours après en avoir été avisé verbalement ou par écrit par son propriétaire ou l'autorité réglementaire.

Dans ce cas l'autorité réglementaire ordonnera au propriétaire de cesser l'utilisation de l'appareil tant qu'elle ne sera pas convaincue que les problèmes de non-conformité ont été résolus à sa satisfaction. Le fabricant est l'unique responsable de la formation sur l'entretien, la sécurité et la radioprotection qui s'appliquent à l'appareil à rayons X industriel et de l'émission des autorisations écrites appropriées aux personnes qui ont été formées pour l'entretien de l'appareil.[32]

VIII-2-3-4-3. PERSONNEL D'ENTRETIEN

Le personnel chargé de l'entretien des appareils à rayons X industriels dans une installation ou un autre lieu de travail devra :

- Fournir à l'agent de radioprotection de l'installation ou au gestionnaire du lieu de travail, selon le cas, la preuve qu'ils ont reçu la formation nécessaire pour effectuer l'entretien de l'appareil à rayons X industriel concerné ;
- Fournir à l'agent de radioprotection de l'installation ou au gestionnaire du lieu de travail, selon le cas, la preuve écrite qu'ils ont été autorisés par le fabricant de l'appareil à rayons X industriel à entretenir cet appareil ;
- Suivre toutes les règles de sécurité, notamment celles relatives au niveau aussi bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (principe ALARA) et les procédures d'intervention en cas d'accidents établies par l'installation ;
- Porter les dispositifs de surveillance du rayonnement reçus, tel que précisé dans le code de sécurité ;
- Reconnaître, qu'en vertu du présent code de sécurité, les limites de dose de travailleurs sous rayonnement s'appliquent dans leur cas ;
- S'assurer que la limite de dose professionnelle annuelle de 20 mSv n'est pas dépassée ;
- Déclarer toute condition non sécuritaire qui pourrait survenir pendant le fonctionnement de l'appareil à rayons X industriel dans un rapport écrit, signé et daté qui devra être déposé à l'agent de radioprotection de l'installation ou au gestionnaire du lieu de travail selon le cas.[32]

VIII-2-3-5. TECHNOLOGIES NUCLEAIRES AU PROFIT DE L'INDUSTRIE

Le radio-traitement est une alternative aux transformations chimiques pendant la production et le traitement industriels. Cette technique est notamment utilisée pour stériliser des produits médicaux et alimentaires et pour améliorer certaines caractéristiques, telle que la résistance ou la qualité, de matériaux naturels et synthétiques. Le radio-traitement permet aussi d'atténuer le caractère dangereux des effluents industriels.

Des applications nucléaires pour préserver le patrimoine : Le projet de coopération technique « Amélioration de la caractérisation, de la préservation et de la protection d'objets du patrimoine culturel » appuie le travail en réseau continu et la possibilité de formations de spécialistes d'établissements de science nucléaire et de conservation de 28 Etats membres participants de la région Europe. Les rayonnements de haute énergie peuvent agir en profondeur sur les propriétés biologiques ou chimiques des matériaux, un effet que l'on peut exploiter pour désinfecter les objets du patrimoine culturel et travailler à leur restauration. Contrairement aux méthodes chimiques ou physiques, l'irradiation ne laisse aucune trace sur les objets traités, qui, par ailleurs, ne deviennent pas radioactifs.

Autre exemple concret des applications industrielles des techniques nucléaires, les essais non destructifs par radiographie permettent de détecter des défauts internes, ce qui en fait des outils précieux pour le contrôle et l'assurance de la qualité. Cette technique permet de mesurer la corrosion, évaluer l'endommagement de structures ou localiser des dépôts dans des installations et équipements aussi divers que les oléoducs et les équipements lourds. Elle constitue donc un procédé indispensable pour maintenir la sûreté et les infrastructures industrielles dans les pays en développement.

L'industrie alimentaire de l'Uruguay : Le projet de coopération technique de l'Agence intitulé « mise en place d'une installation d'irradiation gamma polyvalent » vise à préparer l'Uruguay à l'introduction des techniques d'irradiation. Une installation de démonstration de l'irradiation à l'échelle semi-commerciale a été construite et est actuellement exploitée par le Laboratoire de technologie de l'Uruguay. Ce laboratoire travaille avec l'industrie nationale pour transférer des technologies au secteur commercial, en particulier dans l'industrie alimentaire.[33]

VIII-2-3-6. TECHNIQUES DE RADIOGRAPHIE INDUSTRIELLE

La radiographie industrielle est une méthode de contrôle non destructif consistant à réaliser des clichés radiographiques sur un matériau pour mettre en évidence une variation de quantité de matière en utilisant soit le rayonnement gamma émis par les radionucléides contenus dans une source scellée, soit les photons X émis par des générateurs électriques.

Les défauts d'inhomogénéité se traduisent par une variation de l'atténuation du rayonnement et par une variation du contraste sur la plaque photographique. Les domaines d'utilisation de la radiographie industrielle sont nombreux : contrôles des soudures en génie civil, dans les fonderies, les chaudronneries, les industries du pétrole et du gaz, les constructions mécaniques aéronautiques et navales, l'armement... [34]

VIII-2-3-6-1. GAMMAGRAPHIE

VIII-2-3-6-1-A. INTRODUCTION

La pièce à radiographier est placée entre la source de photons gamma et un film radiographique disposé dans une cassette souple ou rigide. Reliée à un porte-source, la source scellée émettrice de rayons gamma est placée en position de stockage et de transport au milieu d'une protection biologique adéquate (uranium appauvri et/ou plomb), limitant l'irradiation de l'opérateur (à titre d'indication, la norme NF M 60-551 indique la valeur maximale de 0.1 mGy/h à 1 mètre du projecteur). Après avoir connecté au projecteur la télécommande (manuelle ou automatique) et la gaine d'éjection, l'opérateur installe le film radiographique et procède au balisage de la zone de travail qui est déterminée en fonction de la nature et de l'activité de la source. Puis, il effectue le tir : la source vient se positionner à l'extrémité de l'accessoire d'irradiation. Après un temps de pose pouvant varier de quelques secondes à quelques heures (dépendant de la nature et de l'épaisseur du matériau à radiographier), l'opérateur commande le retour de la source dans le conteneur de stockage et l'enclenchement de plusieurs sécurités.[34]

Tableau VIII.2: Normes de construction des projecteurs de gammagraphie Pour la radioprotection

Classe de projecteur	Caractéristiques de l'appareil	Débit de dose absorbée max au contact dans l'air	Débit de dose absorbée max à 1m des parois
Projecteur de classe P	Projecteur portable conçu pour pouvoir être porté par une seule personne	1 mGy/h	0.1 mGy/h
Projecteur de classe M	Projecteur mobile ou portable, conçu pour pouvoir être déplacé facilement au moyen d'un chariot	2 mGy/h	0.1 mGy/h
Projecteur de classe F	Projecteur fixe ou de mobilité réduite aux limites d'une enceinte spécialisée	2 mGy/h	0.1 mGy/h
Projecteur de classe A	Projecteur spécial conçu pour des déplacements autonomes, ou non, dans des conduits tubulaires	Non prévu par la norme NF M60-551	

La gammagraphie présente au moins trois avantages (principe de justification)

- Un pouvoir de pénétration important et une large gamme d'utilisation selon l'activité et la nature de la source (de quelques millimètres d'alliages légers à 50 cm de béton par exemple) ;
- Un pouvoir de résolution très élevé qui peut rendre visible un défaut de soudure de 0.2 mm sur une tôle d'acier de 20 mm ;
- Une mobilité : les gamma-graphes sont des appareils transportables faciles à utiliser sur chantiers extérieurs ;
- Les radioéléments les plus couramment utilisés¹⁵ en gammagraphie industrielle sont :
 - L'iridium 192 (activité comprise entre 1.8 et 4.44 TBq) ;
 - Le cobalt 60 (activité de l'ordre de 0.3 GBq) ;
 - Le césium 137 (activité comprise entre 0.3 et 80 GBq).

En termes de radioprotection, les «données constructeur » à respecter pour les projecteurs sont fixées par le décret n°85-968 du 27 août 1985. Le tableau suivant reprend ces valeurs pour les quatre classes de projecteurs.

VIII-2-3-6-1-B. DEFINITION PRINCIPE

C'est la radiographie par rayons gamma.

Les sources de rayonnements gamma sont surtout du cobalt-60 ou de l'iridium-192 et, plus rarement, le césium-137, le thallium-170

Elles permettent en fonction de la propriété des rayonnements ionisants d'impressionner les pellicules photographiques, de radiographier des pièces métalliques, afin de révéler leur structure interne (comme on pourrait le faire avec des rayons X. mais de façon plus rapide et plus économique). La gammagraphie permet donc de mettre en évidence sur un film photographique l'ombre d'éventuels défauts de pièces manufacturées.

Sur les chantiers, les gamma-graphes utilisent des sources radioactives qui ont des activités importantes (Quelques curies à une certaine de curies).

Les risques sont importants, et des précautions spéciales doivent être prises, tant au niveau de la conception de l'appareil qu'au niveau de l'utilisation.

➤ **Sources Non Scellées**

En introduisant un radioélément en dose infinitésimale dans un produit, on peut suivre aisément ses déplacements à l'aide d'un détecteur. On utilise alors des sources de radioéléments non scellées.

Les applications des traceurs sont multiples :

- Etudes de cheminement souterraines ;
- Détection des fuites sur une canalisation enterrée ;
- Etc...

➤ **Stabilisation de La Tension d'amorçage**

Il est à noter que l'emploi des radioéléments naturels pour stabiliser la tension d'amorçage des éclateurs utilisés couramment sur les réseaux à haute tension de distribution.

Les sources utilisées sont des pastilles d'uranium naturel 0,3 microcurie par phase.

Les équivalents de dose ainsi définis sont les suivants :

▪ L'ouvrier sédentaire (magasiner) situé à 1,5m d'un stock de 300 pastilles pour une durée de 8 heures par jour et 200 jours par an est :

- **30 m.rem/ an (0,03 rem/ an)**

▪ L'ouvrier dont le poste de travail sera situé en haut de support pour le réglage des éclateurs ou la mise en place des sources à 50 cm de ces sources. Pendant 8 heures par jour et 200 jours par an :

- **8 m.rem /an**

▪ La personne séjournant au pied du support

<Imrem/ an
Dose (pratiquement nulle)

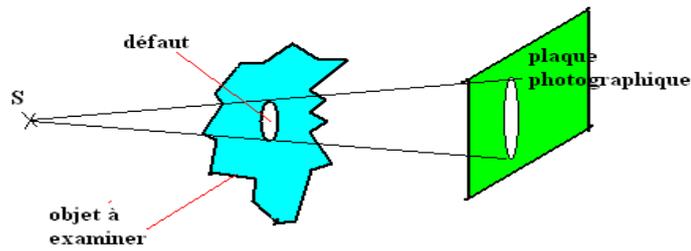


Figure VIII.7 : Représentation schématique de principes page 34

Autre représentation (celle du projecteur) :

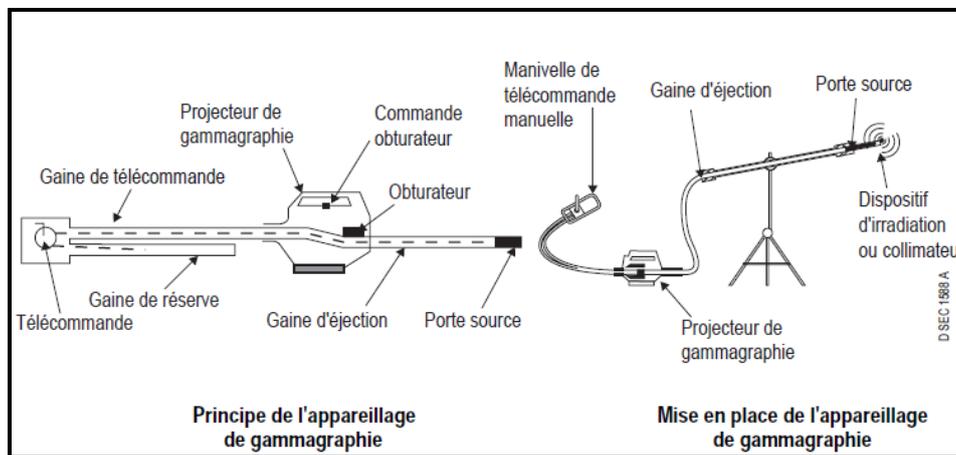


Figure VIII.8 : Représentation schématique de projecteur de la gammagraphie

Le collimateur permet de réduire la section du faisceau de photons gamma au strict minimum du besoin radiographique et entraîne une atténuation notable du rayonnement diffus.

Tableau VIII.3 : Atténuation avec un collimateur

Radioélément	Atténuation avec collimateur de 60°
Iridium 192	400
Césium 137	130
Cobalt 60	30

L'activité maximale des sources gamma est réglementée :

Tableau VIII.4 : Activité maximale des sources gamma

Source	Activité maximale (Bq)
Iridium 192	$3,7 \times 10^{12}$
Césium 137	$0,74 \times 10^{12}$
Cobalt 60	$0,74 \times 10^{12}$



Figure VIII.9 : Appareil radiologique gamma

Un appareil de gammagraphie est le plus souvent un appareil mobile pouvant être déplacé d'un chantier à l'autre et se compose principalement :

- D'un projecteur de source, servant de container de stockage quand la source n'est pas utilisée, et permettant son transport ;
- D'une gaine d'éjection et d'une télécommande destinées à déplacer la source entre le projecteur et l'objet à radiographier, tout en assurant la protection de l'opérateur qui se tient à distance de la source ;
- D'une source radioactive insérée dans un porte-source.

La source radioactivité est généralement placée dans un appareil appelé « *projecteur* » qui permet de la déplacer, de la mettre en position d'exposition lors du contrôle et de la centre dans sa protection en fin d'opération.

Une télécommande permet de guider le porte-source à travers un conduit depuis le projecteur jusqu'à la position du travail.

➤ ***Radiographie de circuits en service***

En radiographie de circuits en service, les rayonnements ionisants permettent de radiographier :

- Des circuits en service pour détecter des bouchages, des dépôts
- Des vannes manuelles, automatiques, des clapets pour détecter des détériorations internes, des blocages, ...

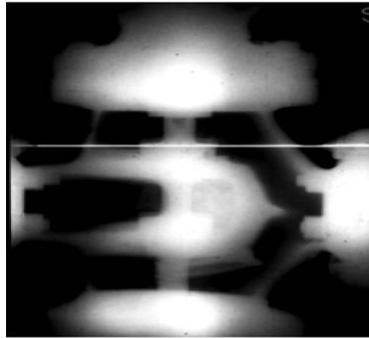


Figure VIII.10 : Radiographie d'une vanne automatique

VIII-2-3-6-1-C. PERMIS SPECIFIQUE DE GAMMAGRAPHIE

Tout travail autour d'une source radioactive doit être soumis à une autorisation de travail avec éventuellement un permis complémentaire.

Le permis spécifique de la gammagraphie permet de connaître :

- Le nom de l'opérateur radio ;
- Le lieu exact de l'intervention ("Zone de tir") ;
- La puissance de la source (Bq) ;
- La distance maximum entre l'emplacement de travail et le balisage, délimitant ainsi les zones balisées.

Cependant les obligations mentionnées dans le permis sont :

• ***Toute éjection de source*** ne doit pouvoir s'effectuer qu'après une opération manuelle de déverrouillage à l'aide d'une clé de sécurité.

• ***Le manipulateur de tir radio*** doit être en possession des documents suivants :

- Certificat d'Aptitude à la Manipulation d'Appareils de Radiographie Industrielle délivré pour 9 ans : option générateur électrique (X) ou appareil de radiographie (γ) ;
- Consignes de sécurité établies par la personne compétente de l'établissement ;
- Carte professionnelle de suivi médical valide 3 ans et revalidée au moins tous les 6 mois par le médecin du travail ;
- Autorisation de détention de la source ;
- Déclaration d'utilisation de source hors établissement ;
- Permis de travail.

• ***Le manipulateur de tir radio doit être équipé de :***

- Un film dosifilm individuel ;
- Un dosimètre ;
- Un détecteur sonore de rayonnement ionisant ;
- Un avertisseur sonore pour alerter toute personne pénétrant dans la zone surveillée intempestivement.

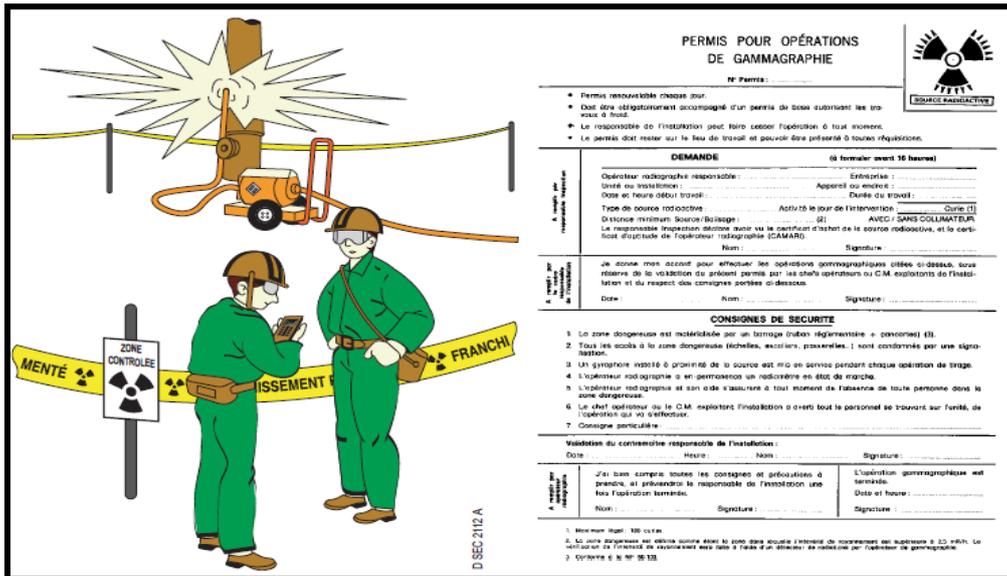


Figure VIII.10 : Zone balisé et permis pour opération de gammagraphie

VIII-2-3-6-1-D. PRECAUTIONS A PRENDRE POUR L'EMPLOIE DE SOURCE FIXE

Un dispositif permet *l'occultation* de la source avant intervention (démontage, ...). De même, *avant de pénétrer* dans une capacité dont le niveau est mesuré par une source radioactive :

- Occulter et verrouiller la source ;
- Démontez la source ;
- Vérifier l'absence de rayonnements résiduels au radia-mètre qui est un appareil de mesure de l'activité radioactive : il mesure des débits de dose ou plus généralement des débits d'équivalent dose, grâce à un compteur Geiger-Muller ; Il indique des $\mu\text{Sv/h}$.

Pendant l'opération de gammagraphie, *prendre en manuel* toutes les régulations dont le capteur est une source fixe (régulateur de niveau, de densité, ...). Sinon le procédé va être largement perturbé (les niveaux tombent à zéro, ...) vue la faible activité de ces sources.

VIII-2-3-6-1-E. CONDUITE A TENIR EN CAS D'ACCIDENT (Règles générales)

Le témoin d'une dispersion ou d'une dissémination de substance radioactive doit :

- Alerter la hiérarchie, la personne compétente et le médecin du travail ;
- En cas d'intervention sur les lieux de la contamination, prendre les mesures destinées à empêcher sa propre exposition

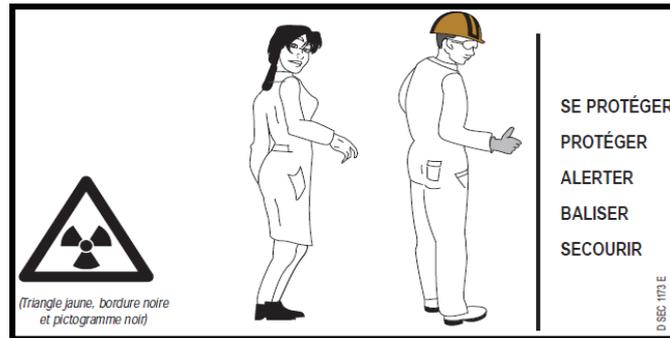


Figure VIII.11 : La personne compétente et le médecin du travail sont les personnes les plus à même pour intervenir dans ce genre de situation.

VIII-2-3-6-2. RADIOGRAPHIE PAR L'UTILISATION DE GENERATEURS ELECTRIQUES DE RAYONNEMENTS IONISANTS

Après l'accélération des électrons par une différence de potentiel (ddp de 50 à 400kV) entre deux électrodes, l'impact de ceux-ci sur l'anode entraîne une émission de rayonnements X. Le temps de pose varie entre quelques dixièmes de seconde et plusieurs dizaines de minutes suivant le matériau à radiographier et la tension délivrée par le GERIX. [34]

On distingue deux grands types d'utilisation :

- Les GERIX à poste fixe : ils sont utilisés dans des casemates d'irradiation pour la radiographie de pièces d'épaisseurs variables. Les sécurités réglementaires limitent en principe les risques d'accident;
- Les GERIX mobiles : Utilisés pour le contrôle radiographique sur chantiers, ils posent des problèmes de radioprotection notamment lorsque le balisage de la zone de tir est mal réalisé : des expositions accidentelles peuvent alors se produire non seulement pour l'opérateur mais aussi pour les autres travailleurs du chantier voire même le public environnant. Un respect impératif des consignes de radioprotection est par conséquent nécessaire. [34]

VIII-2-3-6-3. RADIOGRAPHIE X A L'AIDE D'ACCELERATEURS

Ces appareils, extrêmement puissants et lourds, sont utilisés en poste fixe dans des casemates généralement par des grandes industries de type Framatome. Par contre, des mini accélérateurs de rayonnements X sont mis progressivement sur le marché pour la radiographie des matériaux denses ou épais. De part les énergies délivrées (de l'ordre de 4 MeV), leur emploi implique un respect scrupuleux de la réglementation relative à la radioprotection. [34]

VIII-2-3-6-4. BETA GRAPHIE

La radiographie par électron est une technique utilisée pour le contrôle non destructif des feuilles minces de plastiques ou de papier. Généralement, cette technique met en œuvre les rayonnements bêta du carbone 14. Les risques d'irradiation par bêtagraphie sont faibles pour l'opérateur, de part les caractéristiques des rayons bêta peu pénétrants. [34].

VIII-2-3-6-5. JAUGES

VIII-2-3-6-5-A. JAUGES DE NIVEAU

Employées pour le contrôle des niveaux des réservoirs liquides et pulvérulents, le remplissage des cuves, les jauges de niveau sont très répandues. Ce sont des appareils à poste fixe constitués d'un bloc émetteur contenant une source radioactive scellée d'activité dépassant rarement 20 GBq et d'un bloc détecteur. Le faisceau de photons gamma émis par la source est atténué par la traversée de l'espace entre ces 2 blocs. Le signal capté par le détecteur permet de renseigner sur la grandeur mesurée. Par conception, le bloc émetteur constitué de plomb assure une protection collective et individuelle de sorte que les débits de dose équivalente ne dépassent généralement pas les $2\mu\text{Sv/h}$ à 1 mètre du bloc.

De plus, en fonctionnement normal, il n'y a pas de poste de travail à proximité immédiate de l'appareil : le personnel n'est généralement pas classé.[34]

VIII-2-3-6-5-B. JAUGES D'ÉPAISSEURS

Ces jauges mettant en œuvre soit des rayonnements bêta, soit des rayonnements gamma, en fonction du matériau à analyser, sont utilisées pour l'étude de densité principalement dans les activités de contrôle de tuyauteries et des enrobés bitumeux.[34]

VIII-2-4. UTILISATIONS BASEES SUR LES PROPRIETES IONISANTES

Quand une particule chargée se déplace dans une matière quelconque, elle perd son énergie par interaction électromagnétique (ionisation) avec les électrons du milieu.

On sait qu'un atome est ionisé lorsqu'un électron du cortège en est arraché. Cet atome qui était électriquement neutre, donne donc naissance à un ion négatif (électron) et à un ion positif (atome ionisé).

VIII-2-4-1. ELIMINATION DE CHARGES ELECTROSTATIQUES

L'élimination des charges statiques revêt une grande importance dans les industries papetières et textiles.

On utilise généralement des émetteurs (alpha) comme Ra-226, Am-241.

Ce sont les ions formés par l'émission (alpha) qui, en se recombinaut avec les charges statiques, éliminent celles-ci.

VIII-2-4-2. SOURCES LUMINEUSES

Les substances fluorescentes sont activées par les rayonnements.
On peut citer l'exemple de sulfure:

- Le sulfure de zinc activé par le radium
- La peinture des cadrans et aiguilles activée par le tritium.

VIII-2-4-3. DETECTEURS D'INCENDIE

Les détecteurs d'incendie sont basés sur le principe de la moindre mobilité des ions lourds des fumées par rapport aux ions de l'air.

Si on introduit une source radioactivité dont le rayonnement est fortement ionisante comme le radium-226 ou l'américium-241 à l'intérieur d'une chambre d'ionisation, les ions formés le long de la trajectoire des particules seront recueillis sur les électrodes suivant leur polarité et il y aura formation d'un courant électrique mesurable.

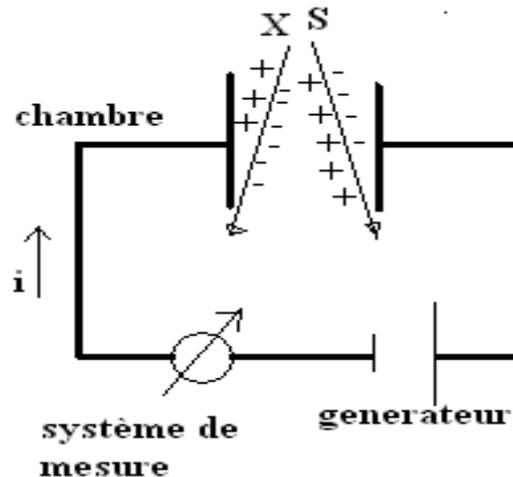


Figure VIII.12 : Représentation schématique du principe de Détecteur incendie a radioélément

Si de la fumée pénètre dans une telle chambre, ses particules seront également ionisées, mais étant plus lourdes que les ions de l'air, donc plus lentes, le courant recueilli aux bornes de la chambre sera plus faible : 1/1000 en poids de produits de combustion correspond à une variation du courant d'ionisation d'environ 10%.

En réalité, ces détecteurs sont constitués par 2 chambres dont une seulement est en communication avec l'atmosphère du local. C'est le déséquilibre entre les courants produits par ces deux chambres que l'on détecte.

Ces appareils ne sont pas sensibles aux produits de combustion du gaz d'éclairage et peu sensible aux poussières et fumées de tabac.

Leur sensibilité peut d'ailleurs être réglée. Un appareil peut surveiller environ 90 m².

VIII-2-5. NUCLEAIRE DE PROXIMITE INDUSTRIEL

VIII-2-5-1. TRACEURS INDUSTRIELS

Dans ce genre d'applications les rayonnements émis ne sont recherchés que comme témoins de la présence des radioéléments.

Les corps radioactifs sont introduits, généralement en doses infinitésimales dans certains corps et « *suivi à la trace* » d'où le nom de cette technique

Les traceurs permettent de suivre une population marquée sans en modifier le comportement. En marquant les entités élémentaires (les atomes) ils permettent une détection sensible en utilisant des quantités infiniment petites de radioéléments en sources non scellées. D'un point de vue radioprotection, le danger est essentiellement dû à un risque de contamination accidentelle.

On distingue trois modalités dans l'utilisation des traceurs :

- On peut constater la présence de l'élément radioactif en certains points du corps à étudier ;
- On peut, s'il y a évolution, déterminer quel en est le processus, c'est-à-dire le chemin emprunté par l'élément radioactif ;
- On peut mesurer la distribution quantitative de l'élément radioactif le long de son parcours.

Le principe des traceurs est un principe très général, on le retrouve dans les applications les plus diverses. Ces traceurs industriels sont principalement employés dans les activités suivantes :

- La mesure et la distribution du temps de séjour d'un produit dans un réacteur chimique ;
- La recherche de fuite dans les canalisations enterrées ;
- Le contrôle de l'étanchéité d'un objet scellé ;
- La mesure de débits notamment dans les fleuves et les eaux souterraines ;
- La mesure des usures des pièces usinées, mesures d'usure de revêtements, de pièce mécanique ; [34] ;
- Mesures de corrosion ;
- Localisations de fuites ;
- Marquages ;
- Mesures de vitesses d'écoulement de fluides ;
- Etc...

VIII-2-5-2. APPLICATIONS REPOSANT SUR LE PRINCIPE DE L'IONISATION DES GAZ

Plusieurs applications industrielles des rayonnements ionisants reposent sur leur aptitude à ioniser les gaz de manière différente suivant leur nature et leur énergie. Parmi ces applications on peut noter : l'élimination de l'électricité statique, les détecteurs de fumée, les anciens paratonnerres radioactifs (utilisation interdite depuis 1986), les peintures luminescentes, les batteries au plutonium 238 qui sont de plus en plus remplacées par les batteries au lithium.[34]

Quant à l'amorçage des décharges dans le gaz, l'introduction d'un radioélément dans un tube permet de réduire sa tension d'amorçage.

VIII-2-5-3. APPLICATIONS LIEES A LA RECHERCHE SCIENTIFIQUE

De nombreux domaines de recherche emploient des radioéléments artificiels parmi lesquels :

- La biologie végétale notamment pour l'étude de du cycle du CO₂ et de l'oxygène dans la respiration cellulaire à partir du carbone 14 et du phosphore 32 ;

- Les études de prospection minières par l'emploi de gamma-densimètres-humidimètres mobiles: équipés de deux sources radioactives scellées (césium 137 et américium 241-beryllium 9), ils permettent de mesurer la densité et l'humidité d'un sol. L'appareil (Césium 137) est posé sur un forage d'environ 40 cm de profondeur dans lequel est introduit mécaniquement le porte source 241 Am-9 Be ;

- L'hydrologie : des traceurs radioactifs gamma permettent le suivi de la migration des polluants à travers les roches notamment pour l'étude des périmètres de prélèvement en eau potable. [34]

VIII-2-5-4. ANALYSEURS DE PLOMB

Ces appareils portatifs sont utilisés pour mesurer la teneur de plomb dans les peintures des murs de locaux d'habitations par contact direct de l'appareil sur les parois.

Les sources radioactives scellées utilisées ne dépassent pas le GBq. Des mesures in situ ont montré que pour un analyseur de plomb équipé d'une source de cobalt 57, les débits de dose côté face avant de l'appareil restait inférieur à 40 $\mu\text{Sv/h}$ et que les zones contrôlées et surveillées pouvaient être définies respectivement à 10 cm et à 20 cm du détecteur. Dans certains cas (études de poste), un classement du travailleur peut être requis en catégorie B ainsi que le port d'une bague dosimétrique puisqu'il s'agit principalement d'une exposition des extrémités [34].

VIII-2-5-5. CONSERVATION DES DENREES ALIMENTAIRES

La radio-conservation alimentaire utilise le rayonnement du cobalt 60 et des accélérateurs de particules d'énergie inférieures à 10 MeV. Cette technique n'entraîne pas de rémanence radioactive au sein des produits bien qu'il existe des réticences de la part de la population. Les produits à irradier sont placés dans une casemate d'irradiation dans leur emballage final. La source est ensuite sortie pour procéder au tir. Le choix des doses dépend des résultats souhaités. Ainsi, les faibles doses servent à inhiber la germination, à désinfecter et à déparasiter. Les moyennes doses permettent la prolongation de la conservation, l'élimination des agents d'altération et des microorganismes pathogènes. Les fortes doses quant à elles, conduisent à la stérilisation industrielle des aliments. D'un point de vue de la radioprotection, cette activité présente des sécurités au niveau des installations de sorte que les risques d'irradiation accidentelle pour les travailleurs sont faibles. [34]

VIII-2-6. DOMAINES DE CONTROLE, DE RECHERCHE ET D'INDUSTRIE

Les rayonnements ionisants ont de nombreuses applications dans les laboratoires industriels et de recherche, la prospection hydraulique et pétrolière et dans plusieurs secteurs industriels tels que :

VIII-2-6-1. LA RADIOGRAPHIE INDUSTRIELLE DE CONTROLE NON DESTRUCTIF (CND) (*Contrôle soudure, contrôle des bagages, Contrôle d'usure de revêtement*)

Parmi les techniques de contrôle non destructif, l'une d'elles utilise notamment des sources radioactives.

Il s'agit de la gammagraphie, qui permet d'apprécier des défauts d'homogénéité dans le métal et en particulier dans les cordons de soudure. Cette technique utilise notamment des sources d'iridium-192 et de cobalt-60, dont l'activité ne dépasse pas une vingtaine de téra-becquerels

Le *principe est basée sur* la recherche d'éventuels défauts à l'intérieur des matériaux, sans compromettre l'intégrité des pièces vérifiées, met en œuvre les techniques du contrôle non destructif.

L'une d'entre elles, *la radiologie industrielle*, qui utilise les propriétés des rayonnements ionisants, impliquant un risque radioactif particulier, qu'il convient de maîtriser.

Ces rayonnements ont la propriété :

- De traverser la matière
- D'être atténués plus ou moins selon les matériaux traversés (densité, épaisseur, ...) et leurs défauts éventuels (craques, fissures, bulles, ...)
- De transporter une "image radiante" visible sur un dispositif approprié (film radiographique, écran de télévision, etc.)

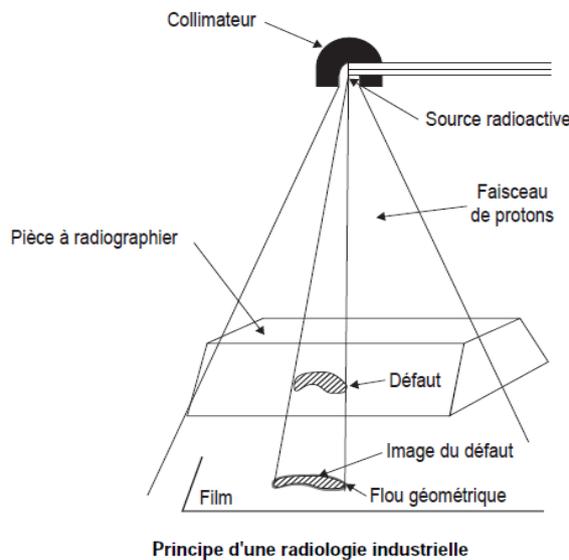


Figure VIII.13: Principe d'une radiologie industrielle

VIII-2-6-2. TECHNIQUES ANALYTIQUES

Les diverses techniques analytiques sont :

- Diffractométrie et fluorescence aux R X en minéralogie, métallurgie, technologie des solides....
- Analyse par activation pour la détection de traces, l'étude de l'environnement,...
- Jauges à radio- isotopes :

Elles constituent le meilleur moyen de contrôle dans les circuits de fabrication vu la précision de leurs mesures des paramètres suivants : Le niveau, la position, l'épaisseur, la densité et l'humidité.

Elles sont utilisées dans les industries chimiques, du papier, du caoutchouc, des matières plastiques, des abrasifs, dans le bâtiment...

- Ionisation des gaz :

La création d'ion dans l'air ou dans un milieu gazeux par les rayonnements ionisants a de nombreuses applications :

- Elimination de l'électricité statique (paratonnerre) ;
- Détection des fumées (détecteur de fumées) ;
- Stabilisation des décharges électriques,....

- Irradiation industrielle par photon γ permet :

▪ D'obtenir des effets chimiques de polymérisation, de greffage de polymères, de réticulation (formation de liaisons chimiques suivant différentes directions de l'espace), de dégradation ou de rupture de chaîne. Ses applications concernent l'industrie textile, plastique, caoutchouc,...

▪ De provoquer des effets biologiques comme la destruction des bactéries, des moisissures, des insectes ou des larves. Ses applications concernent la stérilisation des produits chirurgicaux et médicaux dans leur emballage, la conservation des aliments, la stérilisation des objets d'arts,...

- Les traceurs industriels :

Ce sont en général des radio-isotopes émetteurs β ou γ de période relativement courte utilisés dans l'étude de la ventilation, la fabrication de molécules marquées,....

- Utilisation en Agriculture

Pour l'étude du métabolisme des additifs ajoutés aux plantes, la provocation de mutation au niveau des plantes, la stérilisation des insectes ou le marquage des animaux sauvages nuisibles pour étudier leurs migrations.

VIII-2-6-3. UTILISATIONS INDUSTRIELLES

Pour l'ensemble de ces applications industrielles, on utilise des **sources scellées**, c'est-à-dire que le radioélément est placé dans un étui étanche aux rayonnements résistant aux chocs, à l'écrasement, à l'incendie.

*/ L'industrie nucléaire

En l'industrie nucléaire, dans son ensemble, on procède à:

- L'extraction
- La fabrication, l'utilisation et le retraitement du combustible
- Le stockage et le traitement des déchets

Ce type d'industrie utilise des matières radioactives **non scellées**, c'est-à-dire capables d'être disséminées dans l'atmosphère.

VIII-2-6-4. UTILISATION DANS LE DOMAINE DE LA RECHERCHE [1]

VIII-2-6-4-A. ARCHEOLOGIE

Un radionucléide naturel particulièrement connue est le carbone 14 (^{14}C) ou radiocarbone. Ce radionucléide est produit en continu dans la haute atmosphère par interaction des rayons cosmiques avec l'azote et se désintègre à peu près à la vitesse qu'il est produit.

Ainsi, le temps de carbone reste à peu près constant au cours du temps. Dans un organisme, de par les échanges avec l'extérieur (respiration, photosynthèse, alimentation), un équilibre $^{12}\text{C} / ^{14}\text{C}$ est aussi réalisé. Cependant, après la mort d'un organisme, la teneur en carbone 14 diminue par manque d'échanges avec l'extérieur selon la loi de désintégration radioactive selon un outil de choix pour la datation en archéologie. Cette loi de désintégration radioactive selon laquelle la décroissance exponentielle du nombre d'atomes radioactifs est due à l'aspect probabiliste de la radioactivité fut décrite pour la première fois par Rutherford. Un atome radioactif est ainsi caractérisé par sa période correspondant au temps nécessaire pour que la moitié en entités radioactives disparaît. La désintégration radioactive suivant une loi statistique, la loi de décroissance est du type $N(t) = N_0 e^{-\lambda t}$ où N est le nombre de nucléides radioactifs initial, $N(t)$ le nombre de nucléides radioactifs à un instant t et λ la constante radioactive de l'élément.

VIII-2-6-4-B. BIOLOGIE

En Biologie, la radioactivité est utilisée à des fins de marquage radioactif de composés permettant ainsi de tracer la molécule. Le radioélément est choisi pour avoir les mêmes propriétés chimiques, biologiques et électroniques que l'élément non radioactif.

Cependant, ce radioélément étant facilement détectable, il peut être suivi dans le milieu biologique considéré. Le marquage est ainsi une technique de choix pour la pharmacocinétique ou l'étude de certains phénomènes cellulaires.

VIII-2-6-4-C. DOMAINE MEDICAL

La première source d'exposition artificielle à la radioactivité est l'utilisation médicale à des fins de diagnostic ou de thérapie. Une autre utilisation fréquente de l'ionisation γ est la stérilisation du matériel médical.

❖ *RADIODIAGNOSTIC*

Nous pouvons noter que l'utilisation de rayons X peu ionisants pour la radiographie correspond à l'utilisation principale de la radioactivité dans ce domaine.

Cependant, bien que peu dangereux, le radiodiagnostic doit être utilisé avec parcimonie. En plus de la radiographie, de nombreux radiodiagnostic sont couramment utilisés :

- Le scanner, permettant par rayons X l'obtention d'une image sous forme d'une série de coupes transverses. Par ce type d'examen, il est possible de voir tout les organes en profondeur sans être gêné par leur superposition.

Dans le cas d'un scanner médical, un patient reçoit une dose de 0.05 mSv à 15 mSv selon les organes. Il est donc recommandé de ne pas faire de trois examens de ce type par an.

• L'arthrographie est une radiographie d'une articulation. Cette technique est utilisée pour localiser le cartilage, les ligaments, les ménisques..... Cette technique nécessite cependant l'injection intra-articulaire d'un agent de contraste.

La scintigraphie permet de dépister certaines maladies par observation de la morphologie et du fonctionnement d'un organe rendu radioactif par fixation d'un radioélément présentant un tropisme pour l'organe étudié.

❖ **RADIOTHERAPIE**

La radiothérapie est une méthode de traitement locorégional des cancers, utilisant des radiations pour détruire les cellules cancéreuses tout en épargnant les tissus sains périphériques. La radiothérapie est utilisée chez plus de la moitié des patients ayant un cancer.

Elle peut être utilisée seule, ou associée à la chirurgie et à la chimiothérapie. Ses indications sont liées au type de tumeur, à sa localisation, à son stade et à l'état de santé général du patient.

On distingue quatre grandes techniques de radiothérapie :

- La radiothérapie externe est la plus connue et la plus utilisée. La source de rayonnement, extérieur au malade, permet une irradiation localisée des tissus tumoraux par rayonnement. γ , X, ou par faisceau d'électrons.
- La curiethérapie consiste à introduire, pour une durée limitée (en général, quelques heures) ou définitivement (source de période courte), une source radioactive dans la tumeur ou dans une cavité de contact.
- La radiothérapie métabolique vectorielle consiste en l'injection d'une source radioactive liquide qui va se fixer sur les cellules cibles.

La radio chirurgie, proche de la radiothérapie externe, utilise un ou plusieurs faisceaux ultra-focalisés permettant de minimiser la dose délivrée aux tissus adjacents et ainsi d'éviter les zones de surdosage.

VIII-2-6-4-D. DOMAINE MILITAIRE

Les armes nucléaires sont des armes de destruction massive qui utilisent l'énergie dégagée par la fission de noyaux atomiques lourds (uranium, plutonium) pour les bombes A ou par la fusion de noyaux atomiques légers (hydrogène) pour les bombes H.

L'effet destructeur de ce type d'armes est dû au souffle et à l'augmentation de la température ainsi qu'aux rayonnements ionisants. Ce type d'arme a été utilisé deux fois par les Etats-Unis contre le Japon entraînant plusieurs centaines de milliers de morts.

❖ **DIFFERENTS ARMES NUCLEAIRES**

Les premières bombes développées furent les bombes à fission dites atomiques. Leur principe est basé sur le déclenchement d'une réaction nucléaire en chaîne. Les noyaux de la matière fissile contenue dans la bombe se scindent (fissionnent) par action du détonateur et libèrent des neutrons. Ces derniers se percutent d'autres noyaux de matière fissile, qui à leur tour libèrent des neutrons et ainsi de suite.

Un second type d'armement nucléaire apparut sous la forme de « bombes à hydrogène » ou « bombes H ». Ici, le deutérium ou le tritium contenu permet de réaliser par chauffage à très hautes températures une fusion nucléaire. L'amorce, permettant d'obtenir ces conditions, est constituée d'une bombe à fission au plutonium.

En plus de ces deux types de bombes, d'autres armes nucléaires ont été développés :

- La bombe à Neutrons est une bombe à fusion qui , par sa géométrie , renforce l'émission de neutrons au moment de son explosion.
- La bombe sale ou bombe radiologique est constituée d'un explosif traditionnel entouré de matière radioactive. Son but est de polluer et de contaminer sa zone d'explosion sans produire une puissante explosion.
- Les armes nucléaires tactiques ou de batailles sont des armes nucléaires de faible puissance dont le but est l'attaque et la destruction des armées ennemies.[1]

❖ UTILISATION DES ARMES NUCLEAIRES

Après sa découverte lors du projet Manhattan, l'engouement pour l'arme nucléaire aboutit à la mise en place de nombreux projets d'armement et ainsi à une prolifération rapide des armes nucléaires.

Ainsi, l'URSS développa l'arme atomique en 1949, le Royaume-Uni en 1957 , la France en 1960 , la Chine en 1967 , l' Inde et le Pakistan en 1998 Afin de limiter cette prolifération, furent ratifiés en 1968 le traité de non-prolifération nucléaire (TNP), et en 1972 et en 1997 Les Strategic Arms Limitation Talks (SALT).

Depuis les années 1990, cette tendance s'est inversée au profit de la réduction des arsenaux nucléaires grâce à la mise en place de nouveaux traités (le Strategic Arms Reduction Treaty , START de 1991 et de 1993 et le Strategic Offensive Reduction Treaty , SORT de 2002) .

En raison de sa puissance, l'arme nucléaire est généralement considérée comme une arme de dissuasion . Cependant, l'impact psychologique potentiel d'une arme nucléaire en fait une cible de choix pour les mouvements ou État terroristes. Ainsi, encore aujourd'hui, les tensions géopolitiques liées à la prolifération des armes nucléaires sont présentes,

Le 9 octobre 2005, la Corée du Nord déclare avoir effectué son premier essai nucléaire concluant.

Le 4 octobre 2006 , l'Iran rejette explicitement toute suspension de l'enrichissement d'uranium, s'ouvrant ainsi aux sanctions de l'ONU.

De plus, le possible survenu d'un attentat à l'arme nucléaire est considérée comme plausible par la plupart des experts et pourrait potentiellement occasionner d'importantes.



Figure VIII.14 : Un des essais nucléaires

VIII-3. CONCLUSION

L'industrie et la recherche utilisent de longue date des sources de rayonnements ionisants dans une grande variété d'applications et de lieux d'utilisation. L'enjeu de la réglementation de la radioprotection actuellement en vigueur est de contrôler que, malgré cette grande diversité, la sécurité des travailleurs, du public et de l'environnement est correctement assurée. Il importe ainsi de pouvoir suivre les conditions de détention, d'utilisation et d'élimination des sources du stade de leur fabrication jusqu'à leur fin de vie. Les investigations conduites par l'ASN ont permis de confirmer qu'il existe dans les mondes de l'industrie et de la recherche une très grande disparité des moyens consacrés à la radioprotection. Cette situation a conduit l'ASN à dégager des priorités d'action. C'est ainsi qu'un effort particulier a été engagé vers les fabricants et fournisseurs de sources de radionucléides, car ils ont une responsabilité importante tout au long de la vie des sources radioactives, de leur production jusqu'à leur élimination finale. Il importe donc que leur situation au regard des règles de radioprotection soit satisfaisante

**CHAPITRE IX : REGLEMENT
GENERAL DE LA
RADIOPROTECTION**

CHAPITRE IX : REGLEMENT GENERAL DE LA RADIOPROTECTION

IX-1 INTRODUCTION

L'élaboration de normes de radioprotection est une fonction statutaire de l'AIEA qui est unique dans le système des Nations Unies. Les statuts de l'AIEA autorisent expressément l'Agence à "établir des normes de sûreté" et à "garantir l'application de ces normes". Il s'agit là d'activités hautement prioritaires de l'AIEA. Le Conseil des gouverneurs de l'AIEA a approuvé pour la première fois des normes fondamentales de radioprotection en juin 1962. Trois révisions ont été publiées depuis : en 1967, 1982 et 1996. La dernière édition - intitulée Normes fondamentales de protection contre les rayonnements ionisants et de sûreté des sources de rayonnements (NFR), est le produit d'une vaste coopération internationale. Les normes, qui s'inspirent étroitement des recommandations de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR), sont parrainées par cinq autres organisations : l'Organisation des Nations Unies pour l'alimentation et l'agriculture (FAO), l'Organisation internationale du travail (OIT), l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN), l'Organisation panaméricaine de la santé (PAHO) et l'Organisation mondiale de la santé (OMS). Les NFR forment la base de la réglementation nationale d'un grand nombre de pays et trouvent leur expression dans les documents réglementaires des principaux organismes internationaux. Depuis leur adoption, on s'efforce davantage, dans de nombreux pays, de réexaminer et de réviser la réglementation nationale correspondante. Au fil des années, l'AIEA a établi et publié plusieurs collections de critères et de guides de radioprotection. Elle examine et révisé actuellement nombre d'entre eux afin de les conformer à la dernière édition des NFR.

LE PROGRAMME RASS La collection Normes de sûreté de l'AIEA - baptisée RASS (Radiation Safety Standards) - forme un ensemble de publications de type réglementaire traduisant le consensus qui se dégage, à l'échelon international, en ce qui concerne les principes de radioprotection et de sûreté radiologique et leur application dans la réglementation. Si nombre des documents RASS sont destinés aux pays en développement, l'ensemble de la collection peut très bien servir de guide aux États membres de l'AIEA sur les derniers progrès accomplis au niveau international. Elle illustre les rapports qui existent avec des organisations internationales et les liens éventuels qui existent avec les législations et réglementations nationales. Dans sa structure globale actuelle, la collection RASS comprend environ 20 publications en préparation. On espère établir, d'ici à la fin de l'an 2000, un ensemble uniforme et cohérent de publications RASS. Notions fondamentales de sûreté. Les principes fondamentaux de la radioprotection et de la sûreté radiologique sont énoncés dans le document intitulé *Safety Fundamentals: Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources* (Collection Sécurité n°120, 1996). [69].

IX-2. REGLEMENTATION RELATIVE AUX RAYONNEMENTS IONISANTS

La transposition de la directive 96/29/Euratom du 13 mai 1996 avait introduit des modifications importantes dans la réglementation française relative aux rayonnements ionisants.

Elle a induit la parution de nombreux textes concernant d'une part l'organisation de la radioprotection et d'autre part la protection des personnes contre les dangers présentes par les rayonnements ionisants.

Cette directive et la réglementation française qui en découle traduisent et mettent en œuvre les recommandations et principes définis par la commission internationale de protection radiologique (CIPR), dans sa publication n° 60.

La loi 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité nucléaire, dite loi TSN, a créé une autorité de sûreté nucléaire (ASN), autorité administrative indépendante. L'ASN assure, au nom de l'Etat, le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France pour protéger les travailleurs, les patients, le public et l'environnement des risques liés aux activités nucléaires.

Elle est également chargée de l'information des citoyens dans ces domaines. L'ASN a notamment pour missions :

- De contribuer à l'élaboration de la réglementation en prenant des décisions réglementaires à caractère technique ;
- De vérifier le respect des règles et prescriptions auxquelles sont soumises les installations et activités. L'ASN dispose de pouvoir d'injonction et de sanction. Ce contrôle s'exerce sur toutes les activités nucléaires civiles (y compris les opérations de transport) comportant un risque d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants émanant soit d'une source artificielle, soit d'une source naturelle ;
- D'assister le gouvernement en cas de situation d'urgence ;
- D'instruire les dossiers de demande d'autorisation relatifs à la fabrication, la détention et l'utilisation de sources de rayonnements ionisants utilisés à des fins médicales, industrielles ou de recherche.

Elle s'appuie sur un organisme d'expertise et de recherche, l'institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).

Pour ces deux organismes, les missions qui concernent les activités et les laboratoires de recherche sont :

➤ ***Pour l'IRSN (décret 2016-283 du 10 mars 2016) :***

- La gestion de l'inventaire des sources radioactives et de leurs mouvements,
- Le contrôle des matières nucléaires,
- La gestion et l'exploitation des données dosimétriques des travailleurs,
- La surveillance radiologique de l'environnement,

❖ **pour l'ASN (loi TSN) :**

- La délivrance des autorisations de détention et d'utilisation de sources de rayonnements ionisants,
- L'inspection et le contrôle de l'organisation de la radioprotection, du transport des matières radioactives et de la gestion des déchets radioactifs.
- Les textes traitant de la protection des personnes et des travailleurs contre les dangers résultant de l'exposition aux rayonnements ionisants sont principalement :

- *l'ordonnance 2001-270 du 28 mars 2001* relative à la transposition de directives communautaires dans le domaine de la protection contre les rayonnements ionisants.
- *Le décret 2002-460 du 04 avril 2002*, relatif à la protection générale des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants, complété par le décret 2003-462 modifié par le décret 2007-1582 (articles R. 1333-1 à R. 1333-112 du Code de la Santé publique).
- *Les décrets 2003-296 du 31 mars 2003 et 2007-1570 du 05 novembre 2007*, relatifs à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants (articles R. 4451-1 à R. 4451-144 du Code du travail).

➤ *Différents arrêtés d'application parmi lesquels*

- L'arrêté du 17 juillet 2013 relatif au suivi médical et à la dosimétrie des travailleurs,
- L'arrêté du 06 décembre 2013 modifié, relatif à la formation de la personne compétente en radioprotection,
- L'arrêté du 21 mai 2010 relatif aux contrôles de radioprotection,
- L'arrêté du 15 mai 2006 modifié, relatif aux conditions de délimitation et de signalisation des différentes zones. [3].

IX-3. CADRE INSTITUTIONNEL

IX-3-1. COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE (COMENA)

Créé par Décret présidentiel n° 96-436 du 1^{er} décembre 1996, modifié et complété, le COMENA est l'autorité compétente en matière de protection contre les rayonnements ionisants.

Le COMENA est placé auprès du ministre de l'énergie et des mines par Décret présidentiel n° 06-183 du 31 mai 2006.

A ce titre, il est chargé de:

- De Contribuer, en liaison avec les instances concernées, à l'élaboration des normes techniques et de sécurité se rapportant à son domaine d'activités ;
- De veiller à la mise en œuvre de mesures et de systèmes propres à assurer la protection des personnes, des biens et de l'environnement contre les effets des rayonnements ionisants ;
- Participer avec les secteurs concernés à l'élaboration de tout projet de texte à caractère législatif ou réglementaire se rapportant à son objet ;
- Au titre de la protection des personnes, des biens et de l'environnement contre les effets des rayonnements ionisants, le commissariat à l'énergie atomique est chargé :
 - De délivrer, modifier, suspendre ou retirer les autorisations des activités utilisant des sources de rayonnements ionisants ;
 - D'établir et tenir les registres nationaux des sources de rayonnements ionisants et de la comptabilité des matières nucléaires
- De mener les contrôles et inspections des installations renfermant des sources de rayonnements ionisants ou des matières nucléaires ;

- d'approuver les dispositifs de sûreté et de sécurité mis en place par les utilisateurs de sources de rayonnements ionisants ;
- d'assister les autorités compétentes sur les sujets se rapportant à la sûreté et la sécurité des sources de rayonnements ionisants et à la gestion des situations d'urgence radiologique et nucléaire ;
- d'élaborer le programme prévisionnel des autorisations de détention et d'utilisation des sources de rayonnements ionisants et le programme annuel d'inspection des activités utilisant des sources de rayonnements ionisants [37].

IX-3-2. CENTRE DE RECHERCHE NUCLEAIRE D'ALGER (CRNA)

Créé par le décret 99-86 du 15 avril 1999, modifié, le Centre de Recherche Nucléaire d'Alger (CRNA), placé sous tutelle du COMENA fournit les supports techniques de la radioprotection.

Ainsi, le CRNA assure:

- La dosimétrie externe des personnels exposés aux rayonnements externes ;
- La dosimétrie interne des personnels exposés à la contamination interne ;
- Le transport des sources radioactives scellées et non scellées ;
- La gestion des déchets radioactifs et la décontamination ;
- La surveillance radiologique de l'environnement ;
- Les analyses isotopiques des produits alimentaires importés ;
- L'étalonnage ;
- La physique médicale.

IX-4. CADRE REGLEMENTAIRE

- Décret présidentiel 05-117 du 11 avril 2005, modifié et complété, relatif aux mesures de protection contre les rayonnements ionisants ;
- Décret présidentiel 05-119 du 11 avril 2005 relatif à la gestion des déchets radioactifs ;
- Décret exécutif n° 03-452 du 1er décembre 2003 fixant les conditions particulières relatives au transport routier de matières dangereuses. [37].

IX-4-1. CADRE REGLEMENTAIRE (05-117)

Le décret 05-117 fixe les règles générales de protection contre les risques des rayonnements ionisants, en particulier lors des opérations d'importation, de transit, de fabrication, de transformation, d'utilisation, de manipulation, de transport, d'entreposage, de stockage, d'évacuation et d'élimination des substances radioactives et de toute autre pratique qui implique un risque radiologique[37].

- *Décret 05-117 définit les expositions suivantes*

- Expositions professionnelles ;
- Expositions potentielles ;
- Expositions médicales ;
- Expositions du public ;
- Situations d'exposition d'urgence.

Ce décret a également pour objectif de fixer les règles d'autorisation, de la détention et de l'utilisation des substances naturelles ou artificielles et des appareils émettant des rayonnements ionisants destinés à des fins industrielles, agricoles, médicales et scientifiques.

Toute personne physique ou morale détenant ou devant utiliser une source de rayonnements ionisants non concernée par les dispositions d'exemption, doit solliciter une autorisation auprès du Commissariat à l'Energie Atomique.

L'importation et l'exportation de matières radioactives sont soumises à un visa préalable du Commissariat à l'Energie Atomique, tandis que l'importation des générateurs de rayonnements ionisants, essentiellement utilisés en radiologie médicale reste soumise aux procédures en vigueur (Ministère de la Santé).

Après vérification des conditions réglementaires, l'autorisation est délivrée pour une durée déterminée compte tenu de la nature et de l'ampleur des risques liés à la pratique ou de toute autre considération particulière pertinente. La durée ne peut en aucun cas excéder cinq années.

- ***Titulaire de l'autorisation a la responsabilité d'assurer :***

- Les conditions d'utilisation des sources,
- La protection et l'information des travailleurs,
- La sécurité des sources... etc.

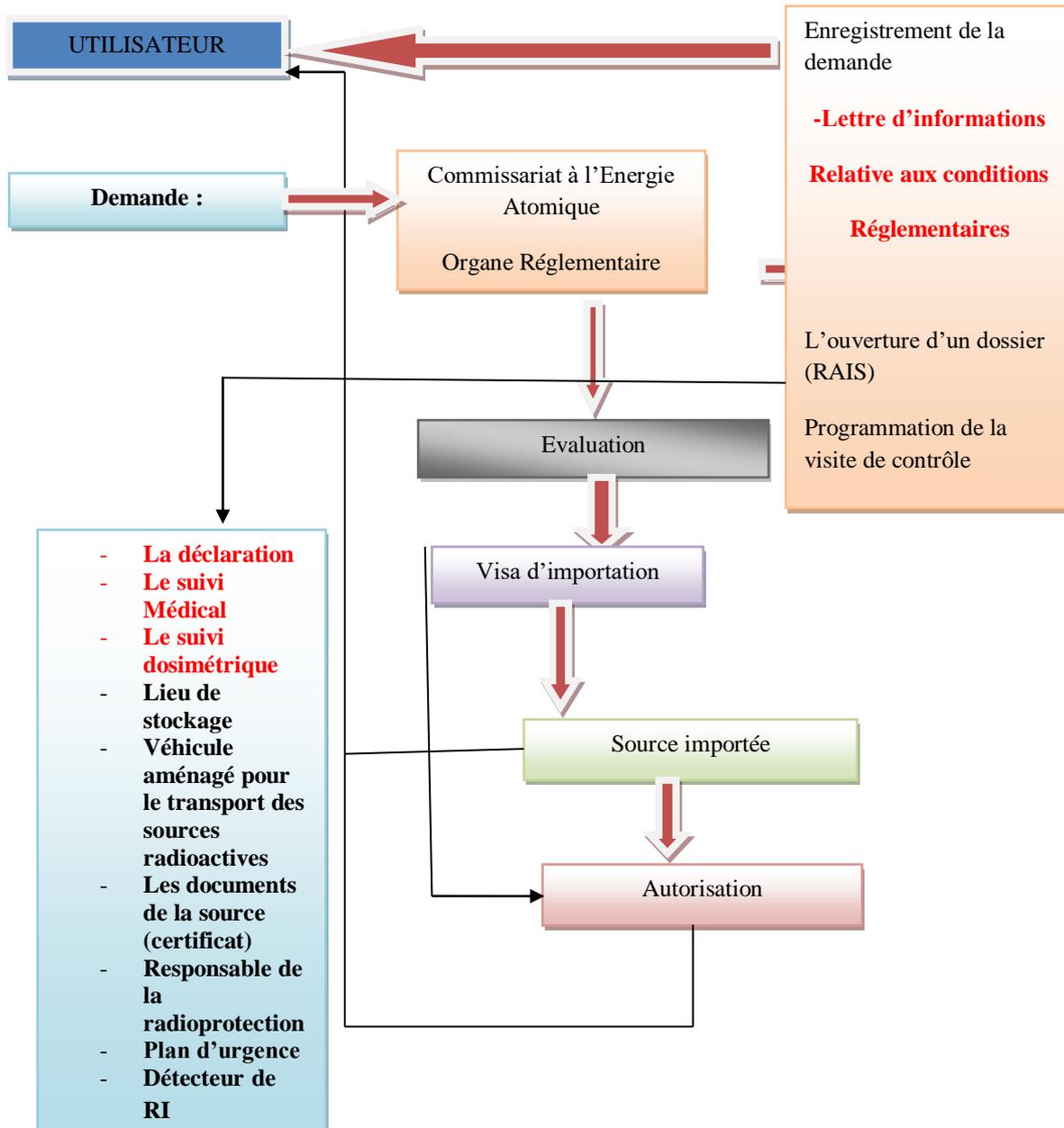


Figure IX.1 : schéma représente les étapes d'obtenir l'autorisation d'utilisation des moyens de radioactivité

- Le renouvellement de l'autorisation s'effectue trois mois avant sa date d'expiration ;
- La demande de renouvellement doit faire ressortir clairement toute modification.

Le contrôle de l'application des dispositions réglementaires relatives à la détention et l'utilisation des sources de rayonnement est assuré par les inspecteurs du Commissariat à l'Energie Atomique.

En cas d'utilisation de source de rayonnements ionisants en violation des dispositions réglementaires, le Commissariat à l'Energie Atomique retire l'autorisation et saisit les autorités compétentes à l'effet de prononcer la suspension de l'activité, sans préjudice des sanctions civiles et pénales prévues par la législation en vigueur. [37].

IX-4-2. CADRE REGLEMENTAIRE (05-119)

➤ ***Le décret présidentiel 05-119 :***

Fixe les conditions administratives et techniques relatives à la gestion des déchets radioactifs solides, liquides et effluents gazeux générés par toute activité mettant en œuvre des matières nucléaires ou des substances radioactives

Tout utilisateur de sources radioactives scellées doit prendre les mesures nécessaires pour s'assurer qu'en phase finale d'utilisation, les sources usées soient retournées au fournisseur.

En cas d'impossibilité, ou si des sources radioactives se trouvent en état d'abandon, le Commissariat à l'Energie Atomique prend les mesures protectrices nécessaires. [37].

IX-4-3. CADRE REGLEMENTAIRE (03-452)

Le décret exécutif n° 03-452 du 1er décembre 2003 fixant les conditions particulières relatives au transport routier de matières dangereuses.

➤ Il instaure une autorisation de transport applicable aux matières radioactives (*Classe VII*)
Le transport routier de matières radioactives obéit aux règles particulières de circulation concernant :

- la capacité des conducteurs et des convoyeurs ;
- la conformité des colis ;
- la composition des convois ;
- l'escorte,
- l'itinéraire, l'origine, le lieu de chargement, la destination et le lieu de déchargement des produits ;
- le stationnement, la surveillance ;
- les horaires d'évolution ;
- les équipements sensibles.[37].

IX-5. PERSPECTIVES EN MATIERE DE LEGISLATION NUCLEAIRE

Elaboration en cours d'un projet de loi régissant les activités nucléaires et celles relatives aux sources de rayonnements ionisants.

Vers la création d'une autorité réglementaire indépendante dotée d'un corps d'inspecteurs. [37].

IX-6. OBLIGATIONS REGLEMENTAIRES PREALABLES AU DEPLOIEMENT DES ACTIVITES

IX-6-1. AUTORISATION DE DETENTION ET/OU D'UTILISATION

IX-6-1-1. REGIMES D'AUTORISATION ET DE DECLARATION

Les activités nucléaires présentant un risque d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants émanant d'une source artificielle ou naturelle font l'objet d'une procédure d'autorisation ou de déclaration, selon les caractéristiques de la source et l'utilisation qui en est faite.

Ces dispositions sont prévues par le Code de la santé publique (partie réglementaire (1^{re} partie - livre III - titre III - chapitre 3).

L'autorité de sûreté nucléaire (ASN) accorde les autorisations et reçoit les déclarations.

Concernant la détention et l'utilisation de sources radioactives, les unités de recherche sont soumises uniquement à un régime d'autorisation. Cependant certaines activités peuvent être exemptées d'autorisation préalable.

C'est le cas notamment de l'utilisation de sources radioactives dont l'activité initiale est inférieure aux seuils d'exemption mentionnés en annexe du Code de la santé publique.

Les valeurs d'exemption s'appliquent aux stocks totaux de radionucléides détenus à un instant T.

D'autres réglementations encadrent l'exercice d'activités nucléaires et concernent :

- Les installations nucléaires de base qui sont à forts enjeux en termes de sûreté et de sécurité (non traitées dans ce document) ;
- Les installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE).
- La transposition de la *directive 2013/59/Euratom* modifie les dispositions actuelles sur les points suivants :
- Intégration aux activités nucléaires liées à la mise en œuvre de substances radioactives naturelles dès lors qu'il existe un risque d'exposition (c'est-à-dire dès que l'exposition est susceptible de dépasser 1 mSv) ;
- Création d'un régime d'autorisation simplifié dénommé « enregistrement » ;
- Protection contre les actes de malveillance [3].

IX-6-1-2. RESPONSABLE DE L'ACTIVITE NUCLEAIRE

Le directeur d'unité est le responsable de l'activité nucléaire. A ce titre, il est la personne physique titulaire de l'autorisation.

De par la délégation de pouvoir en matière d'hygiène et sécurité au CNRS, il est aussi responsable de la sécurité des agents du laboratoire.

Dans ces conditions, il doit s'assurer de la mise en place et du maintien de l'ensemble des obligations réglementaires relevant de la prévention des risques liés aux rayonnements ionisants [3].

IX-6-1-3. DEMANDE D'AUTORISATION

L'autorisation concerne non seulement l'utilisation mais également la simple détention de substances radioactives (sources ou déchets par exemple), et selon le cas, l'importation et l'exportation, ainsi que la fabrication et/ou la distribution de radionucléides.

Sauf exception, elle est présentée par le directeur d'unité, responsable de l'activité nucléaire en tant que personne physique et par le chef d'établissement (hébergeur de l'unité : délégué régional, président d'université...).

La réglementation permet de délivrer l'autorisation à une personne morale. Cependant, cette pratique n'est pas adaptée au cas des unités de recherche.

Un certain nombre de dispositions organisationnelles et techniques doivent être décrites, notamment :

- La mise en place des consignes de sécurité ;
- La mise en place d'un zonage et d'une dosimétrie ;
- L'inventaire des sources ;
- La gestion et l'élimination des déchets radioactifs ;
- La reprise des sources scellées en fin d'utilisation ou à péremption ;
- Les contrôles des sources, locaux et équipements ;
- Le respect des dispositions liées aux prêts ;
- Les déclarations annuelles ;
- La traçabilité de l'ensemble des achats ;
- La déclaration des événements significatifs en radioprotection (ESR) et la mise en place d'un système d'enregistrement et d'analyse des événements ;
- La désignation d'une personne compétente en radioprotection (PCR) ;
- Les modalités de transports de marchandises dangereuses dans le respect de la réglementation ;
- L'information du personnel ;
- La coordination des interventions d'entreprises extérieures.

Le dossier de demande d'autorisation doit être transmis à la division de l'ASN territorialement compétente par envoi recommandé avec accusé de réception.

Certains dossiers à enjeux environnementaux peuvent être soumis à consultation du public.

Les délais d'instruction des dossiers par l'ASN sont de 6 mois, selon la complétude du dossier déposé et si l'instruction n'apporte pas de demandes d'informations complémentaires.

La délivrance d'une autorisation ne peut excéder 10 ans. Dans la pratique, la plupart des autorisations ont une durée de 5 ans.

Si au cours de la période de validité de l'autorisation, les conditions pour lesquelles elle a été initialement délivrée changent, une demande de modification de l'autorisation doit être réalisée (extension d'activité, nouvelles sources de rayonnements ionisants, nouveaux locaux de détention et/ou d'utilisation).

Par ailleurs, 6 mois avant l'expiration d'une autorisation en vigueur, un dossier de renouvellement doit être déposé dans les mêmes conditions.

Les autorisations fixent notamment :

- Les activités maximales détenues par radionucléide (incluant les déchets) ;
- Les activités maximales manipulées par radionucléide ;
- Les applications/utilisations qu'il est possible d'effectuer ;
- La liste des locaux dans lesquels peuvent être détenues ou utilisées les sources radioactives ;
- Les prescriptions particulières. [3].

IX-6-2. PERSONNE COMPETENTE EN RADIOPROTECTION :

L'utilisation de sources radioactives doit s'effectuer après désignation d'une ou plusieurs PCR, regroupées éventuellement dans un service de radioprotection.

Préalablement à sa désignation, la PCR doit avoir suivi avec succès une formation à la radioprotection, dispensée par un organisme de formation certifié par des organismes accrédités.

Un certificat de formation est délivré après réussite à un contrôle des connaissances et doit être renouvelé tous les 5 ans.

La PCR conseille et assiste le directeur d'unité dans les tâches suivantes :

- L'élaboration du dossier d'autorisation ;
- La définition des zones et des règles particulières qui s'y appliquent ;
- La classification du personnel ;
- L'établissement de consignes, y compris en cas d'incident ou d'accident ;
- L'établissement des fiches individuelles d'exposition aux rayonnements ionisants.

Sous les responsabilités du directeur d'unité, elle est chargée :

- De la formation du personnel ;
- De l'évaluation préalable des expositions des agents ;
- Du choix des mesures de prévention et de contrôle (dosimétrie, matériel de détection, stockage, protections collectives et individuelles) ;
- De la tenue à jour du registre de commande des produits, et de l'inventaire des sources ;

- D'apporter son concours pour les contrôles périodiques internes imposés par la réglementation sur les installations et le matériel.

Elle apporte son concours pour la gestion des déchets et effluents radioactifs.

Elle a accès au système d'information de la surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants (SISERI), gère par l'IRSN, pour consulter les doses efficaces des agents exposés, en vue d'optimisation et, le cas échéant, pour transmettre les résultats de la dosimétrie opérationnelle.

Les missions et moyens alloués à la PCR doivent faire l'objet d'un document écrit et signé par le directeur d'unité. Il est recommandé de désigner au moins deux PCR pour suivre des activités soumises à autorisation, ne serait-ce que pour assurer une suppléance. [3].

IX-6-3. AUTRES DISPOSITIONS RELATIVES A LA PROTECTION DES TRAVAILLEURS

IX-6-3-1. INFORMATION ET FORMATION

En tant que responsable de la sécurité du laboratoire, le directeur d'unité est tenu :

- De porter à la connaissance des personnels :
 - Le nom et les coordonnées de la personne compétente en radioprotection,
 - L'existence de zones contrôlées et surveillées, et les dispositions spécifiques relatives aux conditions d'accès et d'hygiène et de sécurité dans ces zones.
- D'informer le personnel sur les risques liés à l'utilisation des radionucléides et sur les moyens de prévention à observer ;
- D'organiser une formation à la radioprotection des travailleurs susceptibles d'intervenir en zone réglementée, renouvelée au moins tous les 3 ans et donnant lieu à la rédaction d'un support écrit, adapté aux situations de travail et équipements du laboratoire ;
- De délivrer, pour tout intervenant en zone contrôlée, une notice rappelant les risques particuliers liés aux postes occupés ou à l'intervention à effectuer.

La personne compétente en radioprotection participe à la formation des personnes susceptibles d'entrer en zones surveillées ou contrôlées, et notamment des nouveaux arrivants.

La traçabilité des actions d'information et de formation doit être assurée.

La formation à la radioprotection pour les travailleurs intervenant en zone réglementée porte sur les risques liés à l'exposition aux rayonnements ionisants et sur les procédures générales de radioprotection mises en œuvre dans l'unité.

Elle explicite les règles particulières de protection propres aux postes de travail, ainsi que la conduite à tenir en cas de situation anormale. Elle rappelle les règles applicables aux femmes enceintes.

Elle est adaptée aux travaux réalisés en zones réglementées. Plus généralement, il est conseillé de mettre en place une information adaptée à la radioprotection pour l'ensemble des personnels, y compris pour ceux n'intervenant pas en zone réglementée.

Des consignes générales de radioprotection doivent, à ce titre, être réalisées et transmises à l'ensemble du personnel d'une unité. Une notice écrite est remise pour les travaux en zone contrôlée.

Le médecin de prévention informe le personnel, et notamment les femmes enceintes, des effets biologiques des rayonnements ionisants et de la surveillance médicale obligatoire, et il participe à l'élaboration de la formation des travailleurs. [3].

IX-6-3-2.SURVEILLANCE INDIVIDUELLE DES TRAVAILLEURS

Pour chaque agent exposé, l'employeur est tenu d'organiser une surveillance individuelle qui comprend :

- Une surveillance médicale permettant de prononcer une non contre-indication au poste de travail occupé ;
- Un suivi dosimétrique externe et/ou interne;
- Une fiche individuelle d'exposition aux rayonnements ionisants (FIERI) qui comporte au minima les informations suivantes :

- La nature du travail accompli ;
- Les caractéristiques des sources émettrices auxquelles le travailleur est exposé ;
- La nature des rayonnements ionisants ;
- Les périodes d'expositions ;
- Les autres risques ou nuisances d'origine physique, chimique, biologique ou organisationnelle au poste de travail.

Le suivi de l'exposition externe (dosimètre passif) est mis en œuvre par l'employeur en souscrivant une prestation auprès d'un organisme agréé.

Les résultats dosimétriques sont transmis par l'organisme agréé au médecin de prévention et à SISERI. L'employeur établit avec SISERI un protocole d'accès permettant aux PCR et médecins de prévention de se connecter à l'application. Le suivi de l'exposition interne, déterminé par le médecin de prévention, est réalisé par l'IRSN. [3].

❖ SURVEILLANCE DE L'EXPOSITION EXTERNE

Elle est réalisée par dosimétrie passive et/ou opérationnelle.

Elle est nécessaire uniquement lors d'une exposition à des rayonnements :

- X et γ d'énergie >15 KeV émis par un radionucléide;
- β d'énergie moyenne > 100 KeV;
- Neutronique (thermique à rapide).

Sa mise en œuvre est alors obligatoire. En zone surveillée (ZS), seule la dosimétrie passive est requise. Le dosimètre porte doit être changé au minimum chaque trimestre.

En zone contrôlée (ZC), et dès lors que le risque d'exposition externe est avéré, les travailleurs doivent également être surveillés par dosimétrie opérationnelle.

➤ **DOSIMETRIE PASSIVE**

- Tous les travailleurs exposés, quel que soit leur classement, doivent bénéficier d'une évaluation individuelle de l'exposition par dosimétrie passive (dosimétrie de référence) ;
- Dans le cas d'une distribution non homogène des doses, le dosimètre passif porte à la poitrine doit être complété par une dosimétrie additionnelle (poignet, doigt, cristallin...) permettant de s'assurer du respect des limites de doses aux parties du corps les plus exposées ;
- Si l'exposition est localisée uniquement sur une partie du corps, la « dosimétrie de référence » peut dans ce cas ne reposer que sur des dosimètres adaptés à l'exposition locale (bague, poignet), dès lors qu'ils sont fournis par un laboratoire agréé ou par l'IRSN.

➤ **DOSIMETRIE OPERATIONNELLE**

La dosimétrie opérationnelle est une dosimétrie individuelle qui doit être mise en œuvre lors d'une opération se déroulant en zone contrôlée dans un but d'optimisation (mise en œuvre du principe ALARA). Il s'agit d'une dosimétrie en temps réel ou « dosimétrie active ». Les dosimètres utilisés sont du type « à lecture directe ». Les résultats de cette dosimétrie sont transmis à l'IRSN (SISERI) par la PCR.

❖ **SURVEILLANCE DE L'EXPOSITION INTERNE**

Le cas échéant, des mesures permettant d'évaluer l'exposition interne (prélèvements d'air au poste de travail, anthropogammamétrie, radio toxicologie urinaire...) sont mises en œuvre.

Les résultats de ces mesures sont conservés dans le dossier médical et sont destinés aux médecins de prévention. [3].

IX-6-4. DETENTION DE MATIERES NUCLEAIRES :

Les matières nucléaires sont les matières qui pourraient être utilisées pour fabriquer un engin explosif nucléaire. Elles sont définies à partir de leurs caractéristiques fissiles, fusibles ou fertiles.

Les éléments concernés sont le deutérium et le lithium enrichi en lithium 6 pour les éléments stables, et le plutonium, l'uranium, le thorium et le tritium pour les éléments radioactifs.

Leur importation, exportation, élaboration, détention, transfert, utilisation et transport sont soumis à contrôle dans les conditions fixées par le Code de la défense (articles. L. 1333-1 et suivants, articles. R. 1333-1 et suivants) et ses arrêtés d'application. L'objectif est le contrôle et la protection de ces matières en vue d'éviter tout vol, détournement, perte ou acte de malveillance.

Selon la quantité détenue, leur détention est soumise à déclaration ou autorisation auprès du ministère chargé de l'énergie (Haut fonctionnaire de défense et de sécurité - HFDS).

Les laboratoires de recherche relèvent principalement de la déclaration, le déclarant étant le directeur d'unité. Les obligations d'un déclarant sont :

- Designer un préposé à la garde des matières nucléaires et l'avertir par écrit des obligations relatives à cette mission ainsi que des peines encourues en cas d'infraction (attestation de reconnaissance de responsabilités). Le préposé reconnaît par écrit avoir pris connaissance de ce texte, et le signe en deux exemplaires, après l'avoir daté (article R. 1333-76 du Code de la défense) ;
- Effectuer une déclaration à l'intention du ministre chargé de l'énergie par pli recommandé avec accusé de réception à la direction de l'expertise nucléaire de défense de l'IRSN qui tient la comptabilité nationale des matières nucléaires.

Cette déclaration doit être réitérée à chaque modification affectant les informations contenues dans la déclaration. Elle précise l'identité du préposé à la garde, la nature des activités, les quantités initialement détenues et maximales susceptibles d'être détenues ou mises en mouvement, les mesures prises pour assurer le suivi physique et la protection physique des matières détenues ou mises en mouvement.

- Assurer un suivi physique des matières détenues permettant de connaître à tout moment leur localisation et de tracer les transformations subies ainsi que tous leurs mouvements ;
- Tenir un livre-journal sur lequel sont enregistrées, pour tout article contenant de la matière nucléaire, les variations de stock. Ces informations sont consignées par ordre chronologique et archivées pendant 5 ans. Il permet d'assurer la comptabilité des matières nucléaires détenues ;
- Réaliser annuellement un inventaire physique des stocks détenus au 31 décembre de l'année écoulée. Assurer la traçabilité de cet inventaire. Ces documents sont conservés pendant une période d'au moins 5 ans ;
- Dresser un état annuel à l'issue de l'inventaire physique et transmettre cet état à l'IRSN avant le 31 janvier de chaque année. Le support est un document délivré par l'IRSN.
- S'assurer en cas de mouvement externe avec transfert de responsabilités que le destinataire a bien reçu les matières nucléaires en recevant un justificatif de réception et en l'archivant pendant 5 ans ;
- mettre en place une protection physique des matières contre le vol et la perte.
- Informer l'HFDS du ministère chargé de l'énergie ainsi que le service de police ou de gendarmerie, en cas de constatation de perte, de vol, de disparition ou de détournement des matières, dans les 24 heures suivant la constatation de l'événement. [3].

**IX-7.DECRET PRESIDENTIEL N° 05-117 DU 2 RABIE EL AOUEL 1426
CORRESPONDANT AU 11 AVRIL 2005 RELATIF AUX MESURES DE
PROTECTION CONTRE LES RAYONNEMENTS IONISANTS**

Il décrète :

CHAPITRE I : Champ d'application	
Artic le 1^{er}.	<p>*/ Les règles générales de protection contre les risques des rayonnements ionisants, en particulier lors des opérations d'importation, de transit, de fabrication, de transformation, d'utilisation, de manipulation, de transport, d'entreposage, de stockage, d'évacuation et d'élimination des substances radioactives et de toute autre pratique qui implique un risque résultant des :</p>
Le présent décre t a pour objet de fixer :	<p>**/ Expositions professionnelles ; **/ Expositions potentielles ; **/ Expositions médicales ; **/ Expositions du public ; **/ Situations d'exposition d'urgence.</p>
Artic le 2	<p>*/ les règles d'autorisation de la détention et de l'utilisation des substances naturelles ou artificielles et des appareils émettant des rayonnements ionisants destinés à des fins industrielles, agricoles, médicales et scientifiques. Sont exclues du champ d'application du présent décret les expositions dues aux radionucléides naturellement présents dans le corps humain, aux rayonnements cosmiques à la surface de la terre, et à des concentrations non modifiées de radionucléides dans les matières premières.</p>
Artic le 3.	<p>Les conditions et les modalités particulières relatives à la détention et à l'utilisation de sources de rayonnements ionisants à des fins médicales ainsi qu'à des fins industrielles notamment la radiographie industrielle est déterminée par arrêté ministériel ou conjoint, selon le cas, par les ministres chargés de la santé, du travail et de la sécurité sociale, de l'énergie et des mines et de l'industrie.</p> <p>La détention et l'utilisation des sources de rayonnements ionisants sont soumises au régime de l'autorisation à l'exception de celles qui satisfont aux conditions d'exemption prévues ci-après et qui ne nécessitent qu'une déclaration au commissariat à l'énergie atomique. Sont exemptés :</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Les sources radioactives dont l'activité est inférieure aux limites d'exemption fixées en annexe I du présent décret. 2. Les appareils émettant des rayonnements ionisants et contenant des substances radioactives en quantité supérieure aux dites limites d'exemption, à condition qu'elles soient d'un type agréé, ou qu'elles soient sous forme de sources scellées assurant une protection efficace contre tout contact

	<p>avec les substances radioactives et contre toute fuite de celles-ci et ne présenter en aucun point situé à 0,1 mètre de la surface de l'appareil et dans les conditions de fonctionnement normal, un débit d'équivalent de dose supérieur à 1 µSv (un micro-sievert) par heure,</p> <p>3. Les générateurs de rayonnements ionisants d'un type agréé, et à condition :</p> <p>*/ Qu'ils ne présentent en aucun point situé à 0,1 mètre de la surface de l'appareil, et dans les conditions de fonctionnement normal, un débit d'équivalent de dose supérieur à 1 µSv/heure;</p> <p>*/ Que l'énergie maximale du rayonnement produit ne soit pas supérieure à 5 keV;</p> <p>4. les pratiques et la source associée à une pratique vérifiant dans toutes les situations possibles que la dose efficace que devrait recevoir en un an toute personne du public du fait de cette pratique ou de cette source est l'ordre de 10 µSv au moins.</p>
<p>Artic le 4.</p>	<p>La protection contre l'exposition à des rayonnements ionisants doit être fondée sur les principes généraux suivants :</p>
	<p>*/ toute pratique impliquant une exposition aux rayonnements ionisants doit pouvoir être justifiée pour le bénéfice net qu'elle procure en tenant compte des facteurs économiques et sociaux. Sont interdites les pratiques donnant lieu à l'incorporation de substances radioactives lors de la fabrication et de la mise en vente d'aliments, de boissons, de cosmétiques, jouets, bijoux, parures, ou tout autre produit à usage domestique ;</p> <p>*/ Sans préjudice des dispositions relatives aux expositions exceptionnelles liées aux situations d'urgence, l'exposition de toute personne doit être restreinte de façon que ni la dose efficace totale, ni la dose équivalente totale aux organes ou tissus concernés, ne dépassent la limite de dose applicable. En outre les expositions médicales ne sont pas soumises aux limites de dose ;</p> <p>*/ La protection radiologique et la sûreté doivent être optimisées de façon que l'ampleur des doses individuelles, le nombre des personnes exposées et la probabilité des expositions soient maintenus au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux.</p>

CHAPITRE II : conditions de détention et d'utilisation des sources de rayonnements ionisants	
rticle 5.	<p>L'importation et l'exportation de sources et matières radioactives sont soumises au visa préalable des services du commissariat à l'énergie atomique. Les appareils émettant des rayonnements ionisants sont soumis à la procédure de déclaration conformément à la réglementation en vigueur.</p>
rticle 6.	<p>Toute personne physique ou morale détenant ou devant utiliser une source de rayonnements ionisants dont l'activité est supérieure aux limites d'exemption prévues à l'article 3 ci-dessus, doit solliciter une autorisation auprès du commissariat à l'énergie atomique.</p>
rticle 7.	<p>La demande d'autorisation est accompagnée d'une déclaration comportant les données ci-après :</p> <p>1- Pour la déclaration portant sur les matières radioactives :</p> <ul style="list-style-type: none"> */ Le nom du radioélément et son activité initiale à la date de fabrication (en multiples de Becquerel) ; */ L'état physico-chimique de la source ; */ Sa forme, scellée ou non scellée ; */ Le certificat de conformité de la source radioactive établi par un organisme habilité ; */ Le nom et l'adresse complète du fournisseur ; */ Le type d'appareil renfermant la source et ses documents de certification ; */ L'utilisation prévue de la source ; */ La localisation et le lieu d'entreposage de la source ; */ Les options d'évacuation envisagées en fin de l'utilisation. <p>2. Pour la déclaration portant sur les appareils générateurs de rayonnements ionisants:</p> <ul style="list-style-type: none"> */ Les caractéristiques techniques de l'appareil et les dispositifs de protection prévus ; */ La date et le lieu de fabrication de l'appareil ; */ Le nom et l'adresse complète du fabricant ; */ Les certificats d'homologation de l'équipement selon les normes nationales ou internationales pertinentes. <p>En outre, tout employeur doit indiquer sa raison sociale, l'activité en cours et celle envisagée pour l'utilisation des sources de rayonnements et les dates envisagées de début et de cessation de l'activité.</p> <p>Il peut être requis également :</p> <ul style="list-style-type: none"> a) le certificat du test de contrôle de qualité lorsqu'il s'agit d'équipements prototypes ; b) le certificat de qualification en radioprotection ou le certificat d'aptitude à l'utilisation des radioéléments des personnes appelées à manipuler les sources de rayonnements ionisants ; c) l'attestation d'affiliation du personnel à un service de médecine du travail ; d) l'attestation de suivi dosimétrique du personnel ; e) un plan d'action et de secours pour les situations d'urgence radiologique, approuvé par les services compétents de la protection civile ; f) un certificat d'étalonnage des détecteurs de rayonnements ionisants. <p>Le commissariat à l'énergie atomique peut assortir la délivrance de l'autorisation de conditions particulières.</p>

CHAPITRE III : expositions professionnelles	
A rticle 17.	Est interdit l'emploi à des travaux sous rayonnements ionisants de personnes âgées de moins de dix huit (18) ans, à l'exclusion des travaux à des fins de formation pratique ou d'apprentissage, pouvant être entrepris à partir de l'âge de seize (16) ans.
Section 1 : Limites de dose	
A rticle 18.	<p>L'exposition professionnelle de tout travailleur doit être maîtrisée de sorte que les limites ci-après ne soient pas dépassées :</p> <p>a) dose efficace de 20 mSv (vingt millisievert) par an en moyenne sur cinq années consécutives ;</p> <p>b) dose efficace de 50 mSv (cinquante millisievert) en une seule année ;</p> <p>c) dose équivalente au cristallin de 150 mSv (cent cinquante millisievert) en un an ;</p> <p>d) dose équivalente aux extrémités (mains et pieds) ou à la peau de 500 mSv en un an.</p> <p>Pour les apprentis âgés de 16 à 18 ans qui suivent une formation à un emploi comportant une exposition aux rayonnements ionisants et pour les étudiants âgés de 16 à 18 ans qui doivent utiliser des sources au cours de leurs études, l'exposition professionnelle doit être maîtrisée de sorte que les limites ci-après ne soient pas dépassées :</p> <p>a) dose efficace de 6 mSv en un an ;</p> <p>b) dose équivalente au cristallin de 50 mSv en un an ;</p> <p>c) dose équivalente aux extrémités (mains et pieds) ou à la peau de 150 mSv en un an.</p> <p>Les limites de dose efficace fixées ci-dessus s'appliquent à la somme des doses pertinentes résultant d'une exposition externe pendant la période spécifiée, et des doses engagées pertinentes résultant d'une contamination interne pendant la même période.</p> <p>La période de calcul de la dose engagée est de 50 ans pour les adultes et 70 ans pour les enfants.</p> <p>Les doses efficaces engagées par unité d'incorporation par ingestion et par inhalation seront précisées par arrêté du ministre chargé de la santé. les facteurs de pondération radiologique et tissulaire figurent en annexe III du présent décret.</p>
A rticle 19.	<p>Les travailleurs dont l'exposition est susceptible de dépasser les limites de dose admises pour les personnes du public données par l'article 84 ci-dessous sont classées par l'employeur dans l'une des catégories suivantes :</p> <p>*/ Catégorie A : travailleurs dont les conditions habituelles de travail sont susceptibles d'entraîner le dépassement des trois dixièmes (3/10) des limites annuelles de dose, visées à l'article 18 ci-dessus ;</p> <p>*/ Catégorie B : travailleurs non susceptibles de recevoir, dans les conditions habituelles de travail, des doses supérieures à trois dixièmes (3/10) des limites de dose visées à l'article 18 ci-dessus.</p>
Section 2 : Limites de dose dans des circonstances particulières	
A	Lorsque en raison de circonstances particulières, les expositions sont supérieures aux limites de dose admises et que par ailleurs ces expositions revêtent un caractère exceptionnel et

rticle 20.	temporaire, le commissariat à l'énergie atomique peut déroger à titre exceptionnel et temporaire aux limites de dose définies à l'article 18 ci-dessus, après accord des services compétents des ministères chargés de la santé et du travail, sur rapport du médecin du travail concerné.
A rticle 21.	La demande de modification temporaire de la limite de dose introduite par le détenteur de l'autorisation doit comprendre : 1. La description des circonstances particulières justifiant la modification temporaire de la limite de dose ; 2. La présentation des documents prouvant : */ Qu'un programme d'optimisation a bien été mis en œuvre ; */ Que toutes les mesures ont été prises pour améliorer les conditions radiologiques de travail de façon que les limites de dose fixées à l'article 18 ci-dessus puissent être observées ; */ Que le suivi dosimétrique et l'enregistrement des doses de chaque travailleur sont respectés et susceptibles de faciliter le transfert des dossiers dosimétriques entre employeurs.
Section 3 : Dispositif de protection radiologique	
A rticle 24.	Les installations renfermant des sources de rayonnements ionisants doivent comporter un dispositif de protection radiologique de manière que les doses efficaces qui pourraient être reçues par des travailleurs ne dépassent pas les limites de dose fixées à l'article 18 ci-dessus. En outre, l'utilisateur doit veiller à la mise en œuvre d'un programme d'optimisation de la radioprotection pour chacune des installations dont il a la responsabilité, ayant pour objectif de maintenir les doses au niveau le plus bas que l'on puisse raisonnablement atteindre.
A rticle 25.	L'utilisateur prend toutes les dispositions pour que soient délimitées des zones spécialement réglementées devant faire l'objet d'une signalisation distincte lorsque le risque d'exposition ou de contamination dépasse les limites de dose fixées pour les personnes du public par l'article 84 ci-dessous. L'utilisateur veille à ce que l'accès à ces zones soit limité aux seules personnes expressément autorisées et que la durée de leur présence dans celles-ci soit la plus réduite possible.
Section 4 : Dosimétrie du personnel professionnellement exposé et évaluation des expositions :	
A rticle 30.	L'évaluation périodique de doses reçues par les travailleurs affectés à titre permanent ou temporaire à une zone contrôlée est une obligation de l'employeur. Elle est réalisée au moyen de dosimètres individuels appropriés fournis et analysés par les services techniques du commissariat à l'énergie atomique ou par des services agréés par ce dernier. La périodicité du contrôle dosimétrique individuel est déterminée en fonction des conditions radiologiques liées à l'activité exercée. Dans le cas où la dosimétrie du personnel est réalisée par un service autre que celui qui relève du commissariat à l'énergie atomique, l'employeur est tenu de transmettre les états des doses enregistrées à ce dernier qui tient le registre dosimétrique national. Les données du registre sont mises

	à la disposition des services compétents des ministères chargés de la santé et du travail.
Section 5 : Protection médicale des travailleurs exposés à des rayonnements ionisants	
Article 35.	<p>Les travailleurs de la catégorie A doivent faire l'objet d'une surveillance médicale particulière comprenant :</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Un examen médical approprié avant toute affectation à un poste de travail ; 2. Des examens médicaux périodiques dont la fréquence et la nature sont définies par la réglementation en vigueur ; 3. Des examens nécessaires en cas d'exposition et/ou de contamination. <p>Les mesures prises par le médecin en cas d'exposition ou de contamination non concertées ne doivent, en aucun cas, être moins sévères que celles fixées pour les expositions exceptionnelles concertées.</p> <p>En sus de l'examen médical périodique, tout travailleur de la catégorie A doit subir un examen médical s'il a été soumis à une exposition totale supérieure aux limites de dose fixées à l'article 18 ci-dessus pour des conditions normales de travail. (<i>journal officiel de la république algérienne n°27</i>)</p>
CHAPITRE IV : Expositions potentielles	
Section 1 : Dispositions particulières aux pratiques mettant en oeuvre les sources scellées et non scellées	
Article 45.	<p>Les locaux renfermant des sources radioactives doivent être pourvus d'un système de fermeture à clé et dotés de panneaux de signalisation réglementaire.</p> <p>En cas d'utilisation de sources non scellées, des dispositions sont prises afin :</p> <ul style="list-style-type: none"> */ De recueillir et d'entreposer, sans entraîner de risques d'exposition et de contamination, les déchets radioactifs liquides ou solides pouvant apparaître à tous les stades de la détention et de l'utilisation, pendant le temps nécessaire pour les rendre inoffensifs ou avant de les évacuer pour leur élimination ; */ De prévenir la contamination des locaux mitoyens et de l'environnement ; */ de recueillir rapidement les substances radioactives qui viendraient à se disperser. <p>Les mesures d'urgence à appliquer en cas d'épandage accidentel de substances radioactives sur les lieux de travail doivent être définies par l'employeur et portées à la connaissance du personnel affecté à la manipulation de ces sources.</p>
Section 2 : Contrôles radiologiques	
Article 57.	<p>Tout utilisateur de sources de rayonnements ionisants comportant des risques d'exposition ou de contamination est tenu, dans des conditions fixées par les articles ci-après, d'effectuer les contrôles :</p> <ul style="list-style-type: none"> */ Des sources et de leurs dispositifs de protection ; */ D'ambiance et de rejet ; */ Des appareils de mesure et de surveillance ; */ Des dispositifs de détection des rayonnements ionisants, de signalisation et d'alarme ; */ De qualité de toute installation abritant une source de rayonnements ionisants. <p>Ces contrôles doivent être effectués selon les méthodes qui seront fixées par arrêté interministériel des ministres chargés de l'intérieur, de la santé et du travail, par les personnes physiques ou morales qualifiées et agréées par le commissariat à l'énergie atomique.</p>

	Les chantiers ou locaux situés en dehors de la zone contrôlée doivent faire l'objet d'un contrôle d'ambiance.
Section 3 : Assurance de la qualité	
A rticle 62.	Les pratiques qui font appel à l'usage de sources radioactives de moyennes et hautes activités, notamment dans les domaines de la gammagraphie industrielle, la radiothérapie et l'irradiation à des fins de stérilisation ou de conservation font l'objet de programmes d'assurance de la qualité. A ce titre, l'utilisateur doit : */ Prévoir des actions programmées et systématiques visant à donner des assurances suffisantes quant au respect des règles de sûreté radiologique liées à l'utilisation de sources radioactives ; */ définir un cadre permanent afin de consolider et d'améliorer constamment le dispositif de radioprotection opérationnelle dans ses différents aspects techniques et humains.
Section 4 : Inventaire de sources et matières radioactives	
A rticle 63.	Une comptabilité doit être tenue pour chaque entrepôt de sources et matières radioactives. Elle doit renseigner, en tout temps, sur l'emplacement, la nature et l'activité des sources dont l'employeur.

CHAPITRE V : Expositions médicales	
A rticle 64.	Aucune exposition médicale à des fins diagnostiques ou thérapeutiques ne doit être effectuée sans prescription médicale.
A rticle 65.	Tout acte radiologique à des fins diagnostiques ou thérapeutiques doit être justifié par une comparaison des avantages qu'il procure sur le plan diagnostique ou thérapeutique et du détriment radiologique qu'il entraîne, compte tenu des avantages et des risques des autres techniques disponibles, ne faisant pas appel aux rayonnements ionisants. (<i>journal officiel de la république algérienne n° 27</i>)
A rticle 66.	Tout médecin prescrivant ou pratiquant des actes radiologiques diagnostiques et / ou thérapeutiques, est tenu, au premier chef, d'assurer la protection et la sûreté globale des patients lors de la prescription et de l'exécution de l'acte.

CHAPITRE VI : Exposition du public	
Section 1 : Limites de dose	
A rticle 84.	<p>L'exposition de personnes du public ne doit pas dépasser les limites suivantes qui s'appliquent aux doses moyennes estimées aux groupes critiques :</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Ne dose efficace de 1 mSv en un an ; 2. Dans des circonstances particulières, une dose efficace allant jusqu'à 5 mSv en une seule année à condition que la dose moyenne sur cinq années consécutives ne dépasse pas 1 mSv par an ; <p>c) une dose équivalente au cristallin de 15 mSv en un an ; d) une dose équivalente à la peau de 50 mSv en un an.</p> <p>Les limites de dose fixées ci-dessus ne s'appliquent pas aux personnes du public qui contribuent volontairement aux soins donnés à des patients subissant une exposition à des fins diagnostiques ou thérapeutiques, ou leur rendant visite.</p> <p>La dose reçue par ces personnes adultes doit néanmoins être maintenue à un niveau tel qu'il soit peu probable qu'elle dépasse 5 mSv pendant toute la durée de l'acte médical.</p>
Section 2 : Sources d'irradiation externe	
A rticle 85.	<p>Avant implantation de son installation, l'exploitant d'une source d'irradiation externe doit remettre au commissariat à l'énergie atomique pour approbation les documents suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"> */ Les plans d'ensemble et les plans d'implantation des équipements ; */ Les études de protection biologique ; */ Les supports établissant les contraintes de doses spécifiques à son installation ; */ Le programme comportant les mesures de protection appropriées visant à réduire l'exposition des personnes du public ; */ Le programme détaillé des essais de mise en service de l'installation ; */ L'étude d'impact radiologique de l'installation ; */ Le plan d'urgence et de secours. <p>Ces documents sont appréciés à la lumière des clauses fixées par un cahier des charges établi par le commissariat à l'énergie atomique.</p>
Section 3 : Surveillance de la radioactivité sur le territoire national	
A rticle 90.	<p>Le commissariat à l'énergie atomique est chargé du contrôle permanent de la radioactivité sur le territoire national.</p> <p>Il doit s'assurer le concours des organismes compétents pour l'établissement du réseau national de surveillance radiologique.</p> <p>Dans les conditions normales, le contrôle prévu, ci-dessus, comporte :</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. La détermination régulière de la radioactivité de l'air, des eaux, du sol et de la chaîne alimentaire ; 2. L'évaluation des doses éventuellement reçues par la population. <p>Le commissariat à l'énergie atomique transmet les résultats et les conclusions aux autorités compétentes.</p>
Section 4 : Contrôle isotopique des produits alimentaires	
A rticle	<p>de Les importateurs de produits alimentaires soumis au contrôle préalable sur les niveaux</p>

92.	contamination radioactive doivent procéder à cette opération avant réception de ces produits.
A rticle 93.	Les analyses isotopiques sont effectuées par le commissariat à l'énergie atomique qui doit se prononcer au plus tard dans les quarante huit heures (48h) sur les niveaux de contamination radioactive. Les contrôles portent sur les échantillons prélevés selon les modalités et techniques d'échantillonnage inhérentes à chaque type de produit. (<i>journal officiel de la république algérienne n° 27</i>)

CHAPITRE VII : Situation d'exposition d'urgence

A rticle 96.	Les incidents et les accidents radiologiques ou nucléaires sont classés selon des niveaux définis par arrêté interministériel des ministres chargés de l'intérieur, de la santé et de l'environnement.
A rticle 97.	L'utilisateur doit élaborer, pour l'établissement dont il a la responsabilité, un plan d'action et de secours d'urgence approuvé par le commissariat à l'énergie atomique et les services compétents de la protection civile. Ce plan doit prévoir le dispositif nécessaire pour : 1. Etre en mesure, dans la limite de ses moyens, de faire face à tout incident radiologique pouvant survenir dans l'établissement ; 2. S'assurer de l'aide des autorités publiques et d'organismes nationaux pour faire face aux accidents importants survenus dans l'établissement mais n'ayant aucune incidence en dehors de celui-ci ; 3. Aviser immédiatement les autorités compétentes, notamment les services de la protection civile et le commissariat à l'énergie atomique, de tous les accidents, en particulier ceux dont les conséquences s'étendent ou pourraient s'étendre à l'extérieur de l'établissement. Selon la nature et la gravité de l'accident, il peut être fait appel aux services compétents des ministères chargés de la défense nationale, de l'intérieur, de la santé et de l'environnement ; 4. Fournir une assistance à l'autorité publique et, le cas échéant, établir un compte rendu en procédant à l'analyse de tout accident survenu. En tout état de cause, l'employeur doit tenir informées les autorités : */ De l'évolution en cours et prévisible de la situation ; */ Des mesures prises pour la protection des travailleurs et des personnes du public ; */ Des expositions subies ou susceptibles d'être subies. Le plan d'action et de secours doit faire l'objet d'un réexamen et d'une mise à jour périodique. L'employeur est tenu de dispenser une formation pratique et théorique au personnel d'intervention en matière d'urgence radiologique. (<i>journal officiel de la république algérienne n° 27</i>)

CHAPITRE VIII : Inspections et sanctions

A rticle 106.	Le contrôle de l'application des dispositions du présent décret est assuré par les inspecteurs de radioprotection du commissariat à l'énergie atomique, dont le statut particulier est fixé par voie
---------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

	<p>réglementaire. Les actions de contrôle de l'application des dispositions du présent décret sont également dévolues aux autres corps d'inspection de l'Etat, dans le cadre de leurs prérogatives respectives.</p>
A rticle 107.	<p>En cas d'utilisation de sources de rayonnements ionisants en violation des dispositions du présent décret, le commissariat à l'énergie atomique retire l'autorisation et saisit les autorités compétentes à l'effet de prononcer la suspension de l'activité, sans préjudice des sanctions civiles et pénales prévues par la législation en vigueur.</p>

CHAPITRE IX : Dispositions transitoires

A rticle 108.	<p>Tout utilisateur qui détient des sources de rayonnements ionisants doit, dans un délai de trois (3) mois à compter de la date de publication du présent décret au Journal officiel de la République algérienne démocratique et populaire, faire une déclaration au commissariat à l'énergie atomique qui spécifie : */ La quantité de chaque type de substance radioactive détenue, */ Le type, l'usage et la localisation d'appareils émettant des rayonnements ionisants. L'utilisateur doit, en outre, prendre toutes les mesures visant à adapter les installations ou pratiques en conformité avec les exigences définies par les dispositions du présent décret.</p>
A rticle 109.	<p>Sont abrogées toutes dispositions antérieures contraires au présent décret, notamment celles du décret n° 86-132 du 27 mai 1986, susvisé. Toutefois, les textes pris en application du décret n° 86-132 susvisé demeurent en vigueur, pour une période maximale d'une année à compter de la date de publication du présent décret au Journal officiel de la République algérienne démocratique et populaire.</p>
A rticle 110.	<p>Le présent décret sera publié au Journal officiel de la République algérienne démocratique et populaire. <i>Fait à Alger, le 2 Rabie El Aouel 1426 correspondant au 11 avril</i> <i>2005. (journal officiel</i> <i>de la république algérienne n° 27)</i></p>

IX-8. DECRET PRESIDENTIEL N° 05-118 DU 2 RABIE EL AOUEL 1426 CORRESPONDANT AU 11 AVRIL 2005 RELATIF A L'IONISATION DES DENREES ALIMENTAIRES

Il décrète :

<i>Articles</i>	<i>Contenus</i>
A <i>rticle</i> 1er.	Le présent décret a pour objet de fixer les règles de traitement, de contrôle et de commerce des denrées alimentaires traitées par ionisation. Il s'applique aux opérations de traitement, d'emballage, d'étiquetage, d'importation, d'exportation, d'entreposage, de stockage et de commercialisation des denrées alimentaires ionisées.
Article 2.	Au sens du présent décret on entend par : 1. Denrée alimentaire : Toute substance brute ou traitée en produit fini ou semi-fini, destinée à la consommation humaine, et toute autre substance entrant dans le processus de fabrication, de transformation ou de traitement de l'aliment. Sont exclus les produits cosmétiques, les tabacs et les médicaments : 2. Rayonnements ionisants : Tout rayonnement électromagnétique ou corpusculaire pouvant provoquer des ionisations soit directement, soit indirectement dans la matière qui lui est exposée. 3. Installation d'irradiation : Installation agréée, enregistrée et autorisée par les autorités compétentes pour le traitement à l'aide des rayonnements ionisants des denrées alimentaires. 4. Aliments ionisés : Toute denrée alimentaire ayant subi un traitement à l'aide de rayonnements ionisants. Sont exclus les aliments exposés aux rayonnements à des fins de mesures de contrôle : 5. Dose globale moyenne absorbée de 10 kGy : dose moyenne d'irradiation absorbée par l'aliment, à condition que la fraction massique de l'aliment ayant reçu moins de 15 kGy soit supérieure à 97,5%.
Article 3.	La liste des denrées susceptibles d'être ionisées et commercialisées ainsi que les doses absorbées relatives à chaque type de denrées seront fixées par arrêté conjoint du ministre chargé de l'agriculture et du ministre chargé du commerce. Ladite liste est actualisée dans les mêmes formes.
Article 4.	Toute installation d'irradiation doit répondre aux exigences de protection radiologique et faire l'objet d'une autorisation délivrée par le commissariat à l'énergie atomique conformément aux procédures en vigueur.
A <i>rticle</i>	L'exploitant de l'installation d'irradiation doit tenir un registre retraçant pour chaque lot de denrées alimentaires traité les informations relatives : */ A la nature et la quantité de denrées alimentaires ionisées ; */ Au numéro du lot ; */ Au destinataire ;

13.	<p>*/ A la date de l'opération d'ionisation ; */ Au type d'emballage utilisé pendant le traitement ; */ Aux résultats des contrôles dosimétriques effectués, avec des précisions concernant en particulier les limites inférieures et supérieures de la dose absorbée et le type de rayonnement ; */ A tout incident survenu lors de l'opération d'ionisation.</p>
Article 14.	<p>A Un certificat de traitement par irradiation doit être délivré pour chaque lot de denrées alimentaires ionisées, il doit comporter les informations suivantes : */ La date de l'opération d'ionisation ; */ Le lieu d'ionisation ; */ Le numéro du lot ; */ L'intervalle de dose. Pour les opérations d'importation et d'exportation, le certificat ci-dessus peut comporter des éléments spécifiques pour chaque type de produit.</p>
Article 15.	<p>A Sans préjudice des dispositions de l'article 6 du décret exécutif n° 90-367 du 10 novembre 1990, susvisé, le marquage ou l'étiquetage doit être élaboré sous la forme d'un sigle accompagné de l'une des mentions suivantes apposée de façon lisible, visible et indélébile : */ Ionisé ou irradié ; */ Protégé par ionisation ou irradiation. Le lieu de l'ionisation doit également y être indiqué</p>
Article 16.	<p>A Les contrôles de qualité des denrées alimentaires ionisées ainsi que les contrôles de radioprotection dans l'installation d'irradiation, sont effectués par les organismes compétents en la matière. Les corps de fonctionnaires de l'Etat habilités sont chargés, chacun en ce qui le concerne, de constater les infractions aux dispositions du présent décret.</p>
Article 17.	<p>A Les conditions et modalités techniques relatives à la mise en oeuvre des dispositions du présent décret seront définies en cas de besoin par arrêté conjoint du ministre chargé du commerce, du ministre chargé de l'agriculture, du ministre chargé de la santé, sur proposition du commissaire à l'énergie atomique.</p>
Article 18.	<p>A Le présent décret sera publié au Journal officiel de la République algérienne démocratique et populaire. <i>Fait à Alger, le 2 Rabie El Aouel 1426 correspondant au 11 avril 2005. (journal officiel de la republique algerienne n°27)</i></p>

**IX-9. DECRET PRESIDENTIEL N°05-119 DU 2 RABIE EL AOUEL 1426
CORRESPONDANT AU 11 AVRIL 2005 RELATIF A LA GESTIO DES
DECHETS RADIOACTIFS :**

Il décrète :

<i>Articles</i>	<i>Contenus</i>
Article 9.	<p>L'exploitant d'une installation d'irradiation doit veiller à ce que les opérations relatives à l'ionisation soient menées conformément à un programme d'assurance de la qualité approuvé par les services compétents du commissariat à l'énergie atomique et les services compétents du ministère du commerce.</p> <p>Le programme d'assurance de la qualité doit permettre de vérifier que :</p> <ul style="list-style-type: none"> */ L'installation et les équipements sont conçus, construits et utilisés conformément aux prescriptions concernant la sûreté d'exploitation ; */ Les radio-traitements sont réalisés dans les meilleures conditions techniques et scientifiques de façon à garantir l'hygiène, l'innocuité, les propriétés organoleptiques ainsi que les caractéristiques nutritives des denrées ionisées. En outre, l'exploitant s'assure : <ul style="list-style-type: none"> **/ De l'existence d'une barrière physique séparant les produits traités des produits non traités ; **/ De la mise en place des mesures nécessaires pour que l'emballage soit doté d'un indicateur de doses permettant de distinguer <i>de visu</i> les produits ionisés des produits non ionisés.
Article 10.	<p>Les denrées alimentaires devant subir un radio traitement doivent être saines et propres à la consommation. Cette exigence est certifiée par les organismes habilités à cet effet. Cette exigence est certifiée par les organismes habilités à cet effet.</p>
Article 11.	<p>L'emballage des produits alimentaires destinés à l'ionisation doit être approprié à ce traitement et doit permettre d'éviter la ré infestation et la décontamination ainsi que tout autre dommage susceptible de survenir durant l'entreposage et le transport.</p>
Article 12.	<p>A l'exception des denrées alimentaires dont la teneur en eau est faible (céréales, légumineuses, aliments déshydratés et produits analogues) qui ont été ionisées afin d'empêcher leur infestation par les insectes, aucun aliment ionisé ne doit être soumis à une seconde ionisation. Une denrée alimentaire n'est pas considérée comme ayant été soumise à une seconde ionisation lorsque :</p> <ul style="list-style-type: none"> */ L'aliment préparé à partir de produits déjà ionisés à de faible doses, inférieures à 1kGy, est soumis à un traitement par ionisation ayant une autre fonction technologique ; */ Il est procédé à l'ionisation d'une denrée alimentaire qui contient un ingrédient ionisé en proportion inférieure à 5% ; */ La dose totale de rayonnements ionisants nécessaire pour obtenir l'effet souhaité est appliquée

	à l'aliment en plusieurs étapes, dans le cadre d'un traitement ayant une fonction technologique donnée. La dose globale moyenne cumulative absorbée ne doit pas dépasser 10 kGy à la suite de l'ionisation.
--	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

Il Décrète :

CHAPITRE I : objet et définitions	
Articles	Contenus
Article 1er.	Le présent décret a pour objet de définir les règles relatives à la gestion des déchets radioactifs solides, liquides et des effluents gazeux générés par toute activité mettant en oeuvre des matières nucléaires ou des substances radioactives.
Article 2.	Sont exemptées de l'application des dispositions du présent décret les substances dont les activités massiques et totales se trouvent en deçà des limites fixées par la réglementation en vigueur. Les certificats d'exemption sont délivrés par le commissariat à l'énergie atomique et donnent droit à l'élimination par les voies conventionnelles, sans excéder les limites fixées par le décret prévu à l'alinéa ci-dessus, par jour et par infrastructure. Toutefois, des dérogations peuvent être accordées par le commissariat à l'énergie atomique sur la base d'études d'impact radiologique démontrant l'innocuité des rejets considérés pour les travailleurs, le public et l'environnement.
Article 3.	Au sens du présent décret, on entend par : 1. Déchet radioactif : Matière contenant ou contaminée par des radioéléments à des concentrations ou activités supérieures aux limites d'exemption et pour laquelle aucune utilisation n'est prévue. 2. Limites d'exemption : Un ensemble de valeurs exprimées en termes de concentration ou d'activité au dessous desquelles les déchets ne sont plus soumis au contrôle réglementaire. 3. Gestion des déchets radioactifs : toutes les activités administratives et opérationnelles liées au tri, à la collecte, la manipulation, le prétraitement, le traitement, le conditionnement, le transport, l'entreposage et le stockage des déchets radioactifs. 4. Installation nucléaire : une installation avec ses infrastructures et équipements dans laquelle sont produites, traitées, utilisées, manipulées et entreposées des matières nucléaires. 5. Producteur : Un établissement qui génère des déchets hors cycle du combustible. 6. Cycle du combustible : Les processus liés à la génération d'énergie nucléaire, incluant l'extraction des matériaux fissiles du minerai, l'enrichissement, la fabrication, l'utilisation et l'entreposage du combustible nucléaire usé et le traitement et le stockage des déchets générés.

	<p>7. Exploitant : Un établissement qui exploite toute installation en relation avec le cycle du combustible.</p> <p>8. Traitement : Les opérations qui permettent de changer les caractéristiques du déchet radioactif à des fins de sûreté et/ou d'économie. Les objectifs du traitement sont :</p> <ul style="list-style-type: none"> */ La réduction du volume ; */ L'extraction des radioéléments du déchet ; */ Le changement de la composition. <p>9. Conditionnement : Les opérations qui produisent un colis de déchet qui peut être facilement manipulé, transporté, entreposé et stocké. Le conditionnement implique la transformation du déchet en une forme solide plus stable.</p> <p>10. Colis de déchet : Le produit de l'opération de conditionnement qui est composé du déchet et de son conteneur avec ses différentes barrières internes de protection.</p> <p>11. Entreposage : Opération qui permet le stockage provisoire des déchets radioactifs dans l'attente de leur élimination ou traitement et/ou stockage.</p> <p>12. Stockage définitif : Opération qui a pour objectif de mettre les colis de déchets radioactifs dans un endroit protégé sans aucune intention de les retirer, du moins pas avant une longue période de temps.</p>
--	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

CHAPITRE II : Conditions de gestion des déchets radioactifs

Section 1 : Obligations

Articles	Contenus
Article 4.	<p>Tout producteur de déchets radioactifs doit veiller à la mise en place des conditions nécessaires à la protection de l'environnement, du public et des travailleurs lors des différentes opérations entrant dans le cadre de la gestion de ces déchets.</p> <p>La gestion de ces déchets radioactifs s'effectue selon les normes, les modalités et les conditions déterminées par le commissariat à l'énergie atomique.</p>
Article 5.	<p>L'exploitant d'une installation doit assurer l'ensemble des opérations de gestion des déchets radioactifs, à l'exception du stockage définitif qui doit être pris en charge par le commissariat à l'énergie atomique ou un organisme désigné par ce dernier.</p>
Article 6.	<p>Tout producteur ou exploitant doit désigner un coordonnateur chargé de la gestion des déchets radioactifs à l'intérieur de l'installation et des relations avec tous les organismes et autorités concernés par la gestion des déchets radioactifs</p>
Article 7.	<p>Le rejet dans l'environnement de matière radioactive sous quelque forme qu'elle soit est soumis à autorisation préalable du commissariat à l'énergie atomique, après étude d'impact radiologique, selon une procédure définie conjointement</p>

	avec les services compétents du ministère chargé de l'environnement. Toute autre matière ou produit radioactif devenu déchet radioactif doit être traité comme tel conformément aux dispositions du présent décret.
Section 2 : Mesures techniques	
Article 9.	Dès leur production, les déchets radioactifs provenant des utilisations hors cycle du combustible doivent être caractérisés et triés conformément à la classification annexée au présent décret.
Article 10.	Le producteur doit présenter les déchets radioactifs pour la collecte conformément aux exigences de tri, aux critères radiologiques et de signalisation telles que définies par les dispositions du présent décret.
Article 11.	Les conteneurs destinés à recueillir les déchets radioactifs ainsi que les sacs servant au transport de ces déchets doivent être manutentionnés et signalés de façon indélébile, et de manière à informer de l'origine du déchet, du radioélément, de son activité, de la date de production, du débit d'équivalent de dose au contact ainsi que de tout risque associé chimique ou biologique. La signalisation doit faciliter l'identification des déchets même après leur évacuation vers un site de stockage.
Article 12.	Le producteur ou l'exploitant doit veiller à ce que les déchets radioactifs produits par son installation en attente de traitement ou d'évacuation, soient entreposés d'une manière appropriée dans des infrastructures répondant aux exigences de sûreté radiologique et de protection physique telles que définies par la réglementation en vigueur. Durant l'entreposage, les déchets conditionnés doivent être séparés de ceux qui n'ont pas fait l'objet d'un traitement.
Article 13.	Tout utilisateur de sources radioactives scellées doit prendre les mesures nécessaires pour s'assurer qu'en phase finale d'utilisation, les sources usées soient retournées au fournisseur. Cette opération doit faire l'objet d'une disposition contractuelle liant l'acheteur et le fournisseur. En cas d'impossibilité, ou si des sources radioactives se trouvent en état d'abandon, le commissariat à l'énergie atomique prend les mesures protectrices nécessaires. Toute importation de déchets radioactifs est interdite.
Section 3 : Dispositions spécifiques aux déchets radioactifs solides et liquides :	
Article 14.	Les déchets radioactifs solides et liquides sont recueillis soigneusement dans des récipients appropriés assurant une protection suffisante, puis traités de manière à éviter tout risque de dispersion de la radioactivité sous quelque forme que ce soit. L'évacuation des déchets radioactifs solides est interdite dans les eaux de surface, les égouts et les collecteurs.
Article 15.	Pendant toute la durée de l'entreposage et du traitement, les mesures indispensables doivent être prises pour éviter tout risque de dispersion de la radioactivité et pour prévenir toute fermentation incontrôlée des liquides radioactifs, le traitement doit être approprié à la nature, à la toxicité et à l'activité des

	<p>radionucléides présents.</p> <p>Les boues ou précipités radioactifs obtenus après séchage éventuel seront traités et conditionnés comme des déchets radioactifs solides.</p> <p>L'activité totale des déchets radioactifs liquides et gazeux rejetés sera maintenue à un niveau aussi bas qu'il est raisonnablement possible de maintenir, tout en étant inférieure à la limite stipulée par l'autorisation citée à l'article 7 du présent décret.</p>
Article 16.	<p>Les déchets radioactifs liquides et solides qui ne peuvent être évacués sont disposés et conservés dans des récipients solides appropriés et entreposés dans des locaux conformes aux exigences de sécurité de sorte à éviter toute dispersion des substances radioactives.</p> <p>Si ces déchets sont susceptibles de dégager un effluent radioactif gazeux, le local doit être ventilé de manière à assurer le respect des limites telles que définies par la réglementation en vigueur.</p>
Section 4 : Exigences de sûreté radiologique	
Article 17.	<p>Les locaux et les sites d'entreposage où sont entreposés les déchets radioactifs non conditionnés doivent satisfaire aux exigences prévues par la réglementation en vigueur.</p>
Article 18.	<p>Un programme d'assurance qualité doit être élaboré par le producteur de déchets, de manière à garantir le respect des mesures prises pour satisfaire aux exigences de sûreté.</p> <p>Ce programme d'assurance qualité doit être approuvé par le commissariat à l'énergie atomique qui contrôle son application.</p> <p>Le programme d'assurance qualité doit comporter la définition des qualifications du personnel, des procédures de travail, les moyens utilisés et la conservation des données.</p>
Article 19.	<p>Le producteur ou l'exploitant doit disposer d'un registre d'inventaire des déchets radioactifs tenu à jour et mis à la disposition des agents chargés du contrôle relevant des autorités compétentes en la matière.</p> <p>Ce registre, coté et paraphé, doit contenir les informations retraçant :</p> <ul style="list-style-type: none"> */ L'origine des déchets, le numéro du colis, leur nature physico-chimique, leur activité et la date d'entreposage ; */ La quantité des déchets radioactifs générés et entreposés ; */ Les rejets gazeux autorisés dans l'atmosphère ; */ Les rejets autorisés dans les voies et réseaux divers ou évacués à des fins de traitement ; */ Les rejets autorisés dans les sites appropriés ; */ Les volumes évacués sur les lieux de dépôts spéciaux ; */ Tout incident survenu lors des opérations de gestion de ces déchets.
Article 20.	<p>Outre le registre visé à l'article 19 ci-dessus, l'exploitant doit élaborer un rapport annuel, adressé au commissariat à l'énergie atomique, sur l'état des déchets radioactifs qu'il gère. Ce rapport doit faire ressortir la nature des radioéléments, leur activité totale et spécifique, leur nature physico-chimique, les quantités entreposées et éventuellement rejetées ou évacuées.</p>
Article 21.	<p>Toutes les données concernant les déchets radioactifs doivent être tenues en archives, conformément à la législation et à la réglementation en vigueur.</p>

Art icle 22.	Le producteur ou l'exploitant doit élaborer pour l'établissement dont il a la responsabilité un plan d'action et de secours d'urgence conformément à la réglementation en vigueur.
Art icle 23.	Les corps de fonctionnaires de l'Etat habilités sont chargés, chacun en ce qui le concerne, de constater les infractions aux dispositions du présent décret.
Art icle 24.	Le présent décret sera publié au Journal officiel de la République algérienne démocratique et populaire. [70]

IX-10.CONCLUSION

Dans ce chapitre, nous avons appris et à compris la pratique des méthodes et des techniques d'audit des différentes exigences réglementaires et légales dans le domaine de santé et sécurité au travail.

RECOMMENDATIONS

RECOMMANDATIONS

Quelques recommandations à proposer :

- Former le personnel aux concepts du système des normes ISO 2919 et ISO 4037 (aspects quantitatifs de la sécurité et sur les différents domaines d'action pour la conformité aux normes) ;
- Former les opérationnels aux concepts du système des normes ISO 7503-1/7503-2 ;
- Intensifier les études et mener des séances de sensibilisation sur les rayonnements ionisants et ses dangers.
- Conformité aux lois dans les hôpitaux et les secteurs liés aux rayonnements ISO 20553 (radioprotection, surveillance professionnelle des travailleurs exposés à un risque de contamination interne par des matériaux radioactifs) ;
 - le médecin doit s'assurer que les conditions de vie socio-économiques du travailleur lui permettent de se conformer aux instructions reçues (espace vital disponible, nombre de chambres, qualité des installations sanitaires,...);
 - Un contrôle approprié des travailleurs et des lieux de travail devrait être effectué afin de mesurer l'exposition des travailleurs à des radiations ionisantes et à des substances radioactives, en vue de vérifier que les niveaux fixés sont respectés.
 - Dans le cas d'irradiation externe, le contrôle devrait s'exercer à l'aide de films, de dosimètres ou d'autres moyens appropriés.
 - Dans le cas d'irradiation interne, lorsqu'il existe des raisons de croire que les niveaux maximaux admissibles peuvent être approchés ou ont été dépassés. Ce contrôle devrait comprendre l'évaluation:
 - De la contamination radioactive ;
 - De la quantité de substances radioactives présente dans l'organisme (ISO8194 protection contre les rayonnements ; moyens de protection contre la contamination radioactive ; conception, choix, essais et utilisation)
- Les travailleurs sont à une forte sensibilisation à la production, malheureusement parfois au détriment de la sécurité, une sensibilisation accrue du travailleur est nécessaire ;

CONCLUSION GÉNÉRALÉ

CONCLUSION GENERALE

Depuis que l'espèce humaine existe, elle évolue dans une ambiance radioactive et on se trouve malgré nous en présence des radioéléments que ce soit naturel ou artificiel contenu dans le sol, dans l'eau, dans les aliments et bien évidemment dans le corps humain

Le phénomène de la radioactivité est d'un point de vue théorique une formidable découverte pour la science de plus ses différentes applications sont, dans leurs domaines respectifs, extrêmement utiles. Mais il ne faut en aucun cas oublier les dangers liés à la radioactivité.

C'est également en expliquant ce qu'est la radioactivité que nous avons pu définir par le biais de ses différentes applications qui sont diverses et servent un grand nombre de domaines comme la géologie, l'archéologie, la médecine, la production d'énergie ou encore l'armement. Certaines de ces applications sont à moindre danger, comme la radiothérapie ou l'énergie nucléaire qui possèdent certains effets néfastes.

S'il faut redouter les méfaits causés par les rayonnements ionisants, cette crainte doit être raisonnée se qui fait que l'insouciance et la peur sont aussi dangereuses l'une que l'autre.

Il semble donc très important d'utiliser cette radioactivité avec la plus grande précaution et les plus strictes règles de sécurité. Même si la production nucléaire et les utilisations qui en sont faites (de la radioactivité) font l'objet d'une surveillance forte et d'un renforcement permanent des règles de sécurité, le risque zéro (0) n'existera pas dans un domaine ou l'erreur humaine reste possible

Dans l'état actuel de nos connaissances que peuvent avoir les rayonnements ionisants sur le tissus vivants nous sommes amenés à nous baser sur des hypothèses et sur l'extrapolation des effets constatés pour fortes ou doses élevées.

Les doses maximales admissibles recommandées par la Commission Internationale de Protection Radiologique (C.I.P.R.) et fixées par le décret du 20 Juin 1966 sont très prudentes et sont toujours déterminées à base des hypothèses les plus pessimistes.

La radioactivité possède donc un nombre non négligeable d'effets néfastes sur le corps humain, comme l'apparition de cancers ou de nécroses, mais aussi sur l'environnement.

Seule la connaissance exacte des risques d'origine nucléaire et le suivi de contrôle contre l'irradiation externe et la contamination permet la mise en œuvre d'une radioprotection efficace

REFERENCES
BIBLIOGRAPHIQUES

REFERENCES BIBLIOGRAPHIQUES

- [1] Mémoire" les impacts des radiations nucléaire et électromagnétique sur l'environnement" 2012-2013
- [3] CNRS,2^e édition/guides Risque Nucléaire, Ce document, edite par la coordination nationale de prevention et de securite du CNRS, a ete realise par : janvier 2018
- Céline BATAILLON Aymeric CHABARDES Cyrille THIEFFRY Janine WYBIER**
- [4] Livre chimie générale "Steven S.Zumdahl" : a reçu son B.S du Wheaton College en 1964 et a obtenu un doctorat en chimie en 1968 de l'Université de l'Illinois, Urbana-Champaign (UIUC).
- [5] LA PAGLIA.S.R.,Introductory quantum chemistry, Harper &Row,New York,1971: était une entreprise d'édition située à New York, editrice entre autres du célèbre magazine de mode Harper's Bazaar. Elle a été constituée en 1962 par la fusion de Harper & Brothers et de Row, Peterson & Company.
- [7] CONDATM,KAHN O.ET(LIVAGE J., chimie théorique : concepts et problèmes,Hermann, Paris,1972 : est un chimiste français titulaire de la chaire de chimie de la matière condensée au Collège de France, membre de l'Académie des sciences
- [8] Guide pratique, Delacroix, Guerre et Leblanc, EDP sixième 2006.
- [9] Robert N. Cherry.Jr.
- [10] Bethe,1950.
- [14] journal de la Détection et la mesure des rayonnements ionisants par F.N.Flakus
- [15] mémoire <Détection et détecteurs de rayonnements> par Mme SAIM Asma-2013-
- [16] mémoire<Détection des rayonnements ionisants> Pr. Malika ÇAOUI Service de Médecine Nucléaire CHU International Cheikh Zaid Faculté de Médecine et de Pharmacie - Rabat-2008-
- [18] <Manuel pratique de radioprotection «Dj.Gambini & R.Granier : Ce manuel correspond au programme de cette formation, défini par un arrêté du 25 novembre 1987. D.J. Gambini et R. Granier, responsables depuis huit ans d'un enseignement agréé en radioprotection au centre de formation continue de l'Université de Paris-(1997)
- [20] ANDERSSON-LINDSTROEM(G),Nucl.Instr.Methods-1967
- [24] ACCIDENTS RADIOLOGIQUES CONDUITE à TENIR en CAS d'IRRADIATION EXTERNE ACCIDENTELLE ou de CONTAMINATION RADIOACTIVE ACCIDENTELLE par H. JAMMET, R. LE GO, J. LAFUMA -1960
- [27] M.BERTIN-EDF-Paris-1991
- [28] <lésions par irradiation> par Jerrold T.Bushberg: est professeur clinicien de radiologie et de radio-oncologie à l'École de médecine Davis de l'Université de Californie (UC). C'est un expert de laeffets biologiques, sécurité et interactions des rayonnements ionisants et non ionisants, et détient plusieurs brevets de technologie de détection des rayonnements.-1988

- [29] Article Les rayonnements ionisants Applications médicales et industrielles H. VIDAL* *
Radioprotection 1994 Vol. 29, n° 2, pages 213 à 229
- [32] Code de sécurité 34 <Les appareils de radiologie industriels >radioprotection et sécurité
Annexe I, page 57 -2013
- [34] « La radioprotection dans le nucléaire de proximité -Identification des activités et
caractérisation du risque radiologique »Eléments de gestion pour la région Champagne-Ardenne
Présenté par Chrystel BRENAUT-1995
- [35] L'organisation mondiale de la santé-2012
- [36] 3eme édition ; CRAM Centre sécurité sociale ; par D. DUGRILLON-1998
- [37] (CRNA) Centre de Recherche Nucléaire d'Alger -2013
- [38] LAI
- [39] ICPE, **Installations Classées pour la Protection de l'Environnement** Toute exploitation
industrielle ou agricole susceptible de créer des risques ou de provoquer des pollutions ou
nuisances, notamment pour la sécurité et la santé des riverains est une installation classée.
- [40] (S.C.P.R.I), Le **Service central de protection contre les rayonnements ionisants (SCPRI)**
est un ancien organisme public français, dépendant du ministère de la Santé. Il a alors pour
mission de protéger les populations et les travailleurs de l'industrie nucléaire des dangers des
rayonnements ionisants-1957
- [41] (CIPR Publication 84, Grossesse et irradiation médicale, 2001.), Cette traduction a été réalisée
à l'IRSN Institut de la radioprotection et de la sécurité nucléaire par Bernard Aubert, Alain
Biau, Sylvie Derreumaux, Cécile Etard, Alain Rannou, Jean-Luc Rehel et Patrice Roch. Elle a
été validée par le Professeur Jean-Marc Cosset.-2001
- [42] (UNSCEAR, 1986), United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic
Radiation.-1986
- [43] (Brill et Forgotson, 1964), acteur et producteur américain-1988
- [44] (BEIR V, 1990), Éditeur : National Academies Press; New Ed édition (1janvier 1990)
Langue, : Anglais Broché : 436 pages, ISBN-10 : 0309073588 ,ISBN-13 : 978-0309073585.
- [45] Shapiro, 1972.
- [46] Ward, 1988.
- [47] Goodhead, 1988, Beaudré A. (1988) Simulation spatio-temporelle sur ordinateur des processus
radiolytiques induits dans l'eau par des électrons, Thèse de doctorat d'université, n° 371, CPAT
de Toulouse.
- [48] (CIPR, 1991), Commission internationale de protection radiologique.
- [49] (AIEA, 1986), Agence internationale de l'énergie Atomique, 1986 : accident à la centrale
nucléaire de Tchernobyl.
- [50] (Friedenwald et Sigeimen, 1953), Ecrivain de livre Revue d'Histoire de la Médecine
Hébraïque 1948-1952; 1953-1956; 1957-1960; 1961-1963.
- [51] Hall, 1994.

- [52] Stannard, 1988; Mettler et Upton, 1995.
- [53] NIH, 1985.
- [54] BEIR V, 1990; UNSCEAR, 1994).
- [55] BEIR V, 1994; Lubin et coll., 1994.
- [56] Prisyazhiuk et coll., 1991; Kasakov, Demidchik et Astakhova, 1992.
- [57] Kinlen, 1988; Doll, Evans et Darby, 1994.
- [58] Neel et coll., 1990.
- [59] Gardner et coll., 1990.
- [60] Hill et Laplanche, 1990.
- [61] canadiens (McLaughlin et coll., 1993)
- [62] Kinlen, Clarke et Balkwill, 1993.
- [63] Yoshimoto et coll., 1990.
- [64] Jablon, Hrubec et Boice, 1991.
- [65] Doll, Evans et Darby, 1994; Little, Charles et Wakeford, 1995.
- [66] S.DESCOURS ; R.DOLLO ; J.KALIMBADJIAN et G.TROESCH.
- [67] D. Delacroix, J. P. Guerre, P. Leblanc, EDP Sciences, 2006
- [68] IAEA.
- [69] ALEGANDR V.BILBAO ALFONSO ET ANTHONY D.WRIXON.
- [70] Fait à Alger, le 2 Rabie El Aouel 1426 correspondant 11 avril 2005.(journal officiel de la république algérienne n°27.

SITES WEB

- [6] new.sfen.org
- [11] Fr.m.wikipedia.org
- [12] www.chemphys.Fr
- [21] www.techniques-ingenieur.fr
- [22] www.inrs.fr/risques/rayonnements-ionisants
- [23] www.officiel-prevention.com
- [25] www.teteamodeler.com>nucleaire
- [26] www.msmanuals.com
- [31] www.cea.fr
- [19] Wikipedia.org Licence «BY-SA 3-0»
- [30] afcn.fgov.be
- [33] Onu-vienne-delegfrance.org

ANNEXE

Illustration du l'accident : Tchernobyl (Russie)

Annexe 1 : limites d'exemptions

Annexe 2 : Matières radioactives

Annexe 3 : Protection

Annexe 4 : Doses

Annexe 5 : Rayonnements ionisants

Annexe 6 : Contrôle/Zone

Annexe 7 : Plan d'urgence

TCHERNOBYL

I. L'ACCIDENT :

Le 26 avril 1986, un accident important mit en émoi la population mondiale. Un des quatre réacteurs de la centrale de Tchernobyl (Ukraine) explosa et brûla. D'après le rapport officiel, publié en août, l'accident avait été provoqué par des essais non autorisée. Le réacteur ne put être contrôlé, il y eut deux explosions, le couvercle du réacteur fut soufflé et le cœur s'enflamma en brûlant à des températures de l'ordre de 1500 °C. Des doses de radiation très élevées ont atteint la population proche du réacteur et un nuage de retombées radioactives s'est étendu vers l'ouest. Les produits radioactifs, découverts par des observateurs suédois le 28 avril, ne sont déployés au-dessus de la Scandinavie et du nord de l'Europe. Contrairement à la plupart des réacteurs des pays occidentaux, le réacteur de Tchernobyl n'avait pas de bâtiment de confinement. Une telle structure aurait empêché les produits radioactifs de s'échapper du site. Environ 135 000 personnes ont été évacuées dans un rayon de 30 km de la centrale. Plus de trente techniciens de la centrale et sauveteurs qui sont intervenus sur le site pendant l'accident sont morts. L'usine a été recouverte de béton. En 1988 cependant, les trois autres réacteurs de Tchernobyl étaient de nouveau en fonctionnement .



Figure01 : La région de Tchernobyl

II. Les causes du l'accident :

Le désastre commence lorsque les ingénieurs perdent le contrôle du réacteur à la suite d'une série de grossières erreurs de manipulation. Peu après, le 26 avril, à 1 h 23 min heure locale, au moment de l'introduction des barres de contrôle dans le réacteur pour effectuer le test, se produit une violente explosion, due à ce que les experts appellent une « excursion de réactivité ». La puissance du réacteur s'accroît de plus de 100 fois en quelques fractions de seconde ; une très forte déflagration arrache la dalle supérieure en béton de 450 tonnes qui protège le réacteur, projetant des débris à des centaines de mètres.

III. Les conséquences du l'accident :

Ces explosions provoquent un incendie et la destruction partielle du cœur du réacteur. 5t combustible sont projetées dans l'atmosphère (50 millions de curies de radiations). 96% du combustible est resté dans le réacteur d'à côté. L'incendie des bâtiments est maîtrisé dans la matinée mais les sauveteurs sont gravement irradiés(28 mourront peu après). Le cœur du réacteur continuera longtemps de brûler, tandis qu'augmentera la radioactivité dans l'atmosphère.

Le 22 Septembre 1986 : le vice-premier ministre soviétique affirme qu'il n'y a plus d'émanations dangereuses.

Le 26 Septembre 1986 : le réacteur n°1 est remis en service. Des études sont engagées pour construire une nouvelle carapace. De 1986 à 1989 : 600 000 t de béton et de plomb sont larguées par hélicoptères (14 000 t fin juin 1986) . Un sarcophage (baptisé Oukughe) en béton et acier de 50 m est réalisé en novembre 1986. Des plongeurs sous-marins vident la piscine sous le réacteur, puis 400 mineurs creusent un tunnel de 160 à 6 m de profondeur pour permettre d'injecter du béton dans le vide ainsi créé.

En 1989 : description complète de l'intérieur : 135 t de lave, 10t de combustible finement divisé, 35 t de fragments de cœur , 64 000 m³ de matériaux radioactifs et 10 000 t de structures métalliques, 800 à 1 000 t d'eau radioactive...

ANNEXE I. A : LIMITES D'EXEMPTION ACTIVITES MASSIQUES EXEMPTÉES ET ACTIVITES EXEMPTÉES POUR LES NUCLEIDES

Nucléide	Activité massique (Bq/g)	Activité (Bq)		Nucléide	Activité massique (Bq/g)	Activité (Bq)
H-3	1 X 106	1 X 109		Fe-52	1 X 101	1 X 106
Be -7	1 X 103	1 X 107		Fe-55	1 X 104	1 X 106
C-14	1 X 104	1 X 107		Fe-59	1 X 101	1 X 106
O-15	1 X 102	1 X 109		Co-55	1 X 101	1 X 106
F-18	1 X 101	1 X 106		Co-56	1 X 101	1 X 105
Na-22	1 X 101	1 X 106		Co-57	1 X 102	1 X 106
Na-24	1 X 101	1 X 105		Co-58	1 X 101	1 X 106
Si-31	1 X 103	1 X 106		Co-58m	1 X 104	1 X 107
P-32	1 X 103	1 X 105		Co-60	1 X 101	1 X 105
P-33	1 X 105	1 X 108		Co-60m	1 X 103	1 X 106
S-35	1 X 105	1 X 108		Co-61	1 X 102	1 X 106
C1-36	1 X 104	1 X 106		Co-62m	1 X 101	1 X 105
C1-38	1 X 101	1 X 105		Ni-59	1 X 104	1 X 108
Ar-37	1 X 106	1 X 108		Ni-63	1 X 105	1 X 108
Ar-41	1 X 102	1 X 109		Ni-65	1 X 101	1 X 106
K-40	1 X 102	1 X 106		Cu-64	1 X 102	1 X 106
K-42	1 X 102	1 X 106		Zn-65	1 X 101	1 X 106
K-43	1 X 101	1 X 106		Zn-69	1 X 104	1 X 106
Ca-45	1 X 104	1 X 107		Zn-69m	1 X 102	1 X 106
Ca-47	1 X 101	1 X 106		Ga-72	1 X 101	1 X 105
Sc-46	1 X 101	1 X 106		Ge-71	1 X 104	1 X 108
Sc-47	1 X 102	1 X 106		As-73	1 X 103	1 X 107
Sc-48	1 X 101	1 X 105		As-74	1 X 101	1 X 106
V-48	1 X 101	1 X 105		As-76	1 X 102	1 X 105
Cr-51	1 X 103	1 X 107		As-77	1 X 103	1 X 106
Mn-51	1 X 101	1 X 105		Se-75	1 X 102	1 X 106
Mn-52	1 X 101	1 X 105		Br-82	1 X 101	1 X 106
Mn-52m	1 X 101	1 X 105		Kr-74	1 X 102	1 X 109
Mn-53	1 X 104	1 X 109				
Mn-54	1 X 101	1 X 106				
Mn-56	1 X 101	1 X 105				

ANNEXES I. B : L'ACTIVITES MASSIQUES DES NUCLEIDES

Nucléide	Activité massique (Bq/g)	Activité (Bq)
Cm-246	1 X 100	1 X 104
Cm-247	1 X 100	1 X 103
Cm-248	1 X 103	1 X 106
Bk-249	1 X 103	1 X 106
Cf-246	1 X 101	1 X 104
Cf-248	1 X 100	1 X 103
Cf-249	1 X 101	1 X 104
Cf-250	1 X 100	1 X 103
Cf-251	1 X 101	1 X 104
Cf-252	1 X 102	1 X 105
Cf-253	1 X 100	1 X 103
Cf-254	1 X 102	1 X 105
Es-253	1 X 101	1 X 104
	1 X 102	1 X 106
	1 X 104	1 X 107

ANNEXES I. C : LIMITES D'EXEMPTION POUR LE NUCLEIDES

Nucléide	Activité massique (Bq/g)	Activité (Bq)	Nucléide	Activité massique (Bq/g)	Activité (Bq)
Kr-81	1 X 104	1 X 107	Ag-105	1 X 103	1 X 106
Kr-83m	1 X 105	1 X 1012	Ag-110m	1 X 102	1 X 106
Kr-85	1 X 105	1 X 104	Ag-111	1 X 101	1 X 107
Kr-81	1 X 104	1 X 107	Cd-109	1 X 103	1 X 107
Kr-83m	1 X 105	1 X 1012	Cd-115	1 X 104	1 X 106
Kr-85	1 X 105	1 X 104	Cd-115m	1 X 102	1 X 106
Kr-85m	1 X 103	1 X 1010	In-111	1 X 103	1 X 106
Kr-87	1 X 102	1 X 109	In-113m	1 X 102	1 X 106
Kr-88	1 X 102	1 X 109	In-114m	1 X 102	1 X 105
Rb-86	1 X 102	1 X 105	In-115m	1 X 102	1 X 107
Sr-85	1 X 102	1 X 106	Sn-113	1 X 102	1 X 106
Sr-85m	1 X 102	1 X 107	Sn-125	1 X 103	1 X 106
Sr-87m	1 X 102	1 X 106	Sb-122	1 X 102	1 X 108
Sr-89	1 X 103	1 X 106	Sb-124	1 X 102	1 X 107
Sr-90a	1 X 102	1 X 104	Sb-125	1 X 101	1 X 107
Sr-91	1 X 101	1 X 105	Te-123m	1 X 102	1 X 106
Sr-92	1 X 101	1 X 106	Te-125m	1 X 102	1 X 104
Y-90	1 X 103	1 X 105	Te-127	1 X 103	1 X 107
Y-91	1 X 103	1 X 106	Np-237a	1 X 100	1 X 103
Y-91m	1 X 102	1 X 106	Np-239	1 X 102	1 X 107
Y-92	1 X 102	1 X 105	Np-240	1 X 101	1 X 106
Y-93	1 X 102	1 X 105	Pu-234	1 X 102	1 X 107
Zr-93a	1 X 103	1 X 107	Pu-235	1 X 102	1 X 107
Zr-95	1 X 101	1 X 106	Pu-236	1 X 101	1 X 104
Zr-97a	1 X 101	1 X 105	Pu-237	1 X 103	1 X 107
Nb-93m	1 X 104	1 X 107	Pu-238	1 X 100	1 X 104
Nb-94	1 X 101	1 X 106	Pu-239	01 X 10	41 X 10
Nb-95	1 X 101	1 X 106	Pu-240	01 X 10	31 X 10
Nb-97	1 X 101	1 X 106	Pu-241	21 X 10	51 X 10
Nb-98	1 X 101	1 X 105	Pu-242	01 X 10	41 X 10
Tc-97m	1 X 103	1 X 106	Pu-243	31 X 10	71 X 10
Tc-99	1 X 103	1 X 105	Pu-244	01 X 10	41 X 10
Tc-99m	1 X 104	1 X 105	Am-241	1 X 100	1 X 104
Ru-97	1 X 102	1 X 106	Am-242	1 X 103	1 X 106
Ru-103	1 X 102	1 X 106	Am-242	1 X 100	1 X 104
Ru-105	1 X 102	1 X 106	Am-243a	1 X 100	1 X 103
Ru-106a	1 X 101	1 X 107	Cm-242	1 X 102	1 X 105
Rh-103m	1 X 102	1 X 106	Cm-243	1 X 100	1 X 104
Rh-105	1 X 104	1 X 108	Cm-244	1 X 101	1 X 104
Pd-103	1 X 102	1 X 106	Cm-245	1 X 100	1 X 103
Pd-109	1 X 103	1 X 106		1 X 100	1 X 103

ANNEXE I. D : LISTE ALPHABETIQUE DES RADIOELEMENTS

	NUMERO	NOM	SYMBOLE	ATOMIQUE	
Ac	89	Actinium	Md	101	Mendélévium
Ag	47	Argent	Mg	12	Magnésium
Al	13	Aluminium	Mn	25	Manganèse
Am	95	Américium	Mo	42	Molybdène
Ar	18	Argon	N	7	Azote
As	33	Arsenic	Na	11	Sodium
At	85	Astate	Nb	41	Niobium
Au	79	Or	Nd	60	Néodymium
			Ne	10	Néon
B	5	Bore	Ni	28	Nickel
Ba	56	Baryum	No	102	Nobélium
Be	4	Béryllium	Np	93	Neptunium
Bi	83	Bismuth	O	8	Oxygène
Bk	97	Berkélium	Os	76	Osmium
Br	35	Brome			
			P	15	Phosphore
C	6	Carbone	Pa	91	Protactinium
Ca	20	Calcium	Pb	82	Plomb
Cd	48	Cadmium	Pd	46	Palladium
Ce	58	Cérium	Pm	61	Prométhéum
Cf	98	Californium	Po	84	Polonium
Cl	17	Chlore	Pr	59	Praséodyme
Cm	96	Curium	Pt	78	Platine
Co	27	Cobalt	Pu	94	Plutonium
Cr	24	Chrome			

A- Les sources radioactives dont l'activité est inférieure aux l'exemption fixées

B- Les appareils émettant des rayonnements ionisants et contenant des substances radioactives en quantité supérieure aux dites limites d'exemption, à condition qu'elles soient d'un type agréé, ou qu'elles *soient sous forme de sources scellées assurant une protection efficace contre tout contact avec les substances radioactives* et contre toute fuite de celles-ci et ne présenter en aucun point situé à 0,1 mètre de la surface de l'appareil et dans les conditions de fonctionnement normal, un débit d'équivalent de dose supérieur à 1 μ Sv (un micro-sievert) par heure,

C- Les générateurs de rayonnements ionisants d'un type agréé, et à condition :

- Qu'ils ne présentent en aucun point situé à 0,1 mètre de la surface de l'appareil, et dans les conditions de fonctionnement normal, un débit d'équivalent de dose supérieur à 1 μ Sv (un microsievert) par heure ;
- Que l'énergie maximale du rayonnement produit ne soit pas supérieure à 5 keV ;

D- Les pratiques et la source associée à une pratique vérifiant dans toutes les situations possibles que la dose efficace que devrait recevoir en un an toute personne du public du fait de cette pratique ou de cette source est de l'ordre de 10 μ Sv (dix micro-sievert) au moins.

ANNEXE II : MATIERES RADIOACTIVES**❖ DECLARATION DE MATIERES RADIOACTIVES**

1. Pour la déclaration portant sur les matières radioactives :

- Le nom du radioélément et son activité initiale à la date de fabrication (en multiples de Becquerel) ;
- L'état physico-chimique de la source ;
- Sa forme, scellée ou non scellée ;
- Le certificat de conformité de la source radioactive établi par un organisme habilité ;
- Le nom et l'adresse complète du fournisseur ;
- Le type d'appareil renfermant la source et ses documents de certification ;
- L'utilisation prévue de la source ;
- La localisation et le lieu d'entreposage de la source.
- Les options d'évacuation envisagées en fin de l'utilisation.

2. Pour la déclaration portant sur les appareils générateurs de rayonnements ionisants :

- Les caractéristiques techniques de l'appareil et les dispositifs de protection prévus ;
- La date et le lieu de fabrication de l'appareil ;
- Le nom et l'adresse complète du fabricant ;
- Les certificats d'homologation de l'équipement selon les normes nationales ou internationales pertinentes.

3. En outre, tout employeur doit indiquer sa raison sociale, l'activité en cours et celle envisagée pour l'utilisation des sources de rayonnements et les dates envisagées de début et de cessation de l'activité.

Il peut être requis également :

- Le certificat du test de contrôle de qualité lorsqu'il s'agit d'équipements prototypes ;
- Le certificat de qualification en radioprotection ou le certificat d'aptitude à l'utilisation des radioéléments des personnes appelées à manipuler les sources de rayonnements ionisants ;
- L'attestation d'affiliation du personnel à un service de médecine du travail ;
 - L'attestation de suivi dosimétrique du personnel ;
 - Un plan d'action et de secours pour les situations d'urgence radiologique, approuvé par les services compétents de la protection civile ;
 - Un certificat d'étalonnage des détecteurs de rayonnements ionisants.

➤ DEMANDE TEMPORAIRE DE MODIFICATION DE LA LIMITE

La demande temporaire de modification de limite de dose doit comporter/

- La description des circonstances particulières justifiant la modification temporaire de la limite de dose.
- La présentation des documents prouvant :
- Qu'un programme d'optimisation a bien été mis en œuvre ;

- Que toutes les mesures ont été prises pour améliorer les conditions radiologiques de travail de façon que les limites de dose fixées ci après en annexe 4 puissent être observées ;
- Que le suivi dosimétrique et l'enregistrement des doses de chaque travailleur sont respectés et susceptibles de faciliter le transfert des dossiers dosimétriques entre employeurs.

Toute modification temporaire relative à la limitation des doses :

- Doit être en conformité avec les limites de dose pour les circonstances particulières qui figurent en ci-dessous.
- Ne peut s'appliquer que pendant une période limitée ;
- Doit être reconsidérée tous les ans ;
- Ne peut faire l'objet d'un renouvellement ;
- Ne peut s'appliquer qu'à des zones de travail déterminées.

❖ **CIRCONSTANCES PARTICULIERES :**

Lorsque, dans des circonstances particulières, le commissariat à l'énergie atomique accorde une autorisation de modification temporaire, les conditions suivantes sont applicables :

- La période à prendre en considération dans le calcul des doses moyennes peut, exceptionnellement, aller jusqu'à dix années consécutives, la dose efficace pour tout travailleur ne dépassant pas 20mSv (vingt milli-sievert) par an en moyenne sur cette période et 50 mSv (cinquante milli-sievert) en une seule année ; néanmoins, les circonstances sont réexaminées lorsque la dose totale reçue par un travailleur depuis le début de la période prolongée de calcul des doses moyennes atteint 100 mSv (cent milli-sievert)
- l'adaptation temporaire de la limitation des doses ne dépasse pas 50 mSv (cinquante milli-sievert) en un an, et la période de validité de la modification temporaire ne dépasse pas cinq (5) ans.

ANNEXE III : PROTECTION

❖ *PROTECTION CONTRE L'EXPOSITION EXTERNE EST REALISEE PAR :*

- Le blindage de la source radioactive ;
- L'installation d'obstacles physiques délimitant un périmètre de franchissement interdit autour de la source pendant son fonctionnement ;
- L'installation d'écrans fixes ou mobiles et l'utilisation d'appareils de manipulation à distance, appropriés au type de rayonnement ;
- La vérification périodique du bon fonctionnement de tous les dispositifs de mesure de rayonnements ionisants ;
- L'installation de dispositifs de mesure de rayonnements ionisants avec signalisation sonore et visuelle ;
- Le port de dispositifs et équipements de protection individuelle maintenus en bon état.

❖ *PROTECTION CONTRE LA CONTAMINATION EST REALISEE PAR :*

- Le confinement des sources radioactives ;
- L'aménagement efficient du lieu de travail par le confinement de la source, l'emploi de surfaces lisses et imperméables, ainsi que l'enlèvement des objets superflus ;
- La mise en place d'une ventilation appropriée qui doit assurer un renouvellement suffisant de l'air et le maintien des locaux en dépression afin d'éviter la dispersion de la contamination ;
- L'équipement des postes de travail en moyens appropriés à la manipulation de substances radioactives ;
- La disposition des boîtes à gants qui doivent être hermétiques, ventilées et en dépression par rapport aux locaux de travail ;
- Le fonctionnement de la ventilation qui doit pouvoir être assuré en cas de coupure de l'alimentation électrique ;
- L'équipement des postes de travail en hottes ou enceintes fermées sous dépression ;
- L'équipement en moyens appropriés de lutte contre l'incendie ;
- Le port de dispositifs et d'équipements de protection individuelle maintenus en bon état.

ANNEXE IV : DOSES

❖ **LIMITES DES DOSES**

L'exposition professionnelle de tout travailleur doit être maîtrisée de sorte que les limites ci-après ne soient pas dépassées :

- a) Dose efficace de 20 mSv (vingt milli-sievert) par an en moyenne sur cinq années consécutives ;
- b) Dose efficace de 50 mSv (cinquante milli-sievert) en une seule année ;
- c) Dose équivalente au cristallin de 150 mSv (cent cinquante milli-sievert) en un an
- d) Dose équivalente aux extrémités (mains et pieds) ou à la peau de 500 mSv (cinq cent milli-sievert) en un an.

Pour les apprentis âgés de 16 à 18 ans qui suivent une formation à un emploi comportant une exposition aux rayonnements ionisants et pour les étudiants âgés de 16 à 18 ans qui doivent utiliser des sources au cours de leurs études, l'exposition professionnelle doit être maîtrisée de sorte que les limites ci-après ne soient pas dépassées :

- a) Dose efficace de 6 mSv (six milli-sievert) en un an ;
- b) Dose équivalente au cristallin de 50 mSv (cinquante milli-sievert) en un an ;
- c) Dose équivalente aux extrémités (mains et pieds) ou à la peau de 150 mSv (cent cinquante milli-sievert) en un an.

Les limites de dose efficace fixées ci-dessus s'appliquent à la somme des doses pertinentes résultant d'une exposition externe pendant la période spécifiée, et des doses engagées pertinentes résultant d'une contamination interne pendant la même période. La période de calcul de la dose engagée est de 50 ans pour les adultes et 70 ans pour les enfants.

Les doses efficaces engagées par unité d'incorporation par ingestion et par inhalation seront précisées par arrêté du ministre chargé de la santé. Les facteurs de pondération radiologique et tissulaire figurent en annexe III du présent décret.

❖ **LIMITES DES DOSES POUR LES PERSONNES DU PUBLIC :**

L'exposition de personnes du public ne doit pas dépasser les limites suivantes qui s'appliquent aux doses moyennes estimées aux groupes critiques :

- a) une dose efficace de 1 mSv en un an ;
- b) dans des circonstances particulières, une dose efficace allant jusqu'à 5 mSv en une seule année à condition que la dose moyenne sur cinq années consécutives ne dépasse pas 1 mSv par an ;
- c) une dose équivalente au cristallin de 15 mSv en un an ;
- d) une dose équivalente à la peau de 50 mSv en un an.

Les limites de dose fixées ci-dessus ne s'appliquent pas aux personnes du public qui contribuent volontairement aux soins donnés à des patients subissant une exposition à des fins diagnostiques ou thérapeutiques, ou leur rendant visite.

La dose reçue par ces personnes adultes doit néanmoins être maintenue à un niveau tel qu'il soit peu probable qu'elle dépasse 5 mSv pendant toute la durée de l'acte médical.

ANNEXE V : RAYONNEMENTS IONISANTS

❖ REGISTRE COTE ET PARAPHE DOIT DONNER LES DETAILS SUIVANTS

- Les caractéristiques de chaque source ou générateur de rayonnements ionisants, l'état des déplacements dont ils ont fait l'objet et les incidents qui ont pu les affecter ;
- Toutes les modifications apportées à l'appareillage émetteur de rayonnements ionisants et aux dispositifs de protection, la nature des travaux exécutés, leur date et durée d'exécution et incidents survenus au cours de leur exécution ;
- Les dates des examens de contrôle et les observations relevées à cette occasion. Ces renseignements indiquent, en outre, les noms des travailleurs qui ont exécuté les travaux exceptionnels ;
- L'inventaire périodique des sources mobiles effectué à intervalles appropriés pour confirmer qu'elles se trouvent à l'emplacement qui leur a été assigné et qu'elles sont en sûreté.

❖ DATES DES EXAMENS DE CONTROLE RADIOLOGIQUES

Tout utilisateur de sources de rayonnements ionisants comportant des risques d'exposition ou de contamination est tenu, dans des conditions fixées par les articles ci-après, d'effectuer les contrôles :

- Des sources et de leurs dispositifs de protection ;
- D'ambiance et de rejet ;
- Des appareils de mesure et de surveillance ;
- Des dispositifs de détection des rayonnements ionisants, de signalisation et d'alarme ;
- De qualité de toute installation abritant une source de rayonnements ionisants.

Ces contrôles doivent être effectués selon les méthodes qui seront fixées par arrêté interministériel des ministres chargés de l'intérieur, de la santé et du travail, par les personnes physiques ou morales qualifiées et agréées par le commissariat à l'énergie atomique.

Les chantiers ou locaux situés en dehors de la zone contrôlée doivent faire l'objet d'un contrôle d'ambiance.

Les contrôles des sources scellées, des installations ainsi que des appareils émettant des rayonnements ionisants et de leurs dispositifs de protection sont effectués :

- Avant la mise en service de la source ou du générateur ;
- Après toute modification apportée aux modalités d'utilisation de l'installation, équipements de protection ou de blindage ainsi qu'après tous travaux de réglage, de démontage et de remontage, de réparation et d'entretien ;
- Après tout dépassement des limites de dose fixées en annexe 4 ;
- Périodiquement selon les fréquences qui seront fixées ;
- Après tout incident survenu sur le matériel et toute anomalie constatée sur l'installation en ce qui concerne la protection des travailleurs.

Tout utilisateur de sources scellées doit procéder périodiquement à des contrôles d'étanchéité de la source. Ces contrôles doivent être effectués dans des conditions qui seront fixées.

La périodicité des contrôles ne peut excéder un (1) an.

Si après un contrôle d'étanchéité il est décelé une contamination, la source doit être, dans les plus brefs délais, renvoyée au fournisseur aux fins de réparation ou de remplacement, ou enlevée par le commissariat à l'énergie atomique.

L'utilisateur doit prévoir les mesures d'urgence à appliquer en cas de rupture de l'enveloppe de la source et porter ces mesures à la connaissance du personnel affecté à la manipulation de la source.

En ce qui concerne les sources non scellées, il doit être procédé au contrôle :

- Des installations et des locaux où elles seront utilisées et entreposées ;
- Des moyens d'évacuation des rejets.

En outre, en cas de cessation d'utilisation définitive des sources non scellées, il doit être procédé à un contrôle radiologique des locaux avant de les affecter à un autre usage.

En cas de risque d'exposition, le contrôle peut être exercé à l'aide de détecteurs fixes ou mobiles. Les techniques employées doivent permettre l'évaluation du débit de doses.

En cas de risque de contamination, des contrôles périodiques de l'atmosphère, des surfaces, du matériel et des vêtements doivent être effectués.

La périodicité de ces contrôles doit être fixée en fonction de la nature et de l'importance des risques.

Les rejets doivent faire l'objet d'une surveillance permanente au point d'émission, en outre, une surveillance du milieu adaptée à la nature des opérations sera effectuée.

❖ TRAVAUX EXCEPTIONNELS

Nonobstant le contrôle dosimétrique du personnel, il est procédé avant l'exécution des travaux exceptionnels sur les sources ou appareils émettant des rayonnements ionisants et leurs dispositifs de protection, tels que les travaux de réglage, de démontage et de remontage, de réparation ou d'entretien, au calcul et à la vérification du débit d'équivalent de dose auquel s'exposeront les travailleurs concernés.

ANNEXE VI : CONTROLE / ZONES

❖ ZONES

- Une zone contrôlée, dont l'accès est réglementé pour des raisons de protection radiologique, dans laquelle les travailleurs sont susceptibles de dépasser, dans les conditions normales de travail, les trois dixièmes (3/10) de l'une des limites de dose fixées par l'annexe 4 ;
- Une zone surveillée, dans laquelle les travailleurs sont susceptibles de dépasser, dans les conditions normales de travail, un dixième (1/10) de l'une des limites de dose fixées par l'annexe 4.

L'utilisateur doit délimiter et signaler les zones contrôlées et des zones surveillées :

- a) délimitant la zone surveillée par des moyens appropriés et en disposant des panneaux réglementaires aux points d'accès de cette zone ;
- b) assurant une dosimétrie d'ambiance à l'aide d'un ou de plusieurs dosimètres témoins, selon les cas ;
- c) vérifiant régulièrement les niveaux d'exposition dans les zones surveillées pour s'assurer que les conditions radiologiques n'ont pas subi de modification défavorable à la radioprotection.

Les zones réglementées sont constituées par :

- La zone surveillée dans laquelle une personne est susceptible de recevoir une dose supérieure à un dixième (1/10ème) de la limite de dose annuelle fixée pour chacune des catégories des travailleurs ;
- La zone contrôlée dans laquelle une personne est susceptible de recevoir une dose supérieure à trois dixièmes (3/10èmes) de la limite de dose annuelle fixée pour chacune des catégories des travailleurs

❖ SIGNALISATION

Les zones règlementées sont signalées comme suit :

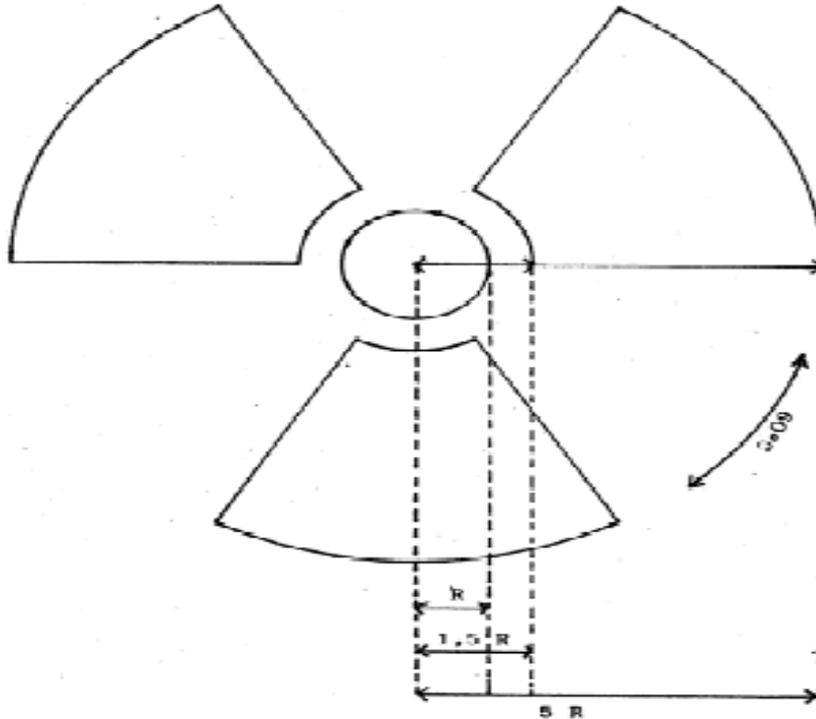
- La zone surveillée est signalée par un trèfle vert sur fond blanc ;
- La zone contrôlée est signalée par un trèfle jaune sur fond blanc.
- Une zone peut être d'accès interdit, y compris pour les travailleurs des catégories A et B. Elle est dénommée « zone interdite » et signalée par un panneau portant trèfle rouge sur fond blanc et délimitée par une bande rouge.
- La signalisation est conforme aux schémas fixés ci dessous

Ces schémas sont reproduits et appliqués sur des panneaux disposés aux accès des zones et dans le cas échéant, à l'intérieur.

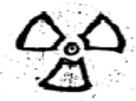
La signalisation prévue ci-dessus est, dans les cas concernés, complétée par une signalisation particulière. Cette signalisation particulière est effectuée par des bandes de balisage conformes à celles présentées ci-dessous.

Les panneaux de signalisation prévus ci dessous peuvent en cas de besoin comporter des inscriptions et signes supplémentaires destinés à mieux faire apparaître les risques et les consignes de sécurité à observer.

❖ **DANGER DE RADIOACTIF (Code des panneaux de signalisation)**



N°	Forme et couleur	Signification	N°	Forme et couleur	Signification
1	Vert sur fond blanc 	Franchissement réglementé	5	Jaune sur fond gris 	Franchissement réglementé (danger d'irradiation et de contamination)
2	Jaune sur fond blanc 	Franchissement réglementé	6	Jaune sur fond blanc 	Danger rayons X (tube radiogène)

3	Jaune sur fond blanc 	7	Rouge sur fond blanc 
	Franchissement réglementé (danger d'irradiation)		Franchissement interdit
4	Jaune sur fond gris 	8	Rouge sur fond blanc 
	Franchissement réglementé (danger de contamination)		Franchissement interdit (danger d'irradiation)

N°	Forme et couleur	Signification	N°	Forme et couleur	Signification
9	Rouge sur fond gris 	Franchissement interdit (danger de contamination)	13	Bande rouge et blanche 	Balisage franchissement réglementé (danger variable)
10	Rouge sur fond gris 	Franchissement interdit (danger d'irradiation et de contamination)	14	Triangle jaune barre noire 	Zone suspectée

11	Blanc sur fond noir 	Lieux où il y a des objets à protéger	15	Bande rouge 	Franchissement interdit
12	Bande jaune 	Balisage franchissement réglementé	16		Danger de mort

ANNEXE VII : PLAN D'URGENCE

❖ PLAN D'URGENCE

➤ PLANS D'URGENCE DOIVENT CONTENIR

- Les éléments de déclenchement des opérations d'urgence et ceux relatifs à la répartition des tâches entre les intervenants ;
- Les niveaux d'intervention dont les principes directeurs sont fixés par arrêté interministériel des ministres chargés de l'intérieur, de la santé et de l'environnement ;
- Les procédures permettant la mise en liaison avec les organismes d'intervention compétents ;
- Les niveaux d'action pour d'éventuelles opérations de retrait et de remplacement de produits de consommation et d'eau potable et, s'il y a lieu, des niveaux d'intervention et d'action protectrices à long terme.

➤ LORS D'UN ACCIDENT, LES INFORMATIONS RECUEILLIES DOIVENT PERMETTRE

- D'évaluer au plus tôt l'étendue et l'impact de l'accident radiologique sur l'environnement et de suivre son évolution de manière constante ;
- De mettre en œuvre toute action protectrice nécessaire :
 - a) Etre en mesure, dans la limite de ses moyens, de faire face à tout incident radiologique pouvant survenir dans l'établissement ;
 - b) S'assurer de l'aide des autorités publiques et d'organismes nationaux pour faire face aux accidents importants survenus dans l'établissement mais n'ayant aucune incidence en dehors de celui-ci ;
 - c) Aviser immédiatement les autorités compétentes, notamment les services de la protection civile et le commissariat à l'énergie atomique, de tous les accidents, en particulier ceux dont les conséquences s'étendent ou pourraient s'étendre à l'extérieur de l'établissement. Selon la nature et la gravité de l'accident, il peut être fait appel aux services compétents des ministères chargés de la défense nationale, de l'intérieur, de la santé et de l'environnement ;
 - d) Fournir une assistance à l'autorité publique et, le cas échéant, établir un compte rendu en procédant à l'analyse de tout accident survenu.