



Université Mohammed V
Faculté des sciences Rabat
Agdal



PROJET DE FIN D'ETUDE

Filière : Sciences de la matière physique

SMP

SEMESTRE : S6

Radioprotection
-Nucléaire-

Réalisé par :

☐ Dakrioui Fatima ezzahra

☐ Alaoui Abdallaoui Zhor

Sous la direction du Professeur : Saidi Abdelmajid

Soutenu le 20 juin 2014 devant les jury :

- Chetaine Abdelouahed
- Embarch khalid
- Saidi Abdelmajid





Année universitaire : 2013-2014

REMERCIEMENTS

*N*ous tenons à remercier notre encadrant Mr Saidi Abdelmajid pour ses conseils et ses encouragements tout au long de ce travail.

*N*ous remercions également le Professeur Chetaine Abdelouahed Et le Professeur Embarch Khalid pour nous avoir fait l'honneur d'accepter de juger ce travail.

*N*ous adressons nos vifs remerciements et notre profonde gratitude à toutes les personnes qui ont contribué de près ou de loin à l'accomplissement de ce rapport. Toutefois, l'oubli éventuel de l'une d'entre elles ne doit être, en aucun cas, interprété comme un manque de gratitude.

*On leur dit tous merci
cœur*







DEDICACE

*N*ous dédions ce modeste travail :

A nos familles, rien au monde ne pourrait compenser les sacrifices qu'elles ont consentis pour notre bien être .Ces quelques lignes ne sauraient suffire pour exprimer tout l'amour, le respect et l'admiration que nous vous portons. Veuillez trouver dans ce travail l'expression de notre profonde gratitude et le fruit de vos sacrifices.

« Que Dieu tout puissant vous garde et vous accorde longue vie et bonne santé »

A nos ami(e)s et camarades, pour ce souvenir, de trois années d'études pendant lesquelles nous avons partagé la joie et la difficulté, nous voulons que ceci soit un témoignage de grande et sincère amitié.

A tous ceux qui, de près ou de loin, ont contribué à la réussite de ce modeste travail.









INTRODUCTION :

Le développement des activités de l'industrie et de la recherche nucléaire et des applications médicales implique une limitation 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 la radioprotection.

Le but de la radioprotection, est d'empêcher ou de réduire les risques liés aux rayonnements ionisants.

Afin d'éviter ou réduire ces risques, la radioprotection s'appuie sur trois grands principes :

- ☐ **Justification ;**
- ☐ **Optimisation ;**
- ☐ **réglementation;**

Pour appliquer ces principes, la radioprotection met en œuvre des moyens réglementaires et techniques spécifiquement adaptés à trois catégories de population : le public, les patients et les travailleurs.

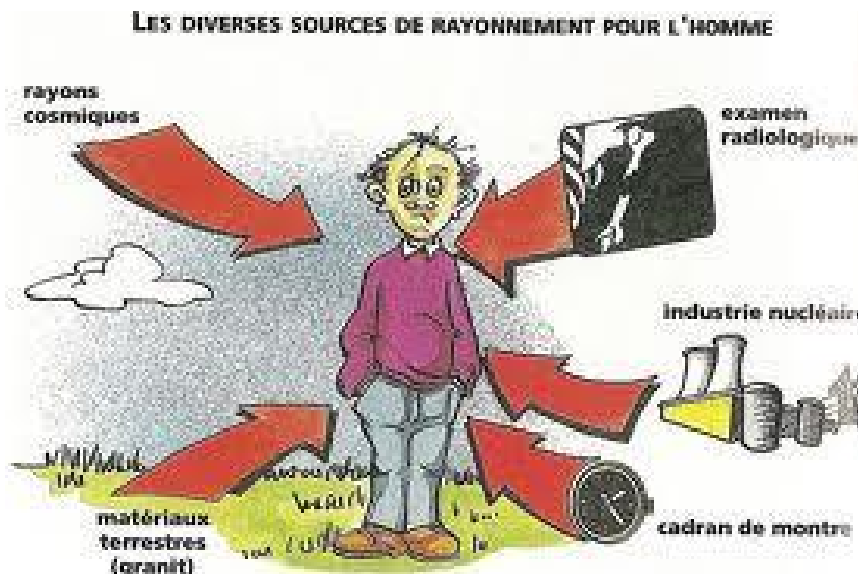
L'Autorité de sûreté nucléaire élabore la réglementation et effectue en permanence, au nom de l'état, des contrôles de la bonne application du système de radioprotection.





Chapitre I : définitions et unités.

I-1 Rayonnement ionisant :



Les rayonnements ionisants, quelle que soit leur origine, naturelle ou artificielle nucléaire ou radiologique, ont suffisamment d'énergie pour arracher des électrons aux atomes de la matière qu'ils rencontrent lorsqu'ils agissent sur les constituants des cellules vivantes, ils peuvent altérer les structures moléculaires, détruire ou modifier les cellules .

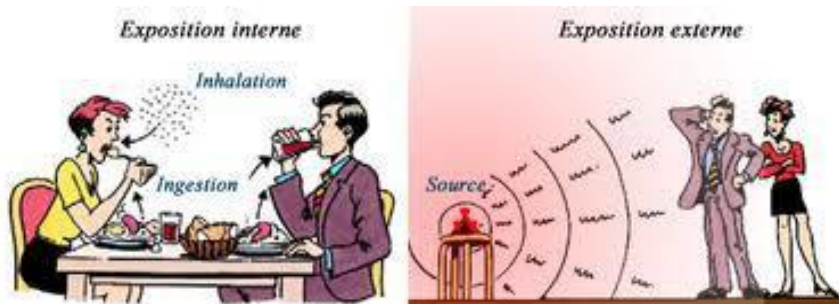
I-2 L'exposition :

I-2- 1 L'exposition externe :

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 aussi des expositions médicales, essentiellement des radiographies par rayons X, et de la plupart des expositions accidentelles.

Quand elle est naturelle ou accidentelle, l'irradiation externe est le plus souvent globale, elle ne vise pas un organe ou un tissu particulier.





I-2 -2 L'exposition interne :

Les substances radioactives pénètrent dans l'organisme par inhalation (gaz, aérosols), par ingestion, par voie oculaire ou par voie percutanée (altération cutanée, plaie, ou très rarement à travers une peau saine). L'exposition interne se poursuit tant que la substance radioactive n'a pas été éliminée naturellement par l'organisme.

Tout ceci entraîne une irradiation de l'intérieur qui durera pendant tout le temps nécessaire à l'élimination du produit. Schématiquement, cette élimination se fait par deux processus : la décroissance radioactive et la décroissance biologique, toutes deux caractérisées par une période (T_R et T_B). La combinaison des deux conduit à définir **une période effective T_E** , telle que :

$$\frac{1}{T_E} = \frac{1}{T_R} + \frac{1}{T_B}$$

où T_R et T_B sont les périodes radiologique et biologique. Il est évident que plus T_B est faible devant T_R , plus la période effective est propice à une élimination rapide. C'est par exemple le cas pour l'Uranium 238 dont $T_R = 4,5.10^9$ années est qui a une période effective d'environ 100 jours.

Si les sources d'émission des rayonnements sont situées à l'extérieur de l'organisme l'exposition est externe et si elles sont situées à l'intérieur elle est interne.

L'exposition du corps entier considérée comme homogène est une exposition globale par opposition à l'exposition partielle relative à une partie du corps, ou à un ou plusieurs organes ou tissus. La somme des expositions interne et externe constitue l'exposition totale.

$$\text{Exposition totale} = \text{exposition interne} + \text{exposition externe}$$

I-3 Les doses:

I-3-1 La dose absorbée - débit de dose absorbée :





La dose absorbée est l'énergie cédée à l'unité de masse exposée aux rayonnements. Dans un milieu exposé aux rayonnements ionisants, la dose absorbée D en un point déterminé est donnée par la relation :

$$D = \frac{dE}{dm}$$

Dans laquelle dE est l'énergie cédée par les rayonnements à l'élément de matière de masse dm entourant le point considéré, c'est à dire la différence entre la somme des énergies des rayonnements qui ont pénétré dans l'élément de matière et la somme des énergies des rayonnements qui en sont ressortis.

D'après cette relation, dans le système international (S.I) de mesures, une dose absorbée se mesure en joule par kilogramme. Par définition :

$$1 \text{ Gray (Gy)} = 1 \text{ joule par kilogramme (j/kg)}$$

L'unité historique est encore utilisée : le rad

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad}$$

Le débit de dose absorbée; noté $\dot{D}$ est la dose absorbée par unité de temps:

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}$$

Dans le système international, le débit de dose absorbée doit se mesurer en Gray par heure (Gy.h^{-1}). En pratique on utilise les sous multiples de Gy.h^{-1} (mGy.h^{-1} et $\mu\text{Gy.h}^{-1}$). On utilise également les anciennes unités, le rad.h^{-1} ou le mrad.h^{-1} .

$$1 \text{ Gy.h}^{-1} = 100 \text{ rad.h}^{-1}$$

Si le débit de dose est constant dans l'intervalle de temps t , on peut écrire la relation :

Exemple :





Si le débit de dose absorbée, dû à l'ambiance, à un poste de travail est 0,3 mGy/h, et si le manipulateur y séjourne pendant 2 heures, la dose absorbée par l'ensemble de son organisme est : $D = 0,3 \cdot 2 = 0,6 \text{ mGy}$

I-3-2 La dose équivalente –le débit de dose équivalente :

La dose absorbée ne peut traduire à elle seule l'action nocive des rayonnements sur la matière vivante

Pour les besoins de radioprotection, afin de disposer d'une grandeur directement liée aux nuisances biologiques relatives aux faibles doses, on a créé la dose équivalente **H**. Elle est liée à la dose absorbée par la relation :

$$H = D \cdot W_R$$

W_R est le facteur de pondération qui prend en compte les caractéristiques du rayonnement. Ayant attribué arbitrairement la valeur 1 pour le rayonnement électronique (quelle que soit son énergie), les rayonnements électromagnétiques (X,γ) auront également un facteur de pondération égal à 1 puisque ce sont les électrons qu'ils mettent en mouvement lorsqu'ils interagissent avec les atomes constituant les tissus. Le tableau suivant donne les valeurs de W_R :

Nature du rayonnement	W_R
Rayons X, rayons γ et électrons (β)	1
Neutrons	10
Particules α	20

On constate qu'à dose absorbée égale un rayonnement α induit 20 fois plus de nuisances biologiques qu'un rayonnement électronique ; ceci est directement lié au fait que dans les tissus, le transfert linéique moyen d'énergie d'une particule alpha est environ cent fois plus grand que celui d'un électron.

L'unité du système international est le Sievert (Sv). L'unité historique correspondant au rad est le rem.

$$1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem} = 100 \text{ rad}$$

Le débit de dose équivalente s'exprime donc en Sv/h, mSv/h et en μSv/h ou en rem/h et milli rem/h.





I-3-3 La dose efficace :

La dose efficace dépend de l'organe irradié, elle correspond à la dose équivalente multipliée par le facteur de risque lié à l'organe irradié (volume, sensibilité tissulaire).

WT est le facteur de pondération tissulaire.

Grâce à cette pondération on peut rapporter une irradiation à la dose équivalente du corps entier.

La dose efficace est la somme des doses équivalentes pour chaque organe ou tissu de l'organisme pondérées par le facteur WT. Elle s'écrit:

$$H_E = \sum_T H_T \cdot W_T = \sum_T W_T \left(\sum_R D_{TR} \cdot W_R \right)$$

Les facteurs **W_T** sont normalisés et leur somme est égale à 1.

Le facteur de pondération tissulaire étant sans dimension, l'unité est la même que pour le dose équivalente à l'organe: le sievert (Sv).

Facteurs de pondération WT

Organe	WT	Organe	WT
Gonade	0,20	Sein	0,05
Moelle osseuse	0,12	Œsophage	0,05
Côlon	0,12	Thyroïde	0,05
Poumon	0,12	Peau	0,01
Estomac	0,12	Surface	0,01
Vessie	0,05	Autres tissus ou organes	0,05

Exemple 1:

Calculons l'équivalent de dose globale reçue qui présenterait le même facteur de risque qu'une exposition de 500 mSv localisée à la thyroïde et à l'os.

$$H_E = (W_{\text{thyroïde}} \cdot H_{\text{thyroïde}}) + (W_{\text{os}} \cdot H_{\text{os}})$$

$$H_E = (0,05 \cdot 500) + (0,01 \cdot 500)$$

$$H_E = (25 + 5) \text{ mSv} = 30 \text{ mSv}$$

Les Effets liés à l'Exposition





Chapitre II : Les interactions et leurs effets .

II-1 les interactions :

II -1-1 Effet photoélectrique :

Le photon incident cède toute son énergie à un électron atomique en lui communiquant toute son énergie. Ce photon disparaît et l'électron est éjecté avec une énergie cinétique :

$$E_e = E_\gamma - E_l$$

E_γ : l'énergie du rayonnement incident.

E_l : l' énergie de liaison de l'électron à l'atome.

E_e : l' énergie cinétique de l'électron .

$$E_\gamma = E_e + E_l$$

Cet électron dissipe toute son énergie en provoquant une ionisation de la matière.

L'effet photoélectrique est prépondérant pour les photons d'énergie comprise entre 10 et 100 KeV. Il entraîne la disparition du photon incident. Il s'agit donc d'une absorption totale.

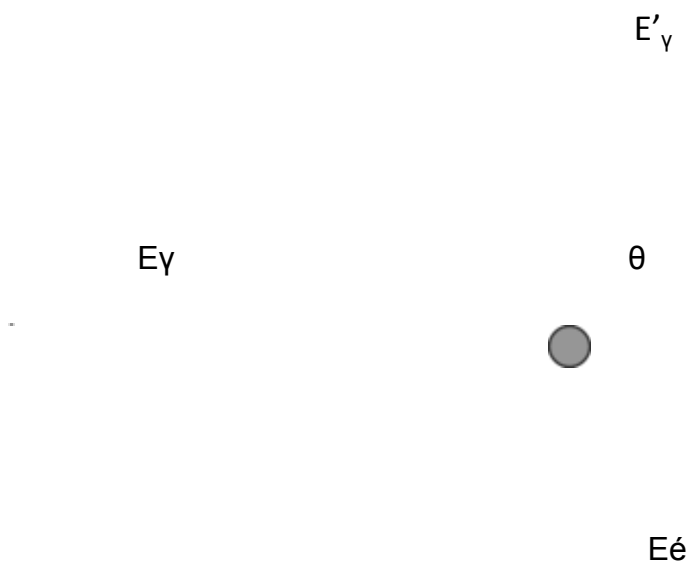




II-1-2 Effet Compton :

Un photon γ incident heurte un électron du cortège périphérique. Il lui cède une partie de son énergie. L'électron est alors éjecté et dissipe son énergie en provoquant une ionisation de la matière identique à celle produite par les particules β . Le photon est dévié de sa trajectoire. Il s'agit d'une diffusion du photon incident (dans l'angle θ), avec mise en mouvement de l'électron cible.

Cet effet concerne les photons d'énergie comprise entre 100 KeV et 2 MeV.



E_γ : énergie du rayonnement incident.

E'_γ : énergie du rayonnement diffuse .

E_l : énergie de liaison de l'électron à l'atome.

E_e : énergie cinétique de l'électron .

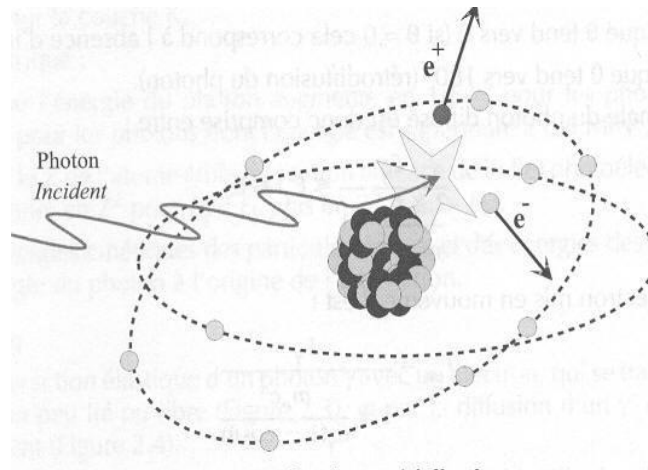
$$E_\gamma = E'_\gamma + E_l + E_e ; \text{ donc } E'_\gamma < E_\gamma$$





II-1-3 Effet de production de paires d'ions :

Cet effet se produit principalement lorsqu'un photon passe à proximité du noyau atomique, où règne un champ électrique intense. Le photon incident disparaît (absorption totale) et il en résulte la création de deux électrons, l'un négatif (le négaton) l'autre positif (le positon). C'est une transformation d'énergie pure en matière.



Cet effet est un effet à seuil, le photon incident doit avoir une énergie au moins égale à 1,02 MeV (l'équivalent énergétique de la masse de deux électrons aux repos ; $2 m_0 c^2$).

Les différents effets qui peuvent résulter de l'exposition de l'être humain aux radiations ionisantes peuvent être classés en deux catégories :

- Les effets à incidences déterministes ou non stochastiques
- Les effets à incidences aléatoires ou stochastiques.

II - 2 Les effets:

II-2-1 Les effets déterministes :

Pour des doses élevées (supérieures à plusieurs Grays) ces effets sont observés chez tous les sujets exposés. Ce sont donc des effets à seuil.

Ils se déclarent en général de manière précoce, les temps de latence étant compris entre quelques jours et quelques mois.

Leur gravité augmente avec la dose absorbée.





On commence à observer certains effets déterministes aux alentours de 0,3 Gy pour des expositions partielles. Par contre pour des doses faibles, inférieures à une valeur seuil dépendant essentiellement du type d'effet biologique aucun effet n'est décelable. Pour une exposition globale on prend la valeur référence de 0,5 Gy comme valeur seuil.

A partir d'une certaine dose absorbée, pour une exposition globale, il y a un risque de décès (environ 2 gray).

On appelle la dose létale 50% (DL50), la dose absorbée, pour l'organisme entier (donc une exposition globale), pour laquelle vous avez 50% de chance de décéder soixante jours après l'exposition. Cette valeur est de : $DL50 = 4,5 \text{ Gy}$.

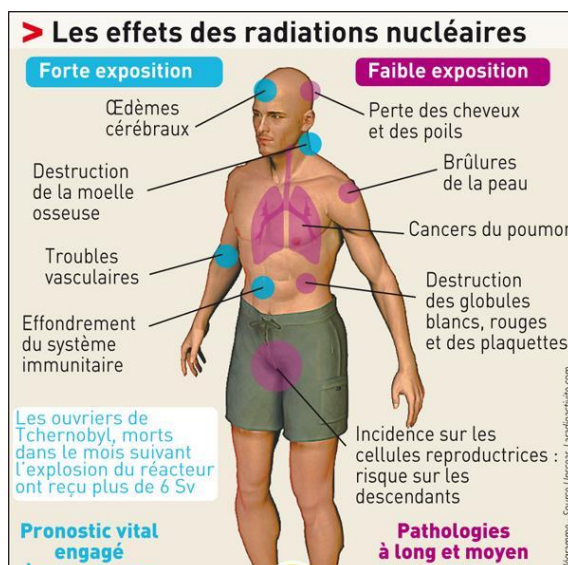
II-2-2 Les effets Stochastiques :

Ils comprennent l'induction de cancer chez les personnes exposées et les mutations génétiques affectant des individus exposés. Dans ce cas la gravité de l'effet demeure identique quelle que soit la dose, seule la probabilité d'apparition de l'effet est fonction de la dose absorbée. En d'autres termes le pourcentage de sujets exposés chez qui on observe ce type d'effet augmente avec la dose.

Le temps de latence (temps séparant l'exposition de l'apparition de l'effet) est en moyenne beaucoup plus long que pour les effets déterministes (plusieurs dizaines d'années).

Enfin on considère que la moindre dose de rayonnement est susceptible de provoquer ce type d'effets.

Exposition	Effets
0.25 à 1 gray	Quelques nausées légères chute du nombre de globules blancs
1 à 2.5 grays	Vomissements modification nette de la formule sanguine
2.5 à 5 grays	Dose mortelle une fois sur deux hospitalisations obligatoires
Au delà de 5 grays	Décès presque certain





II-3 Les risques de ces effets :

Le risque total est la somme d'un risque somatique (cancérigène) et d'un risque génétique.

- **Risque cancérigène**

Le coefficient de probabilité pour les travailleurs se rapportant aux cancers mortels et non mortels est de $4,80.10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$.

- **Risque génétique**

Toujours dans le cas d'une irradiation de l'organisme entier, le coefficient de pour les travailleurs se rapportant aux effets héréditaires graves est de $0,80.10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$.

- **Risque total**

Le coefficient de probabilité pour les travailleurs se rapportant à l'ensemble des effets stochastiques est donc de $5,6.10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$.





Chapitre III : Le système réglementaire de la radioprotection .

La protection a pour but de protéger l'homme contre les dangers des rayonnements ionisants tout en lui permettant de les utiliser. Les dangers d'une exposition excessive et sans précaution aux rayonnements ionisants ont apparus juste après la découverte de ces rayons et celle de la radioactivité en raison de leurs applications abusives dans le domaine médical. Pourtant, si la notion du risque lié à l'utilisation de ces rayons a été évidente, la notion de prévoir une protection et de définir des règles d'utilisation ne s'est imposée que plus lentement. Il faut attendre 1921, pour que les premiers radiologues anglais créent un comité pour la protection contre ces rayons.

III-1 Les organismes internationaux à l'origine des réglementations :

La Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) :

En 1928, les participants du deuxième congrès international de radiologie, tenu à Stockholm, mettent en place une « Commission internationale de Protection contre les Rayons X et le Radium » qui deviendra en 1950 la « Commission Internationale de Protection Radiologique ». Sa mission initiale était d'élaborer des règles de protection destinées aux radiologues et aux techniciens afin d'assurer la protection des médecins. Ses premières recommandations ont été proposées dès 1934.

L'Organisation Mondiale de la Santé (OMS) :

C'est une institution des Nations Unies, créée en 1948. Son but est « d'amener tous les peuples à un niveau de santé le plus élevé possible ». Elle a publié divers rapports tels « les effets génétiques des radiations chez l'homme » (1959) ou « la surveillance médicale du personnel professionnellement exposé aux Radiations » (1960).

L'Agence Internationale pour l'Energie Atomique (AIEA) :

Créée à la conférence de New York en 1956, l'AIEA a, entre autres missions d'établir ou d'adapter des normes de sécurité destinées à protéger la santé et à réduire au minimum les dangers auxquels sont exposés les personnes et les biens.

Elle a publié à partir de 1962 des « Normes fondamentales de radioprotection » inspirées des recommandations de la CIPR et périodiquement révisées.

Par ailleurs l'AIEA publie une « collection sécurité » composée de divers guides d'instructions pratiques de radioprotection.





III-2 Les organismes nationaux à l'origine des réglementations :

Objectifs :

En application de la loi du 12 octobre 1971, le décret n° 2.97-30 relatif à la protection contre les rayonnements ionisants a été promulgué en 1997.

En vue d'assurer la protection du public, de l'environnement et des travailleurs, ce décret prend en considération un certain nombre de dispositions, à savoir :

1. La définition des normes et des principes fondamentaux de radioprotection que doit observer tout utilisateur de source de rayonnements ionisants ;
2. L'existence d'un régime d'autorisation ou de déclaration préalable à toute activité impliquant une exposition aux rayonnements ionisants ;
3. La définition de deux catégories de travailleurs A et B ;
4. La classification des lieux de travail en différentes zones ;
5. La fixation des principes généraux et des limites dans le cas d'exposition contrôlables, dans le cas de l'exposition professionnelle et dans le cas de l'exposition du public ;
6. La prévention des situations d'exposition exceptionnelles concernées et la fixation des limites d'exposition en ces circonstances.
7. Le respect des principes fondamentaux recommandés par la CIPR et admis à l'échelle internationale à savoir :
 - ☐ **La justification** de toute activité impliquant une exposition aux rayonnements ionisants,
 - ☐ **L'optimisation de la protection** : Toutes les expositions doivent être maintenues au niveau le plus bas que l'on puisse raisonnablement atteindre.
 - ☐ **La limitation de dose** : la somme des doses reçues ne doit pas dépasser les limites fixées par la réglementation.
8. La précision de la responsabilité de l'employeur pour assurer la protection contre les dangers des rayonnements ionisants des personnes et de l'environnement.





III-3 Classification des travailleurs :

La réglementation distingue les travailleurs exposés des autres personnes dits non exposés ou public.

Ces groupes d'individus sont répartis de la façon suivante :

- **Personnes du Public** : Elles sont considérées individuellement et peuvent vivre au voisinage des établissements manipulant ou détenant des sources de rayonnements ionisants.
- **Personnes non professionnellement exposées** : Elles ne sont pas exposées au cours de leur travail, on les assimile aux personnes du public.
- **Les personnes professionnellement exposées** : au cours de leur travail que l'on peut diviser en deux catégories :

- Travailleurs exposés A

Ce sont des travailleurs directement affectés à des travaux sous rayonnements, ils sont susceptibles de dépasser les trois dixièmes des limites annuelles d'exposition dans les conditions habituelles de travail (voir tableau ci-dessus).

- Travailleurs exposés B

Ce sont des travailleurs non directement affectés à des travaux sous rayonnements ; ils ne doivent pas dépasser les trois dixième de la limite annuelle d'exposition, dans les conditions normales de travail.

Ces groupes de personnes ne doivent pas dépasser les limites qui s'appliquent aux doses moyennes estimées au groupe critique. Les valeurs de ces limites sont mentionnées dans le tableau ci-dessous.





Personnel <i>Dose au niveau</i>	Travailleurs exposés A	Travailleurs exposés B en (mSv/an)	Personnes du public (mSv/an)
Organisme entier	100 mSv en 5 ans soit une moyenne de 20 mSv par an avec 50 mSv en une seule année	6	1
Peau	500	150	50
Cristallin	150	45	15
Extrémités (mains, pieds, chevilles)	500	150	50

Les limites pour les femmes sont les mêmes que pour les hommes. Toutefois, pour la femme enceinte qui serait professionnellement exposée, la CIPR recommande une limite supplémentaire. Dès que la grossesse est constatée, la dose à la surface de l'abdomen durant le reste de la grossesse ne doit pas excéder 2 mSv . Le but est d'assurer une protection suffisante du fœtus et de ne pas dépasser une dose de 1 mSv pour celui-ci.

Remarque : le but essentiel de cette classification est de distinguer les travailleurs les plus exposés afin de renforcer leur surveillance dosimétrique et médicale.

III-4 Classification des zones de travail :

En fonction des expositions auxquelles peuvent être soumis les travailleurs, les lieux de travaux doivent comporter:

- ☐ Une zone surveillée s'étendant à tous les locaux où l'exposition, dans les conditions normales de travail, est susceptible de dépasser 1/10, tout en restant inférieur au 3/10, de l'une des limites annuelles d'exposition ;
- ☐ Si nécessaire une zone contrôlée s'étendant à tous les lieux où l'exposition, dans les conditions normales de travail, est susceptible de dépasser les 3/10 de l'une des limites annuelles d'exposition.





La zone contrôlée est donc contiguë à la zone surveillée, sa définition doit être effectuée par l'employeur. Tout travailleur opérant en zone contrôlée doit faire l'objet d'une évaluation individuelle de l'exposition.

Il résulte des définitions précédentes qu'un travailleur classé en catégorie B ne peut œuvrer que temporairement en zone contrôlée.

Type de zone	Débit d'équivalent de dose	Couleur	Conditions d'accès
Contrôlée	100 mSv.h ⁻¹	ROUGE 	Zone à risque très importants, accès interdit sauf accord écrit du Chef d'établissement pour un agent DATR ; enregistrement nominatif et port d'un dosimètre adapté.
Contrôlée	2 mSv.h ⁻¹	ORANGE 	Zone à risques importants, l'accès des agents DATR à ces zones et la durée du séjour sont soumis à l'accord formel du Service de Radioprotection.
Contrôlée	25 µSv.h ⁻¹	JAUNE 	Durée limitée pour les cat. De travailleurs A et B.
Contrôlée	7,5 µSv.h ⁻¹	VERTE 	Durée limitée pour les cat. B, permanente pour A, zone de travail normal.
Surveillée	2,5 µSv.h ⁻¹	BLEUE 	Accès permanent pour tous les travailleurs de l'établissement.





Chapitre IV : principes de protection contre l'exposition externe.

IV-1 cas d'un photon :

Nous avons vu au paragraphe précédent que la dose absorbée reçue par une personne à un poste de travail est le produit du débit de dose absorbée par le temps de présence.

Il importe en radioprotection, que cette dose *soit la plus faible possible*, compte tenu, bien entendu, du coût de la protection à mettre en œuvre. Pour cela on peut réduire le temps d'exposition et le débit de dose absorbée en utilisant les moyens nécessaires.

IV-1-1 Réduction du temps d'exposition :

Les mesures à mettre en œuvre sont des mesures de bon sens. On peut les résumer comme suit :

a) Préparer soigneusement le travail que l'on doit effectuer :

- Réunir tout le matériel dont on aura besoin ;
- Utiliser le matériel adapté et performant ;
- Effectuer une répétition en simulation pour vérifier toute la manipulation.

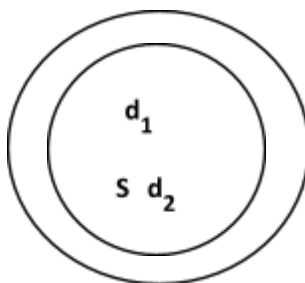
b) Prendre en compte les expériences acquises dans les manipulations antérieures.

c) Si nécessaire partager le temps d'intervention entre plusieurs personnes.

IV-1-2 Réduction du débit de dose avec la distance :

Dans la pratique les sources radioactives sont souvent assimilables à des sources ponctuelles. Cette assimilation est possible si la distance source-détecteur est grande au regard des dimensions de la source.

Considérons maintenant une source ponctuelle S et deux sphères de rayons d_1 et d_2 centrées en S :





Soit Φ_0 le nombre de photons émis chaque seconde par la source S, dans la mesure où l'on peut négliger les interactions de ce rayonnement avec l'air, tous les rayons γ émis par S qui traversent la première sphère vont atteindre la seconde.

On peut donc écrire:

$$\Phi_1 = \frac{\Phi_0}{4\pi d_1^2} ; \quad \Phi_2 = \frac{\Phi_0}{4\pi d_2^2}$$

$$\Phi_1 d_1^2 = \Phi_2 d_2^2$$

Φ_1 et Φ_2 sont les débits de fluence (nombre de photons traversant l'unité de surface par unité de temps) aux distances d_1 et d_2 .

Comme le débit de dose absorbée en un point est proportionnel 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:

$$\frac{D_1}{D_2} = \frac{\Phi_1}{\Phi_2} = \left(\frac{d_2}{d_1} \right)^2$$

Le débit de dose absorbée en un point est proportionnel à l'inverse du carré de la distance séparant ce point de la source.





Exemple :

Le débit de dose mesuré à 2,5 m d'une source ponctuelle émettant un rayonnement γ a pour valeur $D = 20 \text{ mGy/h}$. Quelle est sa valeur à 5 m et 50 cm ?

- A 5 mètres :

$$\frac{\dot{D}_1}{\dot{D}_2} = \left(\frac{d_2}{d_1} \right)^2 = \left(\frac{5}{2,5} \right)^2 = 2^2 \Rightarrow \dot{D}_2 = \frac{20}{4} = 5 \text{ mGy/h}$$

- A 50 centimètres:

$$\left(\frac{d_2}{d_1} \right)^2 = \left(\frac{2,5}{0,5} \right)^2 \Rightarrow D_2 = 20 \cdot 25 = 500 \text{ mGy/h}$$

Remarque: la loi précédente montre que l'éloignement est un moyen efficace de protection, mais elle indique également que le débit de dose absorbée croît rapidement lorsqu'on se rapproche des sources. Il ne faut jamais saisir une source avec les doigts.

Le débit de dose absorbée, en un point, est proportionnel au nombre de photons X ou γ arrivant en ce point, il est également proportionnel à leur énergie.

La formule suivante permet de calculer le débit de dose à 1 mètre d'une source ponctuelle d'activité A émettant un rayonnement X ou γ d'énergie E avec une intensité d'émission I .

$$\dot{D}(\text{mGy} \cdot \text{h}^{-1}) = 1,3 \cdot 10^{-10} \cdot A(\text{Bq}) \cdot E(\text{MeV}) \cdot I(\%)$$

D est donc le débit de dose absorbée dans les tissus humains à 1 mètre (en $\text{mGy} \cdot \text{h}^{-1}$) ;





– A est l'activité de la source ponctuelle (en Bq);

– E est l'énergie du rayonnement (en MeV);

– I est l'intensité d'émission (en %);

Pour $300 \text{ KeV} \leq E \leq 1,5 \text{ MeV}$ l'erreur relative commise en utilisant cette formule est inférieure à 10 %.

Pour $65 \text{ KeV} \leq E \leq 300 \text{ KeV}$ ou $1,5 \text{ MeV} \leq E \leq 2 \text{ MeV}$ elle est supérieure à 10 %, mais n'excède pas 30 %.

La relation précédente associée à la loi de variation en fonction de la distance permet de calculer le débit de dose à une distance quelconque d'une source ponctuelle.

Exemple :

Soit à calculer le débit de dose absorbée mGy.h^{-1} à 1m et à 1,5 m d'une source ponctuelle de ^{137}Cs ayant une activité de 2 GBq.

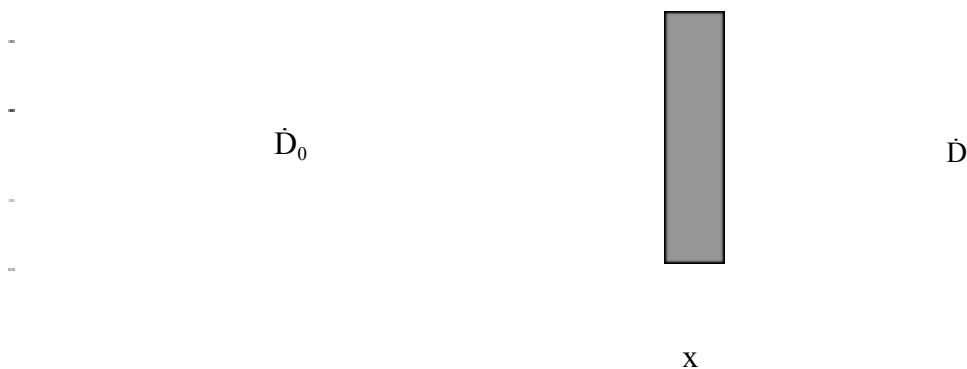
^{137}Cs : $E_\gamma = 0,662 \text{ MeV}$, $I_\gamma = 85 \%$;

$$D_\gamma \text{ à } 1 \text{ m} = 1,3 \cdot 10^{-10} \cdot 2 \cdot 10^9 \cdot 0,662 \cdot 0,85 = 0,15 \text{ mGy.h}^{-1}$$

$$D_\gamma \text{ à } 1,5 \text{ m} = 0,15 / (1,5)^2 = 0,067 \text{ mGy.h}^{-1}$$

IV-1-3 Protection par les écrans :

Considérons un faisceau parallèle et mono-énergétique d'un rayonnement électromagnétique traversant normalement un écran d'épaisseur x . Soit $\dot{D}_0$ le débit de dose absorbée à l'entrée et $\dot{D}$ le débit de dose absorbée à la sortie dû aux rayons émergeant dans la direction initiale avec l'énergie initiale (donc n'ayant pas interagi).





Ces deux débits de dose absorbée sont liés par la relation :

$$D = D_0 . e^{-\mu x}$$

où: μ est le coefficient d'atténuation dont la valeur dépend de la nature du matériau constituant l'écran et de l'énergie du rayonnement électromagnétique (μ s'exprime en cm^{-1}),

E (MeV)	μ eau (d = 1)	μ fer (d = 7,9)	μ plomb (d =10,8)
0,1	0,167	2,700	57,100
1	0,071	0,466	0,739
3	0,040	0,283	0,455

Application:

Soit à calculer, l'épaisseur de plomb nécessaire pour atténuer d'un facteur 40 le débit de dose absorbée dû à rayonnement électromagnétique d'énergie 1 Mev.

Sur le tableau en annexe 1 on lit $\mu = 0,739 \text{ cm}^{-1}$.

$$D = D_0 . e^{-0,739.x} \quad \text{avec} \quad \frac{D_0}{D} = 40 = e^{0,739.x}$$

$$x = \frac{\text{Ln}40}{0,739} \approx 5 \text{ cm}$$

Une méthode plus simple permet d'effectuer rapidement des calculs d'atténuation, il s'agit de la méthode des épaisseurs moitiés et dixièmes.





On appelle épaisseur moitié notée $x_{1/2}$, pour un matériau donné et une énergie donnée, l'épaisseur de ce matériau qui permet d'atténuer le débit de dose absorbée d'un facteur 2.

Avec 2 épaisseurs moitié on atténue d'un facteur 2^2 ou 4

Avec 3 épaisseurs moitié on atténue d'un facteur 2^3 ou 8

Avec 4 épaisseurs moitié on atténue d'un facteur 2^4 ou 16

Avec n épaisseurs moitié on atténue d'un facteur 2^n

On démontre que :

$$x_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu}$$

On appelle épaisseur dixième notée $x_{1/10}$, pour un matériau donné et une énergie déterminée, l'épaisseur de ce matériau qui permet d'atténuer le débit de dose absorbée d'un facteur 10. Il faudra n épaisseurs dixième pour obtenir une atténuation 10^n :

$$x_{1/10} = \frac{\ln 10}{\mu}$$

Et on démontre que :

$$X_{1/10} = 3,32 * X_{1/2}$$

La connaissance des épaisseurs moitié et dixième permet d'effectuer rapidement des calculs d'atténuation.





Ainsi dans l'application précédente le facteur 40 peut se décomposer en $2^2 \times 10^1$. On en déduit immédiatement que l'épaisseur recherchée est égale à 2 épaisseurs moitié plus une épaisseur dixième.

$$x_{1/2} = \frac{\ln 2}{0,739} = 0,94 \text{ cm}; \quad x_{1/10} = 0,94 \cdot 3,32 = 3,11 \text{ cm}$$

$$x = 2 \cdot 0,94 + 3,11 \approx 5 \text{ cm}$$

Remarque :

- En règle générale, les écrans doivent être placés aussi près que possible des sources radioactives pour diminuer le poids et le coût de la protection.
- Pour la protection contre l'exposition externe due aux photons X ou γ les écrans les plus utilisés sont :
- Le plomb pour son efficacité. L'écran est alors disposé le plus près possible de la source. Exemple : châteaux de stockage, poubelles blindées, enceintes blindées, etc.
- L'eau pour un faible coût et sa facilité d'utilisation dans le cas des piscines de stockage ;
- Les différents bétons que l'on utilise pour la construction de casemates.

IV-2 Cas des particules :

On ne considère que les β d'énergie supérieure à 100 KeV seules capables de franchir la couche morte de la peau et d'atteindre la couche basale de l'épiderme provoquant un risque d'exposition externe.

La relation ci-dessous permet de calculer le débit de dose absorbée à 10 cm d'une source émettrice β :

$$\dot{D}(\text{mGy.h}^{-1}) = 9.10^{-7} \cdot A(\text{Bq}) \cdot \frac{I(\%)}{100}$$

Les particules β ne perdent pas leur énergie aussi rapidement que les particules α et elles sont donc plus pénétrantes.

Il existe des formules empiriques donnant le parcours pour des β mono-énergétiques dans n'importe quel matériau et pour $0,01 \leq E \leq 2,5 \text{ MeV}$





$$R = 412 \times E^n$$

Avec $n = 1,265 - 0,0954 \ln E$ avec E en MeV et R en mg.cm^{-2}

Pour les particules β les écrans constitués par des matériaux de faible numéro atomique conviennent le mieux. En effet les particules β perdent leur énergie dans l'écran par ionisation et excitation mais aussi en produisant un rayonnement de freinage dont le rendement est proportionnel au numéro atomique (Z) du matériau.

En général, pour des β d'énergie maximale inférieure à 2,5 MeV la création du rayonnement du freinage est peu importante, surtout dans les matériaux légers.

Les matériaux les plus utilisés comme écrans pour se protéger des rayonnements β sont le plexiglas, le verre et l'aluminium.

Pour mémoire : 1 cm de plexiglas arrête tous les β d'énergie inférieure ou égal à 2 MeV.

Dans la pratique, il existe peu de radionucléides émetteurs β . Les plus connus sont : ^{14}C , ^{32}P , ^{35}S et ^{90}Sr - ^{90}Y .

La plus part des radionucléides sont émetteurs β , γ dans ce cas c'est la protection contre les γ qui est recherchée.

En conclusion, pour un calcul de blindage pour des électrons ou des β , il suffit de calculer le parcours maximal de ce rayonnement dans un matériau à faible Z. Ce parcours correspond à l'épaisseur de l'écran nécessaire pour absorber ce rayonnement.

IV-3 Cas des neutrons :

Il existe peu de moyens pour absorber les neutrons de forte énergie ; on doit d'abord les ralentir.

Le ralentissement s'effectue par chocs successifs sur les noyaux de la substance traversée. Il est d'autant plus efficace que ces noyaux sont légers.

Les matériaux ralentisseurs utilisés contiennent donc beaucoup d'atomes d'hydrogène : l'eau, la paraffine, certains bétons.

Une fois ralentis, les neutrons peuvent être absorbés : certains noyaux (bore, cadmium) ont en effet des affinités particulières pour capturer les neutrons lents et émettre un autre rayonnement, en général un rayonnement γ . Il convient ensuite de se protéger contre ce rayonnement γ .





Le tableau ci-dessous donne les épaisseurs dixièmes pour quelques sources de neutrons pour différents matériaux.

Sources	Energie My. (MeV)	Epaisseur dixième (cm) pour différents matériaux			
		Paraffine	Béton (2,35)	Eau	Plomb
²⁵² Cf	2,35	14	25,5	19,5	53
AmF	1,3	11,5	28	-	
AmLi	0,45	8	22	-	
AmBe	4,5	23	37	-	





Chapitre V : la protection contre l'exposition interne.

V-1 définition du risque :

L'exposition interne résulte d'une contamination interne, liée à la pénétration dans l'organisme de radioéléments qui vont se fixer soit dans le corps entier, soit de manière sélective sur certains organes qu'ils vont irradier.

Le phénomène débute toujours par l'apparition d'une contamination radioactive du milieu, c'est-à-dire d'une présence de particules radioactives dispersées, provenant d'une source non scellée. Cette contamination se trouve :

- ☐ dans l'atmosphère,
- ☐ sur les surfaces : sols, surfaces de travail, matériels,
- ☐ sur les vêtements ou sur la peau (dans ce cas existe également un risque d'exposition externe),
- ☐ dans les produits de consommation,

Les substances radioactives ainsi disséminées peuvent se présenter sous différentes formes :

- ☐ des aérosols qui vont engendrer une contamination atmosphérique,
- ☐ des gaz, des vapeurs risquent de contamination atmosphérique,
- ☐ des liquides qui peuvent amener une contamination surfacique, une contamination corporelle, parfois une contamination atmosphérique, une contamination des eaux,
- ☐ des solides dès lors qu'ils ne se présentent pas sous forme de massifs risque avec les poudres en fonction de leur taille qui va déterminer leur remise en suspension –possibilité de contamination surfacique.

V-2 Moyens de protection:

D'une façon générale, la protection contre l'exposition interne consiste à éviter tout contact direct des individus avec des matières radioactives dispensables et limiter au strict minimum la pollution des matériels et des installations.

Les dispositions mises en œuvre doivent assurer une protection tant collective qu'individuelle.





V-2-1 La protection collective :

Elle doit être assurée par l'installation elle-même et par ses équipements, de façon à éviter ou minimiser les risques de contamination.

Ceci implique une étude de radioprotection dès la conception des installations. En matière de protection contre l'exposition interne, la prévention joue un rôle important.

Les règles à respecter sont les suivantes :

- ☐ suppression des causes de pollution,
- ☐ confinement,
- ☐ sécurité dans l'évacuation des déchets.

Conception des locaux

1. Il est recommandé de grouper dans une même zone les locaux présentant les mêmes risques. La zone de risque le plus élevé doit être entourée par des zones de risques de moins en moins élevés, avec dispositifs d'isolement pour passer de l'une à l'autre.

Les matériaux de construction et les équipements doivent être facilement décontaminables ; de ce fait, ils ne doivent pas présenter d'aspérités, d'arêtes ou de raccords.

La ventilation

Le réseau de ventilation est installé dès la construction du bâtiment. Il comporte en général deux circuits :

- ☐ un circuit de soufflage,
- ☐ un circuit d'extraction.

Il doit assurer à tout instant, d'une part le renouvellement homogène de l'air pour que la classification des locaux soit respectée (notion de renouvellement horaire), et d'autre part, un confinement dynamique de la contamination grâce à la mise en dépression des zones les unes par rapport aux autres (cascade de dépressions depuis l'extérieur vers l'intérieur, la zone à plus grand risque étant celle où la dépression est la plus forte). L'air extrait est filtré avant rejet à la cheminée.

Les enceintes de confinement

Les enceintes de confinement réalisent un confinement statique du fait de leur étanchéité et permettent la manipulation de substances radioactives.

On distingue principalement les « boîtes à gants » et les « Sorbonne ventilées ». Le confinement dynamique est assuré par un réseau de ventilation qui leur est propre.





Evacuation des déchets radioactifs

La manipulation de radionucléides entraîne souvent la production de déchets qu'il y a lieu d'éliminer au fur et à mesure car ils constituent une source importante de contamination, et parfois d'irradiation.

Les déchets doivent être séparés selon leur état (solide ou liquide). Chaque type de déchet doit être évacué selon un circuit particulier :

- ☐ pour les effluents : cuves, bonbonnes...
- ☐ pour les solides : fûts, caissons...

V-2-2 La protection individuelle :

Elle consiste à mettre en place les dispositifs destinés à protéger les travailleurs contre les imperfections ou des incidents survenant sur les dispositifs de protection collective. Elle est le complément de cette dernière.

Pour éviter la transmission de la contamination à l'intérieur de l'organisme, on protège les voies respiratoires et le corps.

Protection des voies respiratoires

Cette fonction est assurée par des appareils de protection des voies respiratoires (APVR), ou des appareils respiratoires isolants (ARI). Ce sont des appareils les plus utilisés en atmosphère non respirable.

Protection de la peau et des vêtements

Elle est assurée par le port de :

- ☐ blouse, combinaison, surtenue,...
- ☐ gants,
- ☐ surbottes, chaussures spéciales,
- ☐ bonnets...





V-3 Consignes :

Pour éviter une exposition interne, il est recommandé :

- ☐ de ne pas manipuler à mains nues,
- ☐ de ne pas pipeter les liquides par aspiration buccale,
- ☐ de ne pas fumer, manger, boire dans les zones à risques de contamination,
- ☐ d'étiqueter les produits,
- ☐ de se contrôler fréquemment,
- ☐ de se laver les mains ou de prendre une douche,
- ☐ de prévoir des récipients destinés aux déchets radioactifs,
- ☐ d'établir des consignes sur la conduite à tenir en cas d'incident,





CONCLUSION :

La nécessité de la radioprotection a contribué à la construction progressive d'un régime de protection qui a très tôt intégré une attitude de précaution pour tenir compte des risques possibles sur lesquels l'incertitude scientifique demeurait. Cette attitude s'est par la suite cristallisée sous la forme de plusieurs principes complémentaires: justification de toute exposition, limitation des doses en-dessous de seuils déterminés en fonction de la connaissance de dommages avérés pour la santé humaine, déterministes ou stochastiques, pour prendre en compte les risques potentiels associés aux faibles doses, et optimisation.

Les effets biologiques des rayonnements résultent de l'énergie absorbée par unité de volume (ou de masse) dans les tissus irradiés. Ce transfert d'énergie résulte des différentes interactions pouvant se produire lors du passage des radiations à travers le tissu biologique. Pour comprendre et anticiper ces effets biologiques, en prévenir les effets nocifs ou les utiliser en radiothérapie des cancers, il est nécessaire de quantifier cette énergie absorbée.





Références bibliographiques :

- La radioprotection Pr .Abderrahim Doudouh -Faculté de médecine et pharmacie de Rabat.
- Benoit Denizot - Biophysique médicale - Médecine .
- Cours de radioprotection LATNA II Pr.T.ELBARDOUNI.
- Université Abdelmalek Essadi –Faculté des sciences .Cours de master physique des matériaux et rayonnement.
- Radiation Oncology physics :A Handbook for teachers and students.
- La détection des rayonnements .DEN/CAD/DTN/SMTM.
- Université .JOSEPH FOURIER .Interactions de rayonnement avec la matière.
- Méthodes nucléaires d'analyse .Notions de radioprotection par étienne Roth .Pr.Honaire au conservatoire national des arts et métiers.
- B.Oubelaid -A.bouanani Février 2002 principes de protection contre l'exposition aux rayonnements ionisants.
- Cours d'imagerie médicale Institut Schuman Techniques d'imagerie Dr Moreau J.CHA.

