



HAL
open science

Principes et normes de radioprotection

H. Metivier

► **To cite this version:**

H. Metivier. Principes et normes de radioprotection. École thématique. Ecole Joliot Curie "Production d'énergie nucléaire et traitement des déchets: des filières d'aujourd'hui aux solutions innovantes", Maubuisson, (France), du 9-14 septembre 1996: 15ème session, 1996. cel-00652666

HAL Id: cel-00652666

<https://cel.hal.science/cel-00652666>

Submitted on 16 Dec 2011

HAL is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

Principes et Normes de Radioprotection

Henri METIVIER

Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire
CEA Fontenay-aux-Roses

Introduction

1) Origine des règles de la radioprotection

- 1.1. Radioactivité et exposition, quelques définitions
- 1.2. La Commission Internationale de Protection radiologique
 - 1.2.1. L'organisation de la CIPR.
 - 1.2.2. Les publications de la CIPR et leur devenir.

2) Enonce des principes

- 2.1. Nature des effets
- 2.2. Le cadre conceptuel de la Protection Radiologique
 - 2.2.1. Les activités
 - 2.2.2. Le système de protection radiologique
 - 2.2.2.1. Justification
 - 2.2.2.2. Optimisation
 - 2.2.2.3. Limitation

3. Définition des quantités utilisées en protection.

- 3.1. Dose absorbée
- 3.2. Dose équivalente
- 3.3. Dose efficace
- 3.4. Grandeurs dosimétriques complémentaires
 - 3.4.1. Doses engagées
 - 3.4.2. Doses collectives
- 3.5. Limites secondaires

4. Les nouvelles recommandations

- 4.1. Les nouvelles bases scientifiques
- 4.2. Les nouvelles normes.

5. Conclusion

6. Bibliographie

Introduction

Il y a un siècle, fin 1895, Konrad Roentgen découvrait les rayons X, quelques mois plus tard, en mars 1896, Henry Becquerel décrit pour la première fois la radioactivité. On mesure depuis les découvertes de ces deux hommes leurs conséquences pour l'histoire de l'humanité, la radiographie médicale a fait rapidement progresser la médecine, l'énergie nucléaire est aujourd'hui la source principale d'électricité de notre pays.

Rapidement, on a su que les rayonnements provoquaient des effets sur l'homme. Ainsi, trois mois après la découverte des rayons X, on décrivait leur effet irritant pour l'oeil. Peu de temps après sa découverte, Becquerel s'aperçut qu'un tube de matière radioactive gardé dans la poche de sa veste lui avait provoqué un érythème de la peau, comparable à un coup de soleil. Vinrent ensuite les effets néfastes observés chez les radiologues et dès lors il apparut le besoin de réglementer l'utilisation des rayonnements ionisants. Dès 1913 en Allemagne, et 1915 en Grande-Bretagne, on parla de réglementation pour protéger les patients et le corps médical, mais ce n'est qu'en 1925 (Londres) et 1928 (Stockholm) que l'on créa, lors des congrès internationaux de radiologie, deux commissions internationales chargées l'une de définir les unités concernant la radioactivité et leur effets avec la matière (CIUR¹), l'autre de définir des règles de radioprotection (CIPR²). Aujourd'hui ces deux Commissions existent toujours, la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) a régulièrement émis des recommandations généralement reprises dans les réglementations nationales. Depuis l'origine cette réglementation est devenue de plus en plus contraignante, pour que l'utilisation des rayonnements ait le moins de conséquences possibles sur l'homme et son environnement.

Pour s'appliquer, cette réglementation s'appuie sur des concepts qui nous permettent d'évaluer les risques que courent les hommes au contact de ces rayonnements et connaissant ces risques d'établir des normes tant pour les travailleurs que pour le public. C'est ce que nous allons expliquer dans ce présent chapitre.

1- Origine des règles de la radioprotection

1.1. Radioactivité et exposition, quelques définitions

Nous allons rappeler ici quelques notions nécessaires pour comprendre et appliquer les règles de radioprotection.

¹ CIUR: Commission internationale pour les Unités de Rayonnements et leur mesure

² CIPR: Commission internationale de Protection Radiologique

La première notion est la **radioactivité**. Elle est liée à la désintégration de noyaux d'atomes, particuliers, appelés pour cette raison radioactifs. Lors de cette désintégration, il y a émission de particules alpha (noyau d'hélium) ou bêta (électron) qui peuvent être accompagnés de rayonnements électromagnétiques gamma lorsque l'atome produit retrouve un état stable. Ces désintégrations peuvent se produire dans des corps rencontrés dans la nature, c'est la radioactivité naturelle, elles pourront être provoquées par des actions de l'homme, c'est la radioactivité artificielle. Qu'elle soit d'origine naturelle ou artificielle, la radioactivité se manifeste de la même façon, se mesure par les mêmes méthodes et produit les mêmes effets sur l'homme. On la définit aujourd'hui en **becquerel (Bq)**³ qui correspond à 1 désintégration par seconde. Si pour un poids égal, un produit est plus radioactif qu'un autre, on dit que sa radioactivité spécifique est plus grande.

Cette radioactivité est partout présente. Notre terre est faiblement radioactive, notre corps aussi. Ainsi le potassium, essentiel pour notre vie, est très faiblement radioactif, notre corps en contient environ 160 grammes, dont la radioactivité est d'environ 6500 Becquerels. Ainsi chaque seconde, 6500 désintégrations dues au potassium se produisent dans notre corps.

Le temps nécessaire pour que la moitié des atomes initialement présents se soit désintégrée s'appelle la **période radioactive**. Au bout d'une période, l'activité d'un radioélément a diminué de moitié, au bout de deux périodes la matière est quatre fois moins radioactive, au bout de trois périodes, huit fois moins et ainsi de suite. Cette durée varie considérablement d'un atome à l'autre. Ainsi, le potassium-40 a une période de 1,3 milliard d'années, l'iode-131, 8 jours, le césium-137, 30 ans, le tritium 12 années, le technétium 99m utilisé pour faire des examens médicaux, 6 heures, le plutonium, 24000 ans.

L'irradiation d'un individu est une **irradiation externe** lorsque la source de rayonnement est à l'extérieur de l'organisme. Cette irradiation s'arrête dès que nous avons quitté le faisceau. A l'inverse, si la source radioactive est à l'intérieur de l'organisme, l'irradiation est appelée **irradiation interne**, elle continue tant que le radioélément n'est pas éliminé. En mangeant ou en respirant, nous incorporons chaque jour des radioéléments présents dans notre environnement. Leur quantité est faible. Dans des zones très contaminées, comme celles autour du réacteur accidenté de Tchernobyl, leur quantité est plus importante; c'est pourquoi il a été interdit la consommation des produits locaux.

Si nous incorporons des radioéléments dans l'organisme, en mangeant des aliments contaminés par exemple, nous retiendrons plus ou moins longtemps les atomes radioactifs. La **période biologique** est le temps nécessaire pour que la moitié

³ L'ancienne unité est le curie (Ci): 1 Ci est égal à 37 milliard de Bq, il correspondait à la radioactivité de 1g de radium.

d'un radioélément absorbé soit éliminé naturellement. Cette période biologique est indépendante de la période radioactive. Ainsi, le tritium s'élimine avec une période biologique d'environ 10 jours, alors que sa période radioactive est de 12,3 ans ; pour le césium, cette période biologique est d'environ une centaine de jours chez l'adulte, moitié moins chez l'enfant, alors que la période radioactive est de 30 ans. A l'inverse, pour certains radioéléments, tel le plutonium, la période biologique est très longue ; environ 30 ans au niveau du foie, 50 ans au niveau de l'os; un individu contaminé garde toute sa vie la trace d'une contamination par ce radioélément.

1.2. La Commission Internationale de Protection Radiologique

Créée en 1928 la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) est constituée d'experts entièrement indépendants des gouvernements choisis par cooptation. Elle est constituée d'une commission principale et de quatre comités.

La commission principale comprend une quinzaine de membres. Les comités comprennent 15 ou 16 personnes. Tous ces experts proviennent d'environ une vingtaine de pays. La France a pour la période 1993-1997 huit représentants. Tous les quatre ans la CIPR renouvelle une partie de ses membres, ainsi qu'une partie de ses Comités. Tous les deux ans, la Commission et ses Comités se réunissent ensemble, les autres années, les comités se réunissent séparément.

Les présidents des quatre comités sont obligatoirement membres de la Commission, où ils rapportent les travaux de leur Comité.

La CIPR émet régulièrement des recommandations aux utilisateurs de sources de rayonnement. Destinés à sa création aux médecins radiologues, ils sont maintenant destinés à l'ensemble des professions soumis aux rayonnements ionisants qu'ils soient d'origine naturelle ou artificielle, mais aussi au public pouvant être exposé du fait d'activités industrielles ou par la radioactivité naturelle.

1.2.1. L'organisation de la CIPR

La Commission Internationale de Protection Radiologique est constituée d'un comité général que l'on appelle "la Commission" qui s'appuie sur les quatre comités pour émettre ses recommandations. Le travail de ces comités consiste uniquement à écrire des rapports à partir des données de la littérature scientifique. Ces rapports ne sont publiés qu'avec l'accord de la commission.

Comité 1 sur l'effet des radiations

Le comité 1 étudie l'effet des radiations, il estime les risques de l'exposition aux rayonnements ionisants sur les organismes vivants et tout particulièrement chez l'homme. Il s'appuie pour ce faire sur les études d'autres organismes tel les rapports du comité américain sur les effets biologiques des rayonnements ionisants (BEIR) ou ceux

du Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR⁴) ainsi que tout autre documents.

Le Comité 2 calcule les valeurs des limites secondaires pour l'irradiation interne et externe. Les limites primaires sont les limites de doses que la CIPR recommande de ne pas dépasser. Les limites secondaires sont, par exemple, des niveaux d'activité qui conduisent à une irradiation à un niveau de dose égal aux limites recommandées par la CIPR. Nous reviendrons sur ces limites dans le paragraphe 3.5.

La Commission considère que la protection radiologique doit également s'appliquer à l'exercice de la médecine, protection des patients et des travailleurs en radiologie, radiothérapie et médecine nucléaire. Elle s'appuie pour ce faire sur les travaux du comité 3.

Le Comité 4 traite de l'application des recommandations de la Commission. Il est le point de contact avec les autres organisations internationales concernées par la protection: la Commission de l'Union Européenne, l'Agence Internationale pour l'Energie Atomique (AIEA plus connue sous le nom d'agence de Vienne), le Bureau International du Travail, L'Agence pour l'Energie Nucléaire de l'OCDE, etc.

1.2.2. Les publications de la CIPR et leur devenir

L'élaboration des documents peut se faire soit directement par la Commission (Publication 60 par exemple) mais plus généralement ce sont les groupes de travail créés par les Comités qui rédigent. Dans ce cas, le document est d'abord discuté par le Comité et quand celui ci estime le document publiable il le soumet pour approbation définitive à la Commission elle même.

Les recommandations de la CIPR sont généralement reprises par les Etats. Ainsi pour les Communautés Européennes, elles sont la base d'une Directive Européenne que les états membres sont obligés d'introduire dans leur législation ou réglementation. Pour les autres pays aucune structure similaire existe, c'est pourquoi plusieurs agences se regroupent (Agence Internationale pour l'Energie Atomique, AIEA, l'Organisation de coopération et de Développement Economique, OCDE, l'Organisation Mondiale de la Santé, OMS, le Bureau International du Travail, BIT, etc...) pour les transformer en "Basic Safety Standards" (BSS) utilisables comme tels par les pays qui le souhaitent. Enfin les Etats Unis ont leur propre Commission de Protection Radiologique (NCRP), qui émet des recommandations quelques peu différentes de celles de la CIPR, bien que des représentants des Etats Unis participent activement à la rédaction des BSS et que de nombreux experts américains soient membres de la CIPR.

⁴ A noter qu'à la différence de la CIPR les experts de l'UNSCEAR sont nommés par les représentants nationaux à l'agence de Vienne (AIEA). Ils parlent donc au nom de leur délégation nationale.

A ce jour le niveau de qualité de radioprotection dans le monde est largement imputable à la CIPR. Tous les états adoptent quasiment les mêmes normes en matière de radioprotection, normes issues de ces recommandations.

La Commission a publié son premier rapport en 1928. le premier rapport de la série actuelle, renuméroté *Publication 1* (1959), contenait les recommandations approuvées en septembre 1958. Des recommandations générales ont été présentées ultérieurement dans les *Publications 6* (1964), *9* (1966) et *26* (1977). L'avant dernière recommandation de la CIPR (*Publication 26*) a servi à établir la Directive des Communautés Européennes de Juillet 1982, ayant force de loi actuellement dans les pays de la Communauté. Ces directives sont reprises par le Journal Officiel Français le 12 Octobre 1986 sous la forme d'un décret N° 86 -1103 du 2 octobre 1986 relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants.

Depuis, la CIPR tenant compte des nouvelles données concernant la population des survivants des bombardements d'Hiroshima et Nagasaki, et la réestimation des facteurs de risque publiée par l'UNSCEAR en 1986 a émis en 1990 de nouvelles recommandations (*Publication 60*). Ce document a servi de base pour la rédaction des nouveaux "Basic Safety Standards" définitivement acceptées par les organismes internationaux en septembre 1994. Pour l'Union Européenne, des directives prenant en compte les évolutions entre la *Publication 26* et la *Publication 60* seront probablement publiées dans l'année 1995, elles seront, comme toutes directives, contraignantes pour les états de l'Union qui devront, dans les cinq ans les intégrer dans leur législation. Enfin les Etats-Unis, en 1992, ont intégré dans leur législation les limites de doses recommandées par la *Publication 26*. Il sera nécessaire de revenir sur cette particularité plus tard.

Pendant ces dernières décennies, on a constaté une évolution importante des recommandations. Au départ et pendant une partie des années 1950, on avait tendance à considérer le respect des limites de doses individuelles comme un résultat satisfaisant. depuis on a beaucoup insisté sur le besoin de maintenir toutes les expositions aussi basses que possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux. Ceci a eu pour effet de restreindre le nombre de situations dans lesquelles les limites de dose jouent un rôle majeur dans le système de protection. Ceci a aussi changé la finalité des limites de dose, initialement leur principale fonction était d'éviter l'apparition d'effets non-cancéreux, aujourd'hui elles sont destinées à limiter la fréquence de cancers et des effets héréditaires radio-induits.

Les modifications entre les recommandations de 1977 (*Publication 26*) et de 1990 (*Publication 60*) portent essentiellement sur le niveau des limites de doses et la simplification de certaines définitions. Pour les principes généraux le nouveau texte est peu modifié. Vivant une période de transition, nous serons amené à parler parfois de la *Publication 26* pour expliquer les modifications apportées dans la *Publication 60*.

2. Enoncés des principes.

La différence entre la protection et la sûreté est que la sûreté se rapporte à la machine ou à l'installation, la protection se rapporte à l'homme et à son environnement. Celui-ci doit être pris au sens large du terme, c'est à dire environnement à l'intérieur des locaux, telle l'atmosphère des locaux, et à l'extérieur dans l'eau, le sol ou l'air. En matière d'environnement, il est acquis qu'un système protégeant l'homme au niveau individuel protège *de facto* l'espèce dans son ensemble et l'environnement dans lequel il vit.

2.1. Nature des effets

La protection contre les rayonnements a pour but de protéger de ses effets les individus, leurs descendants et le genre humain dans son ensemble, tout en permettant d'exercer des activités qui sont jugées nécessaires.

La première notion est le **détriment**. Il définit les effets préjudiciables sur la santé de l'homme, d'une exposition aux rayonnements. Les effets préjudiciables dont il y a lieu de se protéger comprennent les effets **somatiques** lorsqu'ils se manifestent chez l'individu exposé lui-même et les effets **héréditaires** lorsqu'ils affectent sa descendance.

Parmi les effets somatiques les radiations ionisantes causent à la fois des **effets stochastiques** et **déterministes**, dans les tissus irradiés.

Les effets **déterministes** (non stochastiques) sont ceux pour lesquels la gravité de l'effet varie avec la dose et pour lesquels il y a un seuil. Ce sont par exemple, la cataracte, les atteintes non malignes de la peau, l'appauvrissement cellulaire de la moelle osseuse, des dommages cellulaires dans les gonades provoquant une baisse de la fertilité, etc... Pour l'ensemble de ces transformations, la gravité de l'effet dépend de l'importance de la dose reçue et il existe une dose-seuil au dessous de laquelle on n'observe aucun effet nocif. Ces seuils sont différents selon l'effet observé.

Les **effets stochastiques** sont ceux pour lesquels c'est la probabilité d'apparition de l'effet et non sa gravité, qui est considérée comme une fonction, sans seuil de la dose. Ce sont par exemple les effets héréditaires et les cancers. Ainsi la gravité du cancer dépend de sa nature et non de la dose d'exposition, c'est sa fréquence qui dépendra du nombre de personnes exposées et de la dose reçue par chacun.

Pour mieux illustrer la différence entre les effets déterministes et les effets stochastiques, nous pouvons prendre exemple sur les radiations ultraviolettes, non ionisantes. Si des citoyens s'exposent sans précautions et longuement au soleil durant leurs vacances, on observera chez la totalité des personnes exposées, d'abord des "coups de soleil" si l'exposition n'est pas trop forte, puis des brûlures si l'exposition est forte. On peut éviter ces effets si l'on ne dépasse pas un seuil d'exposition. Cependant, parmi ces personnes, certaines développeront plus tard, un cancer de la peau

(mélanome). Heureusement leur nombre est limité, il est directement proportionnel au produit du nombre de personnes exposées et du temps passé au soleil par chacun.

La *Publication 60* introduit dans sa définition du risque un nouveau concept, plus réaliste qui est la notion de perte d'espérance de vie et de qualité de vie. Ainsi un cancer de l'enfant n'aura pas le même poids qu'un cancer du vieillard, c'est ce que ressentent traditionnellement les populations.

2.2. Le cadre conceptuel de la Protection Radiologique

Toute personne dans le monde est exposée à des rayonnements venant de sources naturelles et artificielles. Le but premier de la protection radiologique est de fournir un niveau de protection adapté à l'homme sans limiter indûment les pratiques bénéfiques.

Le système de protection radiologique, appliqué ce jour, dans le monde entier, est basé sur l'hypothèse que même de faibles doses de rayonnement peuvent produire des effets stochastiques nocifs sur la santé. Etant donné qu'il y a des seuils pour les effets déterministes, il est possible de les éviter en limitant les doses délivrées aux individus. L'objectif de la protection radiologique est donc d'empêcher l'apparition d'effets déterministes, en maintenant les doses en dessous des seuils appropriés, et à assurer que toutes les mesures raisonnables sont prises pour limiter l'induction d'effets stochastiques à des niveaux soit imperceptibles soit très faibles et considérés comme acceptables.

2.2.1. Les activités.

La *Publication 60* classe les activités humaines en deux groupes:

a) Certaines activités humaines augmentent l'exposition aux rayonnements soit en augmentant l'exposition des individus soit en augmentant le nombre d'individus exposés. Ces activités sont appelées des "**pratiques**". C'est le cas d'une installation nucléaire.

b) D'autres activités humaines peuvent diminuer l'exposition totale, soit au niveau des individus soit au niveau du nombre d'individus exposés. Ces activités sont appelées "**Interventions**". C'est le cas d'une décontamination d'un site pollué.

Les dispositions seront différentes selon qu'elles doivent être appliquées à une pratique conduisant à des expositions ou à une intervention visant à réduire les expositions. Dans le cas d'une nouvelle pratique on peut l'accepter telle quelle, l'accepter après avoir apporté des modifications, ou la rejeter catégoriquement. Les pratiques existantes peuvent être réexaminées à tout moment. On associera donc une pratique à la notion de **réglementation**. Si des accidents se produisent, ils donnent lieu à des situations pour lesquelles la seule action possible est l'intervention. La notion de réglementation ne s'applique plus, il appartient aux acteurs ayant à gérer la crise d'agir dans un concept d'optimisation adapté à la situation. Il en va de même pour

l'irradiation naturelle où la décision de réduire ses éventuels effets (taux de radon dans les habitations par exemple) ne peut découler éventuellement, que d'une décision politique optimisée en termes de Santé Publique.

Pour l'**irradiation médicale**, il faut distinguer clairement l'irradiation du patient qui attend un bénéfice de cette irradiation, et pour lequel il n'y aura donc pas de limites réglementaires, de celle des travailleurs auxquels la réglementation doit s'appliquer. Ce principe énoncé ne doit toutefois pas entraver l'objectif de diminution de doses aux patients tout particulièrement pour les examens de dépistage. Néanmoins il apparaît aujourd'hui nécessaire d'introduire un concept nouveau pour estimer les irradiations des patients si l'on veut comparer l'irradiation médicale des populations. En effet le bon sens nous conduit à préférer une irradiation médicale paraissant "élevée", associée à une espérance de vie longue (pays occidentaux), à une irradiation médicale faible associée à un système médical peu performant (pays en voie de développement). Ceci montre bien que le risque lié aux effets des rayonnements peut être toléré lorsqu'il est limité et justifié.

2.2.2. Le système de protection radiologique

Le système de protection radiologique pour les pratiques existantes ou envisagées est basé sous les trois principes suivants:

2.2.2.1. Justification.

Aucune pratique ne doit être adoptée à moins qu'elle n'apporte un avantage suffisant, aux individus exposés ou à la société. A partir des quelques exemples suivants, il est possible de voir que la réponse peut différer d'un groupe à un autre, d'un pays à un autre compte tenu du contexte socioculturel.

Electronucléaire: la France a choisi cette source d'énergie, elle y trouve un bénéfice, cette activité lui semble justifiée.

Irradiation médicale: personne ne nie les bénéfices apportés par la radiologie non seulement à l'individu mais aussi à la collectivité qui voit l'état de santé de sa population s'améliorer.

Détecteurs d'Incendie: il faut se poser la question du risque de cancers associés à la fabrication et à la dissémination accidentelle potentielle des sources d'américium qui sont utilisées dans ces appareils au bénéfice immédiat de la détection précoce d'un incendie, notamment dans les locaux où la population est dense (lieux publics, salles de spectacles, etc.) Ces détecteurs, compte tenu de la comparaison des risques, sont justifiés.

Jouets lumineux: on ne voit aucun bénéfice à procurer aux enfants des jouets radioactifs (luminescents), cette pratique est totalement injustifiée. Elles n'est pas tolérée en France.

2.2.2.2. Optimisation.

Le principe d'optimisation découle directement de l'impossibilité actuelle de fonder sur des bases scientifiques incontestables l'existence ou la non-existence d'un seuil pour les effets stochastiques. Dans ce doute la CIPR a opté pour une politique de prudence qui s'est traduite par l'adoption d'une relation dose-effet linéaire sans seuil. Partant de cette relation sans seuil, il faudra que pour toute source associée à une pratique, le niveau des doses individuelles, le nombre de personnes exposées, ainsi que la probabilité de subir des expositions quand ces dernières ne sont pas certaines d'être reçues, soient maintenus aussi bas qu'il est raisonnablement possible. Ceci a un coût, c'est pourquoi on estime que cette réduction doit tenir compte des facteurs économiques et sociaux. C'est le principe **ALARA: As Low As Reasonably Achievable**.

Ce principe pour être mis en oeuvre nécessite d'introduire un coût à la dose évitée et par là même un coût à la vie. Il est évident aujourd'hui que ce coût n'est pas identique d'une industrie à une autre, les sommes investies pour limiter les risques dans l'industrie nucléaire sont largement au dessus de celles investies dans d'autres activités et il y a lieu de s'interroger sur cette disparité qui induit des inéquités entre différents travailleurs ou individus.

Notons qu'au principe ALARA certains voudraient substituer le principe ALATA (As Low As Technically Achievable), mais on voit rapidement les limites d'un tel système s'il n'y a pas de réflexion économique. Il ne peut qu'augmenter l'inéquité entre travailleurs ou populations.

2.2.2.3. Limitation.

Si une pratique est bénéfique pour un groupe ou un Etat, (justification) si ces groupes ou Etat ont réduit le risque en limitant l'exposition (optimisation), ceci ne doit toutefois pas se faire en sacrifiant l'individu. C'est pourquoi l'exposition des individus qui résulte de la combinaison des pratiques doit être soumise à des limites de dose afin qu'aucun individu ne soit exposé à des risques radiologiques jugés inacceptables dans le cadre de ces pratiques et dans des circonstances normales.

L'application simultanée des trois principes est nécessaire. Une activité peut par exemple se justifier selon des critères socio-économiques propres à une nation dans un moment donné, mais si elle est justifiable pour la collectivité (principe de justification) elle doit respecter l'individu (principe de limitation) et tendre vers un système le plus efficace possible, compte tenu des différents coûts de la protection (principe d'optimisation).

A ces principes, la nouvelle *Publication 60* ajoute, ce qui paraît évident, qu'une bonne protection n'est pas une protection où seules les limites sont basses mais où elles sont respectées. C'est pourquoi il appartiendra aux décideurs d'édicter des règles qui soient applicables et ne pas satisfaire uniquement à des groupes de pression. Ainsi pour revenir à la position des Etats Unis évoquée plus avant, les statistiques de l'OCDE

(ISOE) montrent bien que malgré des limites réglementaires plus élevées, les travailleurs des centrales nucléaires ne reçoivent pas des doses supérieures à leurs collègues européens tant le principe d'optimisation est entré dans les moeurs américaines. A l'inverse l'histoire récente nous a appris que des normes sévères n'étaient pas le gage d'irradiations faibles dans les pays de l'ex URSS.

Il est donc important que les principes fondamentaux soient traités comme un système cohérent. Aucune partie ne doit être prise isolément. Une simple conformité aux limites de dose n'est pas une démonstration pertinente de la performance du système.

3. Définitions des quantités utilisées en protection.

Ce chapitre définit les principales grandeurs permettant la mesure de l'effet du rayonnement sur la matière vivante et les individus. Nous vivons la transition entre un système que nous appellerons "Publication 26" et qui régissait encore la législation communautaire, donc française en 1995 et le système proposé par les nouvelles recommandations de la CIPR, que nous qualifierons maintenant "Publication 60" et qui sera repris pour l'essentiel dans la future réglementation. Compte tenu du fait que dans de nombreux pays, les nouvelles définitions des unités sont adoptées bien que parfois non encore réglementaires, ce sont donc celles de la *Publication 60* qui seront décrites ci dessous. Il sera donc rappelé lorsque il nous le semblera utile la définition où les valeurs numériques se rapportant au système précédent (*Publication 26*).

3.1. Dose absorbée

La dose absorbée D est l'énergie cédée à la matière (aux tissus) par unité de masse. Elle s'exprime dans le système international d'unités en **gray (Gy)**, qui vaut 1 Joule par kilogramme. L'unité ancienne encore utilisée est le rad qui vaut 10^{-2} gray. La dose absorbée est définie par les physiciens (ICRU) en un point de la matière. Par souci de simplification on la considère en radioprotection comme une moyenne dans un tissu ou un organe. Pour éviter la confusion entre les deux définitions, à été introduit récemment le terme de **Dose absorbée à l'organe**

Cette simplification s'accompagne d'une réserve pour les effets déterministes, liés aux doses élevées, où cette notion de moyenne peut se révéler inexacte. C'est le cas par exemple de l'irradiation superficielle de la peau par des rayonnement bêta. Dans ce cas une définition différente de la dose pourra être employée, ceci devra être spécifié.

3.2. Dose équivalente

La probabilité d'apparition d'un effet stochastique ne dépend pas seulement de la dose absorbée mais aussi du type de rayonnement et de son énergie. Ceci est pris

en compte en pondérant la dose par un facteur lié à la nocivité du rayonnement que l'on appellera désormais **facteur de pondération du rayonnement** W_R . La dose pondérée s'appellera dès lors la **Dose équivalente** H_T , équivalente à la dose délivrée par les rayonnements gamma ou X ($W_R = 1$), qui servent de référence, pour produire le même effet biologique stochastique. Ainsi dans un tissu T la dose équivalente sera

$$H_T = \sum_R W_R \cdot D_{T,R} \quad (1)$$

ou $D_{T,R}$ est la dose absorbée moyenne dans le tissu ou organe T, due au rayonnement R. L'unité de la dose équivalente est le Joule par kilogramme et son nom le **sievert (Sv)**.

Les facteurs de pondération du rayonnement sont portés dans le tableau ci dessous:

Photons de toutes énergies	1
Electrons et muons de toutes énergies	1
Neutrons énergie < 10 kev	5
10 -100 kev	10
100 keV- 2 MeV	20
2 MeV- 20 MeV	10
> 20 MeV	5
Protons autres que protons de recul, énergie > 2 MeV	5
Alpha, Fragments de fission, Noyaux lourds	20

Pour les neutrons, la CIPR autorise si besoin est l'emploi de la loi suivante à la place des valeurs discrètes du tableau

$$W_R = 5 + 17 e^{-(\ln(2E))2/6} \quad (2)$$

La modification principale par rapport à la *Publication 26* est le quasi doublement des facteurs de pondération pour les neutrons.

Il ne faut pas confondre le facteur de pondération du rayonnement W_R et l'**EBR (Efficacité Biologique Relative)**, bien que le principe soit le même. L'EBR est le rapport de la quantité d'énergie de rayonnement X de 200 kev nécessaire pour produire un effet biologique quelconque à la quantité d'énergie nécessaire pour un tout autre rayonnement pour produire le même effet biologique. L'EBR est caractéristique de l'effet étudié et des conditions expérimentales; il ne peut être utilisé qu'en radiobiologie. Le facteur de pondération W_R quant à lui ne se rapporte qu'aux effets stochastiques, il y aura donc une différence entre les EBR et les W_R .

3.3. Dose efficace

La relation entre la probabilité d'apparition d'effets stochastiques et la dose équivalente n'est pas la même d'un organe ou tissu irradié à un autre. Ainsi si un groupe d'individus est irradié de manière homogène par un rayonnement gamma (cas de la population d'Hiroshima et de Nagasaki) certains cancers seront plus fréquents que d'autres Il est donc approprié de définir une autre grandeur qui prend en compte la sensibilité de chaque tissu ou organe à l'irradiation. Le facteur par lequel la dose équivalente dans le tissu ou l'organe T est pondéré est appelé **facteur de pondération tissulaire** W_T . Ce facteur représente la contribution relative de l'organe ou du tissu au détriment total dû aux effets d'une irradiation homogène. Il dépend de la radiosensibilité de chaque organe, mais aussi de la gravité, donc de la mortalité de ces cancers radio-induits. Ceci explique la faible importance de la thyroïde. Ces facteurs sont donnés pour une population de tout âge et de tout sexe. Ces facteurs s'appliquent donc aussi bien pour les travailleurs que pour la population.

La dose ainsi obtenue est donc une grandeur doublement pondérée, par le facteur de pondération du rayonnement d'une part et par le facteur de pondération tissulaire d'autre part, elle est appelée **dose efficace**, E. Elle s'exprime ainsi:

$$E = \sum_T W_T.H_T \quad (3)$$

ou si nous la décomposons:

$$E = \sum_R W_R \sum_T W_T.D_T.R \quad (4)$$

Elle s'exprime également en sievert.

Les nouveaux facteurs de pondération pour les tissus sont donnés dans le tableau suivant:

Facteurs de pondération pour les tissus		
Tissus	W_T	(Publication 26)
Gonades	0,20	(0,25)
Moelle Osseuse	0,12	(0,12)
Colon	0,12	
Poumon	0,12	(0,12)
Estomac	0,12	
Vessie	0,05	
Seins	0,05	(0,15)
Foie		0,05
Oesophage	0,05	
Thyroïde	0,05	(0,03)
Peau	0,01	
Surfaces Osseuses	0,01	(0,03)
Reste De L'organisme	0,05	(0,30)

La principale modification par rapport à l'ancien système réside dans l'apparition de nouvelles valeurs pour les coefficients de pondération tissulaires et de nouveaux tissus ou organes. Cette différence est principalement liée à l'observation, depuis la précédente recommandation (Publication 26), de cancers nouveaux, ceux dont le temps de latence est long, parmi la population des survivants des bombardements d'Hiroshima et de Nagasaki.

Alors que les facteurs de pondération pour le rayonnement dépendent du type de rayonnement et de son énergie et non du tissu ou de l'organe, les facteurs de pondération pour les tissus sont indépendants du type de rayonnement et de son énergie. Il est évident que ces concepts ne sont que des approximations simplificatrices et que des situations particulières peuvent être observées, tout particulièrement dans le cas des rayonnements à fort Transfert d'Énergie Linéique, alpha par exemple. Dans l'état actuel des connaissances, cette simplification est souhaitée pour que le système de protection soit simple d'application.

Les conséquences résultant d'une dose absorbée ne dépendent pas seulement de la dose, du type de rayonnement et de son énergie, et de la sensibilité intrinsèque des tissus. Ils dépendent également de la distribution de dose dans le temps (débit de dose). Dans la formulation de la Publication 26 un facteur appelé N était prévu pour prendre en compte ce phénomène. Il n'a jamais été utilisé et a toujours été égal à 1. C'est pourquoi la CIPR a préféré l'abandonner et prendre en compte cet effet de débit de dose dans l'établissement du facteur de risque lié à l'irradiation (voir plus loin).

La dose équivalente et la dose efficace sont destinées à être utilisées en protection radiologique, ce qui inclut l'estimation de risques en termes généraux. Elles fournissent une base pour l'estimation de la probabilité d'apparition des effets stochastiques uniquement pour les doses absorbées se trouvant bien en dessous des seuils pour les effets déterministes. Elles ne sont donc applicables que pour les faibles doses. Les radiothérapeutes, par exemple, devront parler de dose absorbée uniquement (Gy)

3.4. Grandeurs Dosimétriques complémentaires.

3.4.1. Doses engagées

Après incorporation de radionucléides dans l'organisme, par inhalation ou ingestion, l'irradiation ne cesse pas après l'arrêt de l'exposition. Il faudra pour exprimer

la dose reçue en tenir compte. Pour des radionucléides dont le séjour dans l'organisme est bref (tritium par exemple) il est facile de déterminer la dose totale délivrée et de l'imputer dans l'année de la contamination. A l'inverse, pour des éléments tel le plutonium, l'irradiation continuera toute la vie du contaminé puisque le plutonium déposé dans l'os ne s'élimine qu'avec une période de 50 ans. Deux méthodes sont possibles pour attribuer la dose à la personne contaminée. La première consisterait à calculer chaque année la dose délivrée par la contamination antérieure. on peut alors redouter que l'information s'oublie avec le temps, d'autant plus si le travailleur change d'employeur ou de profession. C'est pourquoi il est proposé de calculer l'intégrale dans le temps du débit de dose équivalente $H_T(\tau)$ ou τ est le temps d'intégration (en années) et l'imputer l'année de la contamination. La valeur calculée est appelée "**dose équivalente engagée**". Le temps d'intégration sera implicitement de 50 ans pour les adultes à partir de l'incorporation quel que soit l'âge lors de la contamination. Cette valeur pourra se calculer sur 70 ans pour les nourrissons.

Par extension la **dose efficace engagée** est définie de la même façon pour l'irradiation consécutive à une incorporation de radionucléides.

Il est évident que l'année où cette dose est calculée (année de l'incorporation), la dose qui en résulte peut être supérieure, pour le plutonium par exemple, à la dose réelle délivrée. Il n'en demeure pas moins que cette méthode a le mérite de la simplicité et responsabilise l'année de la contamination, le responsable de celle ci pour les années à venir. Elle évite tout oubli ultérieur.

3.4.2. Doses collectives.

Toutes les grandeurs dosimétriques décrites ci dessus sont des doses individuels et ne concernent qu'un individu. Il est parfois pratique d'avoir d'autres indicateurs pour juger de la qualité d'une pratique. Ainsi pour des groupes ou populations, il est proposé de prendre en compte le nombre de personnes exposées en multipliant la dose moyenne du groupe par le nombre d'individus. Nous obtiendrons alors la **dose équivalente collective**, S_T , qui se rapporte à un tissu ou un organe précis et la **dose efficace collective**, S qui se rapporte à l'individu. L'unité de ces grandeurs collectives est l'homme-sievert.

Leur application est différente. Ainsi si une pratique conduit a une exposition individuelle moyenne de 10 mSv, on pourrait pour répondre aux objectifs de baisse de l'irradiation doubler le nombre des travailleurs. Mais si pour effectuer la tâche en question une partie de l'irradiation est liée au trajet vers la source, il est facile d'imaginer que la diminution du temps de travail d'un facteur 2 ne diminuera pas la dose d'autant. Finalement les travailleurs exposés recevront par exemple, chacun 6 mSv, mais en terme de dose collective on sera passé de $10 \cdot 100 = 1000$ h.Sv dans le premier cas (avec 100 travailleurs) à $6 \cdot 200 = 1200$ h.Sv dans le second cas. La dose

collective s'est élevée. La probabilité d'apparition d'un cancer dans le groupe augmentera aussi, si l'on s'en tient à l'hypothèse d'une relation linéaire sans seuil. Il faudra donc réfléchir à une autre technique si l'on veut concilier les deux objectifs.

Si l'on veut maintenant, non plus se limiter dans le temps au risque pour les individus (on dit alors que la dose collective est tronquée) mais pour l'ensemble des générations (cas d'un stockage de déchets) une nouvelle grandeur sera utile pour comparer les options proposées. C'est l'**engagement de dose** ($H_{c,T}$ ou E_c). Il est défini comme l'intégrale sur un temps infini du **débit de dose par tête** (H_r ou E).

Ces doses collectives n'ont aucun intérêt pour le suivi individuel des travailleurs ou pour estimer les doses reçues par les membres du public. Elles sont essentiellement un outil de comparaisons de pratiques; combien d'hommes-sievert seront délivrés par tel ou telle option dans le choix d'une stratégie de gestion de déchets par exemple? Elles sont les seules valeurs permettant de juger la mise en oeuvre du principe d'optimisation ALARA.

3.5. Limites secondaires

Une fois les limites de doses fixées, il est défini pour la contamination interne, des **limites secondaires**: les Limites Annuelles d'Incorporation par ingestion et par inhalation (LAI) et les limites dérivées de concentration des radionucléides dans l'air pour l'exposition professionnelle (LDCA).

La limite annuelle d'incorporation est la quantité de radionucléide qui, si elle est incorporée, délivre dans l'organisme les doses limites fondamentales définies ci-dessus.

La LDCA est la concentration dans l'air qui conduirait pour un travailleur travaillant 2000 heures par an dans cette atmosphère à la LAI inhalation, et par conséquent à recevoir la limite de dose.

Ces limites sont calculées à partir de modèles dosimétriques qui prennent en compte: la fraction que retient l'individu lorsqu'il inhale ou ingère un radioélément, le cheminement de ce radionucléide (du site de dépôt vers le sang puis du sang vers les organes), les vitesses de ces migrations puis enfin le taux d'élimination de ces radionucléides, par les voies urinaires et fécales. Ces modèles prennent en compte également les caractéristiques physiques des radionucléides que sont leurs périodes radioactives, et l'énergie qu'ils libèrent dans un organisme vivant. Les calculs sont fait pour un engagement de dose sur 50 ans, ils s'appliquent aux travailleurs, adultes.

Les LAI ne sont plus données dans les nouvelles recommandations des organismes internationaux. Il est fournit uniquement des facteurs de Doses Par Unité d'Incorporation (DPUI) qui correspondent à la dose efficace délivrée par l'incorporation de 1 Bq d'un radionucléide. Pour faire ces calculs, on se base sur l'état le plus récent des connaissances publiées dans la littérature scientifique. Il appartient ensuite aux autorités compétentes d'effectuer la transcription en LAIs en divisant tout

simplement la valeur de la limite de dose (qui est fixée à 20 mSv/an dans le cas de la contamination interne) par la dose par unité d'incorporation.

Si un opérateur, connaît exactement la biocinétique des matériaux qu'il utilise, il pourra calculer des DPUI correspondant réellement à ces matériaux et proposer aux autorités de sûreté des LAI spécifiques aux ateliers où sont manipulés ces matériaux. Il appartiendra à ces autorités de vérifier le bien fondé de ces calculs avant d'autoriser l'utilisation de ces LAI spécifiques.

En matière de sûreté, l'avantage de cette démarche spécifique est de constituer un dossier d'expertise précis. Elle apporte un plus à la qualité de la radioprotection, l'expérience montre qu'elle est en général mieux perçue par les partenaires sociaux.

4. Les nouvelles recommandations

Pour établir la corrélation entre le risque et la dose, la Commission s'est surtout appuyée sur les connaissances actuelles des causes de mortalité des survivants d'Hiroshima et de Nagasaki.

4.1. Les nouvelles bases scientifiques.

Depuis les recommandations de la Publication 26, le réexamen dosimétrique des populations a conduit en 1986 à diminuer les doses reçues d'un facteur 2,5. Sont apparus également des cancers du tube digestif (estomac et colon) qui n'étaient pas encore recensés lors des recommandations de 1977. A l'inverse, il n'a toujours pas été mis en évidence d'effets héréditaires, la probabilité d'induction de tels effets a donc été révisée à la baisse. Enfin pour extrapoler les résultats des observations sur ces populations qui ont reçu leur dose (forte) en un temps très court (fort débit de dose) au cas des travailleurs et populations qui ne reçoivent que des faibles doses à des débits faibles, la CIPR a choisi par prudence un facteur de réduction⁵ à l'intérieur d'une fourchette allant de 2 à 10 proposée dans les rapports UNSCEAR. La relation linéaire sans-seuil a été maintenue. L'hypothèse d'un risque relatif⁶ également.

Sur ces bases la CIPR évalue les nouveaux coefficients de probabilité nominaux pour les effets stochastiques (cancers et effets héréditaires).

Population exposée	Détriment (10 ⁻² /Sv)			Total
	Cancer mortel	Cancer non mortel	Effets Héréditaires	
Travailleurs adultes	4,0	0,8	0,8	5,6
Population entière	5,0	1,0	1,3	7,3

⁵ Ce facteur s'appelle le DDREF, Dose and Dose Rate Effectiveness Factor

⁶ On définit le risque relatif comme une augmentation des effets, proportionnelle au taux de la population de référence. A l'inverse le risque absolu, ou additif, est une addition d'effet, limitée dans le temps, à ceux observés dans la populations de référence.

4.2. Les nouvelles normes

Les valeurs proposées dans les précédentes recommandations étaient de 50 mSv/an pour les travailleurs et de 5 mSv/an pour les membres du public. Basées sur les coefficients de probabilité énoncés ci dessus, les nouvelles recommandations sont les suivantes:

- La commission recommande pour les travailleurs une limite de 20 mSv par an moyennée sur 5 ans (100 mSv en 5 ans) pour la dose effective à la condition que la dose effective n'excède pas 50 mSv par an pour une année donnée au cours de cette période.

- Pour les membres du public la limite de 1 mSv par an est recommandée. La Commission accepte que ce niveau soit dépassé dans des circonstances spéciales si la moyenne de 1 mSv sur 5 ans est respectée.

La limite pour les travailleurs correspond à un objectif de dose sur la vie de 1 Sv pour une durée de vie professionnelle de 50 ans.

La diminution des limites pour la dose effective est selon la commission suffisante pour éviter un quelconque effet déterministe dans tous les tissus ou organes de l'organisme à l'exception du cristallin, qui contribue faiblement au calcul de la dose effective, et pour lequel la commission recommande une limite de dose équivalente de 150 mSv par an. La peau pouvant faire l'objet d'irradiations localisées sera soumise également à une limite de dose équivalente de 500 mSv/cm² par an. Pour les populations les valeurs seront divisées par 10: 15 mSv pour le cristallin, 50 mSv pour la peau.

Dans sa directive 96/29 en date du 13 mai 1996, la communauté européenne a repris globalement les recommandations de la CIPR 60. Les états membres devront transcrire cette directive en réglementation nationale avant le 13 mai 2000.

5. Conclusion

Dans ses nouvelles recommandations la CIPR a réaffirmé les principes à la base du système de radioprotection, la justification, l'optimisation et la justification. Elle a clarifié la terminologie et la définition des normes, revenant à des définitions plus naturelles telles la dose équivalente et la dose efficace. Elle a actualisée les facteurs de pondération des rayonnements aggravant d'environ un facteur 2 la nocivité des neutrons. Les facteurs de pondération tissulaires ont été modifiés, prenant en compte l'apparition de nouveaux cancers parmi la population des survivants des bombardements d'Hiroshima Nagasaki et la diminution de la probabilité d'apparition

d'effets héréditaires. Se basant notamment sur les travaux de l'UNSCEAR ou du comité américain BEIR la commission a proposée d'abaisser les limites de doses, aussi bien pour les travailleurs que pour le public.

Depuis la publication en 1990 de ces recommandations, son Comité 2 a considérablement remanié les limites secondaires. Les modèles dosimétriques ont été pour la plupart entièrement repensés. La notion de LAI a été modernisée et devient plus pragmatique, elle devient un instrument d'incitation à l'amélioration de la radioprotection dans les ateliers où l'exposition découle de l'incorporation par inhalation de radionucléides. Les doses aux populations sont calculées pour différentes tranches d'âge du nourrisson à l'adulte.

En conclusion on peut affirmer que modernisé, le nouveau système de protection est à la fois plus rigoureux et plus souple.

Bibliographie

Commission Internationale de Protection Radiologique

ICRP Publication 26 (Annals of the ICRP Vol 1 N° 3) Recommendations of the ICRP, Pergamon Press, Oxford, 1977.

ICRP Publication 56 (Annals of the ICRP Vol 20 N° 2) Age-dependent Doses to members of the Public from Intakes of radionuclides: Part 1. Pergamon, Oxford, 1989

ICRP Publication 60 (Annals of the ICRP Vol 21 N° 1-3). 1990 recommendations of the International Commission on radiological Protection. Pergamon Press, Oxford, 1991. Edition française publiée sous le titre "Recommandations 1990 de la Commission Internationale de Protection Radiologique", CIPR Publication 60, Pergamon Press, Oxford, 1993

ICRP Publication 1966 (annals of the ICRP Vol N° 24) Human respiratory tract Model. Elsevier Science Ltd, Oxford, 1994.

ICRP Publication 67 (Annals of the ICRP Vol 23 N° 3/4) Age-dependent Doses to members of the Public from Intakes of radionuclides: Part 2 Ingestion Dose Coefficients. Elsevier Science Ltd, Oxford, 1994.

ICRP Publication 68 (Annals of the ICRP Vol 24 N° 4) Dose Coefficients for Intake of Radionuclides by Workers- Replacement of ICRP Publication 61.. Elsevier Science Ltd, Oxford, 1995.

ICRP Publication 69 (Annals of the ICRP Vol 25 N° 1) Age-dependent Doses to members of the Public from Intakes of radionuclides: Part 3 Ingestion Dose Coefficients. Elsevier Science Ltd, Oxford, 1995.

ICRP Publication 71 Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, Joint ICRP-ICRU Publication, à paraître.

United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR)

Genetic and somatic effects of ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, 1986 report to the General Assembly, with Annexes. United Nations sales publication E.86.IX.9. United Nations, New York, 1986.

Influence of dose and dose rate on stochastic effects of radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, 1993 report to the General Assembly, with Annexes. United Nations sales publication E.94.IX.2. United Nations, New York, 1993.

Epidemiological studies of radiation carcinogenesis. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, 1984 report to the General Assembly, with Annexes. United Nations sales publication E.94.IX.11. United Nations, New York, 1994.

Committee of the Biological Effects of Ionizing Radiation (BEIR)

Health Risks of Radon and other internally deposited alpha-emitters, BEIR IV, National Academy Press, Washington, 1988.

Health Effects of Exposure to Low levels of Ionizing Radiation, BEIR V, National academy press, Washington, 1990.

Autres sources.

International basic safety Standards for Protection against ionizing radiation and for safety of radiation sources. Interim edition. Safety Series N° 115-I, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1994.

Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry. International Commission on Radiation Units and Measurements ICRU Report 51, ICRU Publications, Bethesda, 1993.

ALARA, From theory towards practice. P.J.Stokell, J.R.Croft, J.Lochar, J.Lombard, EUR 13796 EN, Commission of the European Communities, Luxembourg, 1991.

La radioprotection au seuil du XXI^e siècle. Compte rendu d'une réunion de travail de l'AEN. Agence pour l'Energie Nucléaire, OCDE, Paris 1993.

La radioprotection aujourd'hui et demain. Opinion collective du Comité de protection radiologique et de santé publique de l'agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire. OCDE, Paris, 1994.

Les effets biologiques des rayonnements ionisants, M.Bertin, Electricité de France, Paris, 1994.

Directive européenne 96/29 Euratom du Conseil, du 13 mai 1996, fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants. Journal officiel des communautés européennes, L59, 39^e année, 29 juin 1996.

Réglementation française

La transposition en droit français des directives du Conseil des Communautés européennes (n° 80_836 du 15 juillet 1980 et n° 84-467 du 3 septembre 1984 explicitées par la commission n° 85-C 345-03 du 31 décembre 1985), qui prennent elles-mêmes en compte les recommandations de la commission internationale de protection radiologique (CIPR), a été menée à son terme essentiellement par l'adaptation de trois décrets:

- le décret n° 66-450 du 20 juin 1966 relatif aux principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants qui a été modifié par le décret n°88-251 du 18 avril 1988.
- le décret n° 67-228 du 15 mars 1967 relatif à la protection de travailleurs contre les rayonnements ionisants hors des installations nucléaires de base qui a été abrogé et remplacé par le décret n° 86-1103 du 2 octobre 1986.
- le décret n° 75-306 du 28 avril 1975 relatif à la protection des travailleurs contre les rayonnements ionisants dans les installations nucléaires de base qui a été modifié par le décret n° 88-362 du 6 mai 1988.

Grandeurs et Unités Utilisées en Radioprotection	
Selon les publications 60 de la CIPR et 51 de l'ICRU	
GRANDEUR	UNITE
Quantités Physiques	
<p>Activité: le nombre de désintégrations par unité de temps</p>	le becquerel (Bq) est le nom spécial de l'unité de désintégration: $1 \text{ Bq} = 1 \text{ s}^{-1}$.
<p>Fluence: La fluence de particules, Φ, est le quotient du nombre de particules dN pénétrant dans une sphère de centre M, par l'aire du plan diamétral de cette sphère, da.</p> <p style="text-align: center;">$\Phi = dN/da$</p>	m^{-2}
<p>Kerma: Le kerma (acronyme de Kinetic Energy Released in Matter) est le quotient dE_{cin}/dm où E_{cin} représente la somme des énergies cinétiques initiales de toutes les particules chargées mises en mouvement dans le volume de référence de masse dm. Il traduit le premier acte du transfert d'énergie; la mise en mouvement par collision des particules secondaires.</p>	le Kerma s'exprime en J.kg^{-1} . Son unité est le gray (Gy)
<p>Dose absorbée: La dose absorbée est la quantité d'énergie dE délivrée par les radiations ionisantes à la matière de masse dm, ainsi</p> <p style="text-align: center;">$D = dE/dm$.</p>	le nom spécial pour l'unité de dose absorbée est le gray (Gy).
Quantités de Radioprotection	
<p>Dose absorbée à l'organe: la dose absorbée étant définie en un point, la CIPR a introduit (Publication 71) la notion de la dose absorbée à l'organe qui est la moyenne de la dose absorbée en chaque point de l'organe. Cette définition s'avère utile pour mieux définir la dose moyenne à l'organe lorsque l'irradiation est hétérogène; irradiation neutronique ou alpha</p>	
<p>Dose équivalente à l'organe: La dose équivalente à l'organe $H_{T,R}$ dans un tissu T liée à l'irradiation par le rayonnement R est donnée par l'équation</p> <p style="text-align: center;">$H_{T,R} = W_R D_{T,R}$</p> <p>où $D_{T,R}$ est la dose absorbée à l'organe T par l'irradiation R et W_R le facteur de pondération lié à la nature du rayonnement R.</p> <p>la dose équivalente totale, H_T, est la somme de $H_{T,R}$ pour tous les types de rayonnement.</p>	Le facteur de qualité étant sans dimension, l'unité est la même que pour la dose absorbée; J.kg^{-1} et son nom spécial est le sievert (Sv).

<p>Il faut noter que l'ICRU définit la dose équivalente comme le produit</p> $H = QD$ <p>ou Q est le facteur de qualité du rayonnement en un point et D la dose absorbée en un point.</p>	<p>L'unité est le $J.kg^{-1}$, le nom spécial est le sievert (Sv).</p>
<p>Dose efficace: La dose efficace est la somme des doses équivalentes pour chaque organe ou tissus de l'organisme pondérées par un facteur dépendant de la sensibilité aux effets stochastiques du tissu irradié W_T. Ces facteurs de pondération étant normalisés leur somme est égale à 1. La dose efficace s'exprime donc par l'expression</p> $E = \sum_T W_T H_T$	<p>Le facteur de pondération tissulaire étant sans dimension, l'unité est la même que pour la dose absorbée et la dose équivalente à l'organe; $J.kg^{-1}$ et son nom spécial est comme pour la dose équivalente à l'organe le sievert (Sv).</p>
<p>Quantités de Radioprotection spécialement liées à la contamination interne</p>	
<p>Dose équivalente engagée: La dose équivalente engagée $H_T(\tau)$ est l'intégrale dans le temps du débit de dose équivalente dans un tissu ou organe particulier, où τ est le temps d'intégration en années, de 50 ans pour les adultes et de l'incorporation à l'âge de 70 ans pour les enfants.</p>	<p>sievert</p>
<p>Dose efficace engagée: la dose efficace engagée est la somme des doses équivalentes engagées où τ est le temps d'intégration en années, de 50 ans pour les adultes et de l'incorporation à l'âge de 70 ans pour les enfants.</p>	<p>sievert</p>
<p>Limite Annuelle d'Incorporation (LAI): Pour un radionucléide donné, c'est l'activité incorporée en un an conduisant à la dose efficace engagée de 20 mSv.</p>	<p>becquerel. La LAI n'est plus donnée dans les publications de la CIPR les plus récentes (67, 68, 69 et 74). Sont données les Doses Par Unité d'Incorporation (DPUi) que le législateur peut transformer en LAI en faisant le rapport avec la limite de 20 mSv. Cette modification dans l'expression des facteurs de doses est faite pour rappeler qu'une LAI peut être spécifique à une pratique si le calcul des DPUi a conduit pour ces pratiques spécifiques à des valeurs différentes de celles données par défaut par la CIPR. Il appartient aux autorités nationales de valider le mode d'établissement de ces LAIs spécifiques.</p>

Limite dérivée de concentration d'un radionucléide dans l'air (LDCA): C'est la concentration moyenne annuelle dans l'air inhalé qui pour 2000 heures de travail par an, entraîne une incorporation égale à la LAI	Bq/m ³
---	-------------------

¹ Les facteurs de pondération tissulaires sont donnés dans le textes. Pour des raisons de calcul, les "autres tissus ou organes" comprennent la glande surrénale, le cerveau, l'intestin grêle, les reins, les muscles, le pancréas, la rate, le thymus, et l'utérus.

Si dans un cas exceptionnel où un seul des tissus ou organes de la rubrique "Autres organes" reçoit une dose équivalente supérieure à la dose la plus élevée dans n'importe lequel des douze organes pour lesquels un facteur de pondération est précisé, un facteur de pondération de 0,025 est appliqué à ce tissu où à cet organe et un facteur de pondération de 0,025 est appliqué à la dose moyenne dans le reste des "autres tissus ou organes".

Le caractère exceptionnel de cette déclaration est actuellement remis en cause, c'est pourquoi la CIPR a autorisé que pour les calculs suivant une irradiation externe, cette règle ne soit pas appliquée (Publication 71 de la CIPR). Son application demeure pour la contamination interne.