

MÉMENTO DE LA RADIOPROTECTION EN EXPLOITATION



Édition 2004

Pour produire une énergie sûre, propre, pas chère et arrivant à l'heure, EDF s'est fixé l'objectif de mettre la radioprotection au même niveau d'exigence que la sûreté nucléaire, c'est-à-dire d'en faire un domaine prioritaire et en progrès permanent.

La montée des exigences de l'opinion publique, relayées par la Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection, l'engagement du Groupe EDF dans le développement durable et sa responsabilité d'exploitant nucléaire, nous obligent à une rigueur et une exemplarité toujours accrues. Fournir une énergie sûre et propre est donc un devoir, tant vis-à-vis de nos clients et de nos concitoyens que vis-à-vis du personnel d'EDF et des entreprises prestataires qui chaque jour interviennent sur nos installations.

Dès le début de la mise en exploitation du parc nucléaire français, la radioprotection a été au cœur de nos préoccupations. Au début des années 90, la démarche ALARA a été mise en œuvre de façon à sensibiliser tous les intervenants aux efforts à réaliser pour baisser les doses individuelles. D'excellents résultats ont été obtenus : la dose moyenne individuelle a été divisée par deux en 10 ans.

Avec une expérience de plus de 1200 années-réacteur et un ensemble de règles et de procédures rigoureuses, le socle est solide. Mais des possibilités de progrès sont encore devant nous. Elles reposent sur l'implication des intervenants (personnel EDF et prestataires), une qualité de réalisation et un contrôle sans faille, des analyses de risques rigoureuses et systématiques.

Les compétences dans le domaine de la radioprotection ont été renforcées, les exigences clarifiées par la mise à disposition d'un référentiel, le contrôle développé avec la mise en place des portiques « C3 » en sortie de site sur tous les CNPE.

Pour continuer à améliorer ces résultats, nous savons où agir : réduction à la source des débits de dose, amélioration des pratiques d'évaluation, optimisation et réduction des doses prévisionnelles... Tout cela nécessite surtout que la culture radioprotection soit diffusée et partagée.

C'est l'objet de ce mémento réalisé à l'intention des professionnels travaillant sur les CNPE. Il recense pour eux l'ensemble des informations dans le domaine de la radioprotection.

Il vous aidera dans l'atteinte des objectifs de réduction de dose pour lesquels je vous remercie de votre implication.



Laurent Stricker
Ancien Directeur de la Division Production Nucléaire
Conseiller du Président d'EDF



CHAPITRE 1 : NOTIONS DE BASE

| | |
|--|----|
| 1.1 – Structure de la matière | 9 |
| 1.2 – Radioactivité | 11 |
| 1.3 – Interactions rayonnements / matière | 11 |
| 1.4 – Types de rayonnements ionisants | 13 |
| 1.5 – Grandeurs et unités | 15 |
| 1.6 – Modes d'exposition | 19 |
| 1.7 – Grands principes de radioprotection | 19 |
| 1.8 – Moyens de protection contre les expositions externe et interne | 21 |

CHAPITRE 2 : ORIGINE DES RISQUES RADIOLOGIQUES EN CENTRALE NUCLÉAIRE

| | |
|---|----|
| 2.1 – Définition du terme source | 25 |
| 2.2 – Produits de fission (PF) | 27 |
| 2.2.1 – Création des produits de fission | 27 |
| 2.2.2 – Produits de fission dans le combustible | 27 |
| 2.2.3 – Expositions externe et interne dues aux produits de fission | 27 |
| 2.3 – Produits d'activation (PA) | 29 |
| 2.3.1 – Généralités | 29 |
| 2.3.2 – Produits d'activation issus des structures du réacteur | 29 |
| 2.3.3 – Produits d'activation issus des produits de corrosion | 31 |
| 2.3.4 – Produits d'activation issus du fluide primaire ou de l'air | 33 |
| 2.3.5 – Comportement global des produits d'activation | 33 |
| 2.4 – Actinides | 35 |
| 2.4.1 – Origine et risques associés à la contamination alpha | 35 |
| 2.4.2 – Comportement dans le circuit primaire | 35 |
| 2.5 – Protections à la conception | 37 |
| 2.5.1 – Utilisation d'écrans | 37 |
| 2.5.2 – Protection contre l'exposition externe | 39 |
| 2.5.3 – Protection contre l'exposition interne | 41 |
| 2.6 – Limitation du terme source : la radiochimie | 43 |
| 2.6.1 – Contamination normale des circuits | 43 |
| 2.6.2 – Surcontamination des circuits | 45 |

CHAPITRE 3 : RISQUES RADIOLOGIQUES EN CENTRALE NUCLÉAIRE

| | |
|--|----|
| 3.1 – Risque d'exposition externe | 49 |
| 3.1.1 – Signalisation et évaluation du risque d'exposition externe | 49 |
| 3.1.2 – Moyens de détection | 49 |
| 3.1.3 – Actions de prévention | 51 |
| 3.2 – Risque de contamination | 53 |
| 3.2.1 – Moyens de détection | 53 |
| 3.2.2 – Prévention de la contamination | 53 |
| 3.3 – Risque iode | 55 |
| 3.3.1 – Moyens de détection | 55 |
| 3.3.2 – Actions de prévention | 55 |
| 3.4 – Risque alpha | 57 |
| 3.4.1 – Moyens de détection | 57 |
| 3.4.2 – Modalités de prévention spécifiques au risque alpha | 57 |
| 3.5 – Accès dans le bâtiment réacteur, tranche en puissance | 59 |
| 3.5.1 – Moyens de détection | 59 |
| 3.5.2 – Actions de prévention liées à une intervention | 61 |

CHAPITRE 4 : SUIVI MÉDICAL ET DOSIMÉTRIQUE DES TRAVAILLEURS EXPOSÉS

| | |
|---|----|
| 4.1 – Surveillance médicale spéciale (SMS) | 65 |
| 4.1.1 – Exigences réglementaires | 65 |
| 4.1.2 – Aspects médicaux | 67 |
| 4.1.3 – Restitutions dosimétriques | 69 |
| 4.2 – Surveillance de l'exposition individuelle | 71 |
| 4.2.1 – Notions de base | 71 |
| 4.2.2 – Surveillance de l'exposition externe | 73 |
| 4.2.3 – Surveillance de l'exposition interne | 77 |
| 4.2.4 – Surveillance de la contamination externe | 87 |
| 4.3 – Surveillance de l'exposition du personnel féminin | 89 |
| 4.4 – Expositions exceptionnelles | 91 |

CHAPITRE 5 : MOYENS DE MESURE EN RADIOPROTECTION

| | |
|---|-----|
| 5.1 – Principes de détection des rayonnements ionisants | 95 |
| 5.1.1 – Détecteurs à ionisation de gaz | 95 |
| 5.1.2 – Détecteurs à scintillation | 97 |
| 5.1.3 – Détecteurs à semi-conducteurs | 97 |
| 5.2 – Surveillance continue de l'installation | 99 |
| 5.3 – Surveillance de l'ambiance des zones de travail | 101 |
| 5.3.1 – Évaluation du débit d'équivalent de dose ambiant | 101 |
| 5.3.2 – Évaluation de la contamination de surface | 105 |
| 5.3.3 – Évaluation de la contamination atmosphérique | 107 |
| 5.4 – Surveillance de la contamination des personnels sortant de zone contrôlée | 109 |
| 5.4.1 – CMP : contrôleur mains-pieds | 109 |
| 5.4.2 – C1 : portique de contrôle entre la zone contrôlée et le vestiaire chaud | 109 |
| 5.4.3 – C2 : portique de contrôle entre les vestiaires chaud et froid | 111 |
| 5.4.4 – CPO : contrôleur de petits objets | 111 |
| 5.4.5 – C3 : portique de sortie de site | 111 |
| 5.5 – Suivi de la dose individuelle | 113 |
| 5.5.1 – Dosimétrie passive | 113 |
| 5.5.2 – Dosimétrie active | 115 |
| 5.5.3 – Dosimétrie complémentaire | 117 |

CHAPITRE 6 : MOYENS DE PROTECTIONS COLLECTIVES ET INDIVIDUELLES

| | |
|--|-----|
| 6.1 – Moyens de protections collectives | 121 |
| 6.1.1 – Protections biologiques | 121 |
| 6.1.2 – Confinement des chantiers | 123 |
| 6.2 – Moyens de protections individuelles | 125 |
| 6.2.1 – Tenue de base | 125 |
| 6.2.2 – Surtenue non tissée | 125 |
| 6.2.3 – Gants | 125 |
| 6.2.4 – Heaume ventilé et tenue étanche ventilée (TEV) | 127 |

CHAPITRE 7 : MANAGEMENT DE LA RADIOPROTECTION

| | |
|--|-----|
| 7.1 – Structures de décision et de pilotage de la radioprotection | 135 |
| 7.1.1 – Ligne managériale | 135 |
| 7.1.2 – Présidence et Direction Générale | 137 |
| 7.1.3 – Direction de la Division Production Nucléaire (DPN) | 139 |
| 7.1.4 – Direction de la Division Ingénierie Nucléaire (DIN) | 139 |
| 7.2 – Référentiel de radioprotection en exploitation de la Division Production Nucléaire (DPN) | 141 |
| 7.3 – Objectifs et ambitions d'EDF dans le domaine de la radioprotection | 143 |
| 7.3.1 – Amener la radioprotection au même niveau que la sûreté | 143 |
| 7.3.2 – Objectif de réduction des doses individuelles | 145 |
| 7.3.3 – Objectif de réduction des doses collectives | 145 |
| 7.3.4 – Propreté radiologique des installations | 147 |

CHAPITRE 8 : ORGANISATION DE LA RADIOPROTECTION EN EXPLOITATION

| | |
|--|-----|
| 8.1 – Responsabilités radioprotection dans un CNPE | 151 |
| 8.1.1 – Rôle du cadre de direction en charge de la radioprotection | 151 |
| 8.1.2 – Rôle de la hiérarchie opérationnelle | 151 |
| 8.1.3 – Rôle du service « Prévention des Risques » | 153 |
| 8.1.4 – Rôle des services « métiers » | 153 |
| 8.1.5 – Rôle du service de santé au travail | 155 |
| 8.2 – Exigences vis-à-vis des travailleurs | 157 |
| 8.2.1 – Formalités d'accès et de sortie | 157 |
| 8.2.2 – Formations et habilitations | 159 |
| 8.3 – Préparation des interventions en zone contrôlée | 161 |
| 8.3.1 – Définition d'objectifs de dose (ODD) | 161 |
| 8.3.2 – Analyse de risques radioprotection | 161 |
| 8.3.3 – Évaluation dosimétrique prévisionnelle initiale (EDPI) | 163 |
| 8.3.4 – Classement des activités | 163 |
| 8.3.5 – Optimisation de la radioprotection de l'activité | 165 |
| 8.3.6 – Évaluation dosimétrique prévisionnelle optimisée (EDPO) | 167 |
| 8.3.7 – Principe de validation | 167 |
| 8.3.8 – Document radioprotection : le Régime de Travail Radiologique (RTR) | 167 |
| 8.3.9 – Système d'information de la radioprotection | 167 |





| | |
|--|------------|
| 8.4 – Réalisation des travaux en zone contrôlée..... | 169 |
| 8.4.1 – Avant les travaux..... | 169 |
| 8.4.2 – Pendant les travaux..... | 171 |
| 8.4.3 – Repli de chantier..... | 173 |
| 8.5 – Maîtrise des zones et propreté radiologique des installations..... | 175 |
| 8.5.1 – Zonage radioprotection..... | 175 |
| 8.5.2 – Zonage propreté/déchets : la Directive 104..... | 179 |
| 8.5.3 – Surveillance de la contamination hors zone contrôlée (Directive 82)..... | 181 |
| 8.6 – Tirs gammagraphiques..... | 183 |
| 8.6.1 – Gestion des sources..... | 183 |
| 8.6.2 – Mise en œuvre des appareils contenant des sources..... | 183 |
| 8.6.3 – Balisage des zones de tir..... | 185 |

CHAPITRE 9 : RADIOPROTECTION EN DÉCONSTRUCTION

| | |
|---|------------|
| 9.1 – Stratégie de déconstruction des réacteurs arrêtés..... | 191 |
| 9.2 – Grandes phases techniques de la déconstruction..... | 193 |
| 9.3 – Risques liés à la radioprotection en phase de démantèlement..... | 195 |
| 9.3.1 – Connaissance de l'état radiologique de l'installation..... | 197 |
| 9.3.2 – Préparation des chantiers de démantèlement..... | 199 |
| 9.4 – Enseignements des premières opérations de démantèlement..... | 203 |
| 9.5 – Nécessité de disposer de filières d'évacuation des déchets produits..... | 203 |

CHAPITRE 10 : ASPECTS RADIOPROTECTION DU TRANSPORT DE MATIÈRES ET OBJETS RADIOACTIFS

| | |
|--|------------|
| 10.1 – Règlements pour le transport de matières radioactives..... | 207 |
| 10.1.1 – Texte de base : l'ADR..... | 207 |
| 10.1.2 – Matières radioactives classe 7..... | 207 |
| 10.2 – Organisation du transport de matières radioactives..... | 209 |
| 10.2.1 – Emballage et son contenu : le colis..... | 209 |
| 10.2.2 – Contrôles en radioprotection autour des colis..... | 209 |
| 10.2.3 – Signalétique : les étiquettes de danger..... | 209 |
| 10.2.4 – Programme de protection radiologique..... | 211 |

ANNEXE 1 – EFFETS BIOLOGIQUES DES RAYONNEMENTS IONISANTS

| | |
|--|------------|
| A1.1 – Mécanismes d'actions des rayonnements ionisants..... | 215 |
| A1.2 – Effets déterministes..... | 219 |
| A1.3 – Exposition globale ou localisée à forte dose..... | 221 |
| A1.4 – Effets stochastiques..... | 223 |
| A1.5 – Effets génétiques et héréditaires..... | 225 |
| A1.6 – Effets sur l'embryon et le fœtus..... | 227 |
| A1.7 – Effets de l'iode sur la glande thyroïde..... | 229 |

ANNEXE 2 – PRINCIPAUX TEXTES RÉGLEMENTAIRES

| | |
|--|------------|
| A2.1 – Introduction..... | 233 |
| A2.2 – Transposition des directives EURATOM..... | 235 |
| A2.3 – Ordonnance n° 2001-270 du 28 mars 2001..... | 237 |
| A2.4 – « Décret Population » (Décret n° 2002-460 du 4 avril 2002)..... | 239 |
| A2.5 – « Décret Travailleurs » (Décret n° 2003-296 du 31 mars 2003)..... | 241 |
| A2.6 – « Décret Interventions » (Décret n° 2003-295 du 31 mars 2003)..... | 247 |

ANNEXE 3 – ORGANISMES INTERNATIONAUX ET FRANÇAIS RELATIFS À LA RADIOPROTECTION

| | |
|--|------------|
| A3.1 – Organismes Internationaux..... | 251 |
| A3.2 – Organismes Français..... | 259 |

| | |
|----------------------------------|-----|
| Index..... | 267 |
| Références bibliographiques..... | 271 |
| Remerciements..... | 272 |



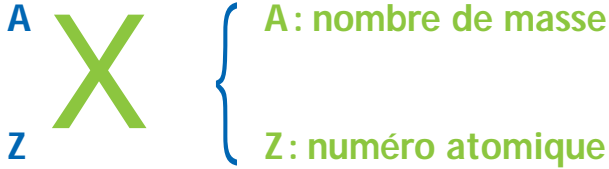
Chapitre

1

 **1 NOTIONS DE BASE**

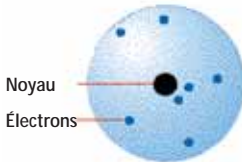
- ...  **1.1** Structure de la matière
- ...  **1.2** Radioactivité
- ...  **1.3** Interactions rayonnements / matière
- ...  **1.4** Types de rayonnements ionisants
- ...  **1.5** Grandeurs et unités
- ...  **1.6** Modes d'exposition
- ...  **1.7** Grands principes de radioprotection
- ...  **1.8** Moyens de protection contre les expositions externe et interne

Symbole d'un élément chimique

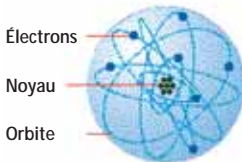


X : symbole d'un élément chimique (ex. : oxygène, iode...)

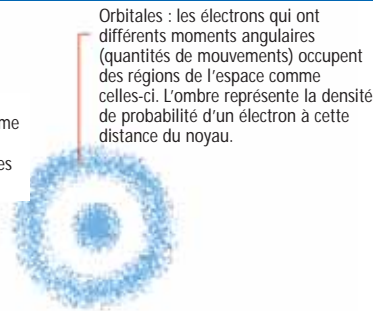
Représentations de l'atome selon les différentes théories



Le modèle de Rutherford représente l'atome comme un système solaire miniature : les électrons gravitent autour du noyau comme les planètes autour du soleil.



Le modèle de Bohr « quantifie » les orbites pour expliquer la stabilité de l'atome.



Le modèle de Schrödinger décrit des régions de l'espace, les orbitales, où la probabilité de trouver les électrons est la plus élevée.

© Microsoft

1.1 STRUCTURE DE LA MATIÈRE

L'**atome**, plus petite quantité de matière ayant une identité chimique, est constitué de particules élémentaires :

- les **protons** (à charge électrique positive) et les **neutrons** (particules neutres) : ils forment ensemble le noyau de l'atome. Le numéro atomique (Z), correspondant au nombre de protons, est caractéristique d'un élément chimique. La somme des neutrons et des protons correspond au nombre de masse (A) ou nombre de **nucléons**,
- les **électrons** (à charge électrique négative) : ils gravitent autour du noyau (modèle planétaire) et leur nombre est égal à celui des protons.

Des atomes ayant un même numéro atomique (Z identique), c'est-à-dire un même nombre de protons, mais un nombre de neutrons différents, sont appelés des **isotopes**. Ils peuvent être stables ou radioactifs mais ils ont les mêmes propriétés chimiques et biologiques (ex. : ^{58}Co , ^{59}Co , ^{60}Co ...). Seules leur propriétés physiques diffèrent.

Les atomes s'assemblent pour constituer une **molécule**. En s'associant et en s'organisant d'une façon plus ou moins complexe, les molécules forment des matériaux aussi variés que la roche ou la matière vivante.

Découverte de la radioactivité

- En 1895, W. Röntgen découvre les rayons X.
- En 1896, Henri Becquerel, au Muséum national d'histoire naturelle à Paris, étudie la fluorescence de certains corps. Il découvre ainsi que le sulfate double d'uranyle et de potassium émet un rayonnement pénétrant capable de noircir une plaque photographique. Il établit que ce rayonnement est émis par l'élément uranium.



ACJC

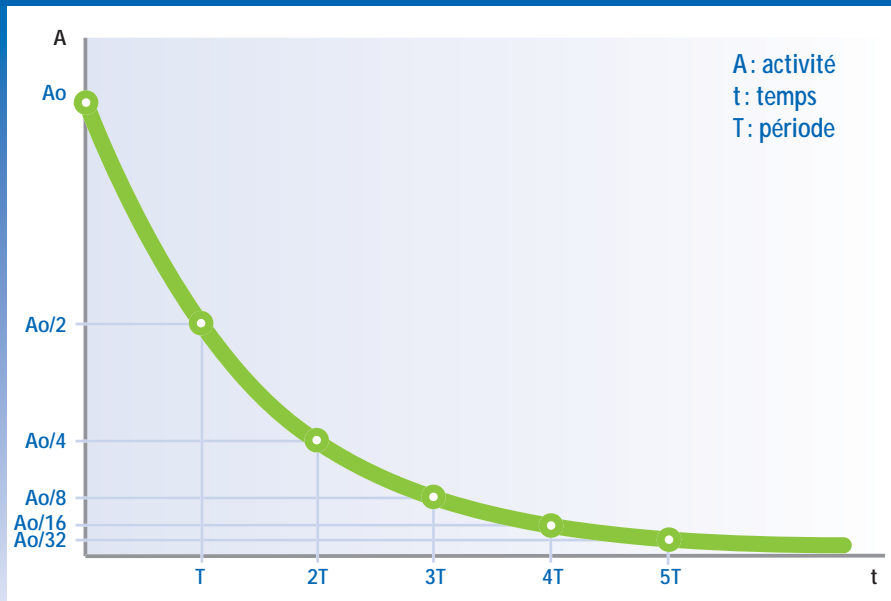
- En 1898, Pierre et Marie Curie, à l'École de physique et chimie de la ville de Paris, découvrent deux nouveaux éléments, le polonium puis le radium, dont le rayonnement est particulièrement « actif ». Ils proposent alors le terme de « radioactivité ».

Henri Becquerel et Pierre et Marie Curie reçurent conjointement le prix Nobel de physique en 1903 pour leurs découvertes.

Exemples de radionucléides

| Radionucléides | Symbole | Période |
|----------------|---------------------------|----------------------|
| Azote 16 | ^{16}N | 7,4 s |
| Iode 131 | ^{131}I | 8 jours |
| Cobalt 58 | ^{58}Co | 70,8 jours |
| Argent 110m | $^{110\text{m}}\text{Ag}$ | 249,8 jours |
| Cobalt 60 | ^{60}Co | 5,3 ans |
| Tritium | ^3H | 12,3 ans |
| Césium 137 | ^{137}Cs | 30,2 ans |
| Américium 241 | ^{241}Am | 432,7 ans |
| Plutonium 239 | ^{239}Pu | 24 400 ans |
| Uranium 235 | ^{235}U | $7,1 \cdot 10^8$ ans |

Période radioactive



1.2 RADIOACTIVITÉ

La **radioactivité** est un phénomène physique correspondant à l'émission spontanée d'énergie sous forme d'un rayonnement (particulaire ou électromagnétique) par des noyaux instables (dits radioactifs). Qu'elle soit d'origine naturelle ou artificielle, il s'agit du même phénomène.

Le rayonnement émis est dit ionisant s'il est capable d'arracher un électron (ionisation) à des atomes d'une structure moléculaire.

Les radioéléments sont caractérisés par la **nature** et l'**énergie des rayonnements** qu'ils émettent ainsi que par leur **période** radioactive, c'est-à-dire le temps nécessaire pour que l'activité d'une **source** radioactive diminue de moitié. La période varie de quelques fractions de secondes à plusieurs milliards d'années selon le radionucléide.

Sources radioactives scellées ou non scellées

Une source radioactive scellée est une source dont la structure et le conditionnement empêchent en utilisation normale toute dispersion de matières radioactives dans le milieu ambiant : source incorporée solidement dans une matière solide inactive ou scellée dans une enveloppe inactive.

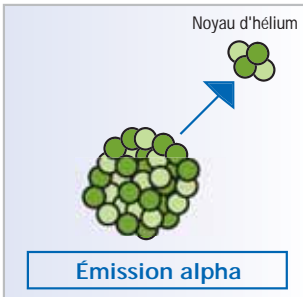
Une source radioactive non scellée est une source « fractionnable » dont la présentation et les conditions normales d'emploi ne permettent pas de prévenir toute dispersion de substance radioactive : source en général conditionnée dans des conteneurs facilement ouvrables, souvent à l'état liquide ou gazeux.

1.3 INTERACTIONS RAYONNEMENTS / MATIÈRE

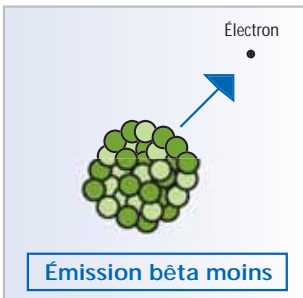
Les rayonnements se classent en deux catégories :

- les rayonnements directement ionisants : ils sont constitués par des particules chargées (rayonnements α et β),
- les rayonnements indirectement ionisants : ce sont les rayonnements électromagnétiques (photons, γ et X) et les neutrons.

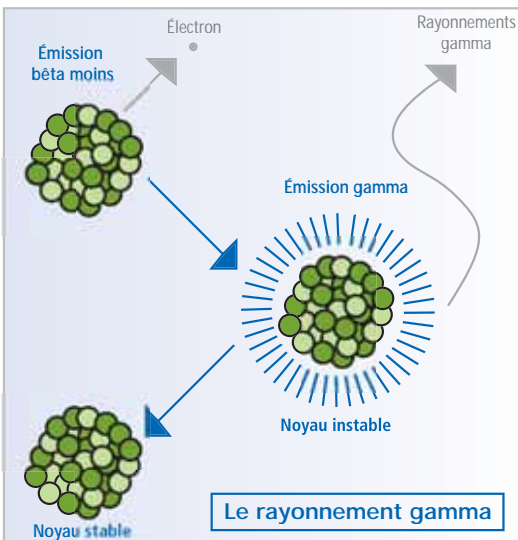
Exemples de transformations



L'américium 241 est radioactif émetteur alpha et se transforme en neptunium 237.



Le fer 59 est radioactif émetteur bêta moins et se transforme en cobalt 59.



Le cobalt 60 se transforme par désintégration bêta en nickel 60 qui atteint un état stable en émettant un rayonnement gamma.

1.4 TYPES DE RAYONNEMENTS IONISANTS

Le rayonnement alpha (α): il s'agit d'un noyau d'hélium encore appelé particule alpha, composé de deux protons et de deux neutrons. Seuls les noyaux dont le nombre de masse est élevé (supérieur à 200) présentent ce type de radioactivité.

Ce rayonnement est peu pénétrant. Son parcours n'est que de quelques centimètres dans l'air et quelques dizaines de microns dans l'eau et les tissus de l'organisme. Une simple feuille de papier suffit à l'arrêter.

Le rayonnement bêta (β): il correspond à l'émission d'un électron chargé négativement (β^-) ou positivement (β^+). Cette émission est caractéristique des noyaux contenant un excès de neutrons ou de protons par rapport à l'isotope stable. Son parcours est de plusieurs mètres dans l'air et quelques millimètres dans l'eau. Il est plus pénétrant que les rayonnements alpha, mais la paroi en verre d'un flacon ou une feuille de papier aluminium suffit à l'arrêter.

Les rayonnements gamma (γ) et X: ils consistent en l'émission d'énergie sous forme de photons de même nature que la lumière. Leur nature est électromagnétique (pas de charge, pas de masse). Ils accompagnent les émissions de particules α et surtout β . Ils sont très pénétrants et traversent facilement l'organisme. De fortes épaisseurs de matériaux denses et compacts (eau, béton, plomb) sont nécessaires pour en atténuer l'intensité.

Le rayonnement neutronique (n): c'est une émission de particules non chargées, les neutrons, qui peuvent pénétrer profondément dans la matière. Ils ne sont pratiquement pas ralentis par l'air et pénètrent profondément dans l'organisme. Les neutrons sont issus soit de la réaction de fission dans un réacteur nucléaire, soit de la fission spontanée du combustible utilisé ou neuf (plus particulièrement le MOX).

Activité naturelle de quelques denrées courantes (Bq/kg)

| Produit | Activité (Bq/kg) |
|-----------------|------------------|
| Lait de vache | 50 – 70 |
| Poisson | 75 – 100 |
| Viande | 90 |
| Pommes de terre | 100 – 150 |
| Légumes verts | 100 |
| Huile de table | 180 |
| Fruits frais | 40 – 90 |
| Vin | 20 – 30 |
| Eau minérale | 1 – 5 |

Unité d'activité
le **becquerel** (Bq)

Unité qui mesure l'énergie
absorbée par la matière
le **gray** (Gy)

LES UNITÉS

Unité qui évalue les effets
biologiques sur les tissus vivants
le **sievert** (Sv)

1.5 GRANDEURS ET UNITÉS

L'**activité** d'une source radioactive correspond au nombre de noyaux qui se transforment spontanément par seconde ; elle s'exprime en **becquerel** (1 Bq = 1 désintégration par seconde). C'est une petite unité comparée aux activités habituellement trouvées dans la nature. A titre d'exemple, le corps humain d'un adulte contient une activité de l'ordre de 6 500 Bq de potassium 40 (^{40}K) dont l'origine est naturelle.

La présence d'une certaine quantité de radioactivité à un endroit où elle ne devrait pas être présente constitue une **contamination**. Cette notion peut être rapportée à une surface (activité surfacique en Bq/cm²), à un volume (activité volumique en Bq/m³) ou à une masse (activité massique en Bq/g).

Les relations entre les caractéristiques de la source, l'exposition et les conséquences de l'interaction des rayonnements avec la matière sont complexes. Elles sont étudiées en radioprotection par le biais de la **dosimétrie** dont la finalité est l'évaluation de la **dose**.

- La **dose absorbée** (D) : elle correspond à l'énergie absorbée par unité de masse de matière. Son unité est le **gray** (Gy) qui équivaut à 1 joule absorbée par kilogramme de matière. Il s'agit d'une grandeur physique qui permet de caractériser une irradiation et de mesurer son importance. C'est la référence essentielle en radiobiologie.
- La **dose équivalente** (H) : à dose absorbée égale, les effets biologiques varient en fonction de la nature du rayonnement. Afin de tenir compte de ce dernier facteur, on utilise cette grandeur définie pour les besoins de la radioprotection. Celle-ci introduit en plus de la quantité d'énergie absorbée, un facteur de pondération : caractéristique du rayonnement W_R , car « tous les becquerels n'ont pas le même effet ». La dose équivalente s'exprime en **sievert** (Sv).

$$H \text{ (Sv)} = D \text{ (Gy)} \cdot W_R$$

$$W_R = 1 \text{ pour } \beta, \gamma, X, W_R = 20 \text{ pour } \alpha, W_R = 5 \text{ à } 20 \text{ pour } n.$$

Facteurs de pondération tissulaire (W_T)

| Organes | W_T |
|---|-------------|
| Gonades (testicules ou ovaires) | 0,20 |
| Moelle osseuse, côlon, poumons, estomac | 0,12 chacun |
| Seins, vessie, foie, œsophage, thyroïde | 0,05 chacun |
| Peau, surface osseuse | 0,01 chacun |
| Autres tissus | 0,05 |

W_T est une image de la radiosensibilité du tissu

Relation dose et débit d'équivalent de dose

Une personne qui séjourne dans une ambiance
de 1 mSv/h pendant 2 heures
aura intégré une dose de 2 mSv.

1.5 GRANDEURS ET UNITÉS (suite)

- **Dose efficace (E) :**

Il s'agit de la somme des doses absorbées par tous les tissus, exprimées en gray. Elle est doublement pondérée : une première fois par le facteur W_R qui permet de tenir compte de la qualité du rayonnement (α , β , γ ...) et une deuxième fois par le facteur W_T permettant de tenir compte de la radiosensibilité relative du tissu exposé. La dose efficace a pour objectif d'apprécier le risque total et s'exprime en sievert (Sv). Elle est appelée communément « Dose ».

$$E \text{ (Sv)} = \sum D \cdot W_R \cdot W_T$$

- **Débit d'équivalent de dose :**

Pour des raisons de pratique opérationnelle, il est commode de mesurer une autre grandeur : le **débit d'équivalent de dose** (couramment appelé « débit de dose »). Il correspond à la dose délivrée pendant l'unité de temps. Il s'exprime en Sievert par heure. Les cartographies des locaux sont réalisées avec un appareil : le radiamètre qui mesure un débit de dose.

- **Dose engagée :**

Dans les cas d'exposition interne, on calcule la dose qui en résulte. On parle alors de **dose engagée**. C'est la dose qui sera reçue par la personne pendant tout le temps où la source restera dans son organisme avant son élimination (par décroissance radioactive et par élimination naturelle) et sur une durée maximum de 50 ans pour un travailleur.

- **Dose efficace collective dite « dose collective » :**

C'est la somme des doses efficaces individuelles pour un groupe donné. Elle s'exprime en « Homme . sievert » (H.Sv). Son utilisation est limitée à l'usage de l'optimisation de la radioprotection.

Par exemple, une dose collective de 1 H.Sv est la dose reçue par un groupe de cent personnes ayant reçu chacune 10 mSv ou bien par un groupe de 1000 personnes ayant reçu chacune 1 mSv.

De la radioactivité à la radioprotection

La radioactivité est un phénomène physique qui a pour conséquence l'émission de rayonnements ionisants conduisant en cas de présence humaine à une exposition. Cette dernière est liée à une absorption d'énergie exprimée sous la forme d'une grandeur : la dose. La radioprotection a pour but de se protéger des effets des rayonnements ionisants et ainsi de limiter la dose.

Moyens de protection contre :

L'EXPOSITION EXTERNE

PROTECTION COLLECTIVE
Blindage des sources
Écrans (béton, acier, eau...)

PROTECTION INDIVIDUELLE
Écrans
Distance
Durée d'exposition

LA CONTAMINATION EXTERNE

PROTECTION COLLECTIVE
Contrôle et nettoyage des surfaces
Zonage des locaux

PROTECTION INDIVIDUELLE
Gants
Surtenues

L'EXPOSITION INTERNE

PROTECTION COLLECTIVE
Confinement des sources non
scellées dans des enceintes
et des circuits étanches

PROTECTION INDIVIDUELLE
Protections respiratoires
Tenue étanche

1.6 MODES D'EXPOSITION

EXPOSITION EXTERNE :

La source radioactive est à l'extérieur de l'organisme. Si l'ensemble de l'organisme est atteint, on parle d'**exposition** globale; si seule une partie est atteinte, il y a exposition partielle. Lorsque les rayonnements sont émis par des radionucléides présents à la surface de la peau, on parle de **contamination** externe.

EXPOSITION INTERNE :

La source radioactive se trouve à l'intérieur de l'organisme. Le ou les radio-contaminants sont directement en contact avec les tissus internes de l'organisme, on parle d'exposition interne.

1.7 GRANDS PRINCIPES DE RADIOPROTECTION

La **radioprotection** vise à se protéger des effets des rayonnements ionisants et à limiter la dose. Elle repose sur trois grands principes: la **justification**, l'**optimisation** et la **limitation** des doses.

- **Justification**: toute activité humaine susceptible d'entraîner une exposition de l'homme aux rayonnements ionisants doit être justifiée par les avantages qu'elle procure. Ses bénéfices doivent être supérieurs à ses inconvénients.
- **Optimisation**: pour une source donnée, l'objectif général est de maintenir les valeurs de doses individuelles, le nombre de personnes exposées et la probabilité d'exposition potentielle au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte-tenu de l'état des techniques et des facteurs socio-économiques. C'est le principe **ALARA** (As Low As Reasonably Achievable*).
- **Limitation des doses**: l'exposition d'une personne aux rayonnements ionisants résultant d'une « activité nucléaire » ne doit pas dépasser les limites réglementaires.

* Aussi bas que raisonnablement possible

Valeurs de la couche de demi-atténuation (CDA) ou « épaisseur moitié » du plomb et de l'eau pour des photons de différentes énergies

| | 100 keV | 1 MeV |
|-------|---------|---------|
| Plomb | 0,01 cm | 0,9 cm |
| Eau | 4,2 cm | 10,0 cm |

Pouvoir de pénétration dans la matière des rayonnements ionisants

Particules alpha : noyaux d'hélium.

Pénétration très faible. Une simple feuille de papier est suffisante pour arrêter les noyaux d'hélium.



Particules bêta moins : électrons.

Pénétration faible. Parcourt quelques mètres dans l'air. Une feuille d'aluminium de quelques millimètres peut arrêter les électrons.



Rayonnements X ou gamma.

Pénétration très grande, fonction de l'énergie du rayonnement : plusieurs centaines de mètres dans l'air. Une forte épaisseur de béton ou de plomb permet de s'en protéger.



Neutrons.

Pénétration dépendante de leur énergie. Une forte épaisseur de béton, d'eau ou de paraffine arrête les neutrons.



1.8 MOYENS DE PROTECTION CONTRE LES EXPOSITIONS EXTERNE ET INTERNE

La limitation de l'exposition externe repose sur trois paramètres majeurs: **distance**, **écran**, **temps d'exposition**. Utilisés de manière combinée, ils assurent une protection optimale.

- **Distance**: l'exposition à une source ponctuelle est inversement proportionnelle au carré de la distance (d). Doubler la distance divise l'exposition par 4, tripler la distance divise l'exposition par 9... Cette loi est dite loi en $1/d^2$.
- **Écran**: il s'agit d'interposer un écran dont la nature et l'épaisseur (eau, plomb, béton...) sont adaptées aux caractéristiques des rayonnements émis par la source.
 - * **Pour des rayonnements α** , peu pénétrants, des écrans très minces (papier, aluminium, cuivre) sont suffisants.
 - * **Pour des rayonnements β** , moyennement pénétrants, des écrans de matériaux à faible numéro atomique (plexiglas, plastique) les absorbent complètement.
 - * **Pour des rayonnements X ou γ** , très pénétrants, on utilise généralement des matériaux de numéro atomique élevé (plomb). L'efficacité des écrans est alors mesurée par la valeur de l'épaisseur de matériau qui divise le débit de dose par deux (« épaisseur moitié ») ou par dix (« épaisseur dixième »).
 - * **Pour des neutrons**, on utilise des écrans de faible numéro atomique (eau, paraffine...) pour les ralentir (thermalisation) et des écrans de bore ou de cadmium pour les absorber.
- **Temps**: la dose absorbée par l'organisme est directement proportionnelle au temps d'exposition. Réduire les temps d'exposition ou prévoir des refuges à faible ambiance ou « points verts ALARA » permet de réduire la dose.

La prévention contre la contamination externe et l'exposition interne repose sur :

- le confinement des sources,
- la propreté radiologique,
- le port de protections individuelles adaptées.



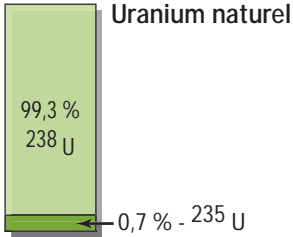
Chapitre

2

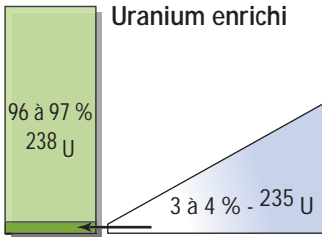
📁 **2 ORIGINE DES RISQUES
RADIOLOGIQUES
EN CENTRALE NUCLÉAIRE**

- ... 📄 **2.1** Définition du terme source
- ... 📄 **2.2** Produits de fission (PF)
- ... 📄 **2.3** Produits d'activation (PA)
- ... 📄 **2.4** Actinides
- ... 📄 **2.5** Protections à la conception
- ... 📄 **2.6** Limitation du terme source: la radiochimie

Composition du combustible

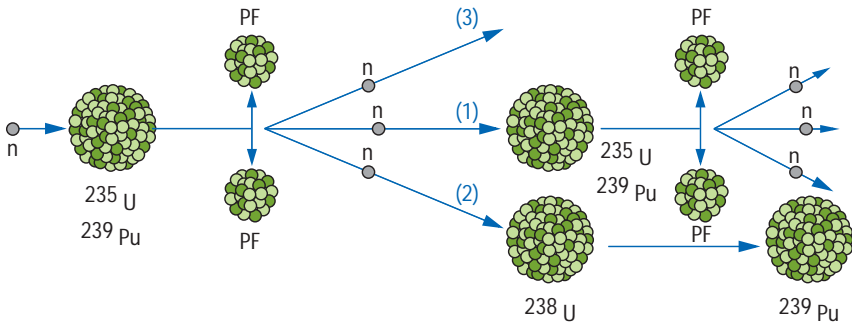


La teneur du combustible en ^{235}U varie de 3,4 à 4 % en fonction du palier, de la durée des campagnes et du mode de renouvellement du combustible.



| Palier | Durée de la campagne | Renouvellement du combustible par | % ^{235}U |
|---------|----------------------|-----------------------------------|--------------------|
| 1300 MW | 18 mois | 1/3 cœur | 4 |
| 900 MW | 12 mois | 1/4 cœur | 3,7 |
| N4 | 12 mois | 1/4 cœur | 3,4 |

Fission nucléaire dans un réacteur



2.1 DÉFINITION DU TERME SOURCE

On désigne par « **terme source** » l'ensemble des radionucléides présents dans un réacteur du fait des réactions nucléaires.

Dans le domaine de la radioprotection, le terme source pris en considération est l'ensemble des radionucléides contribuant au débit de dose aux postes de travail.

Les radionucléides qui se forment dans le cœur du réacteur sont dus aux multiples réactions nucléaires provoquées par l'intense flux de neutrons qui y règne. On distingue trois grands types de réactions :

- 1 - Environ 40 % des neutrons provoquent des réactions de fission sur les noyaux lourds dits « fissiles » présents dans le combustible, principalement l'uranium 235 et le plutonium 239. Ces fissions libèrent de l'énergie (celle-ci apparaît sous forme de chaleur dans le combustible), elles émettent des photons gamma (appelés gamma instantanés de fission) et plusieurs neutrons, 2,5 en moyenne, ce qui permet d'entretenir la réaction en chaîne, enfin elles créent des nucléides radioactifs, les produits de fission.
- 2 - Environ 25 % des neutrons sont capturés par des noyaux lourds dits « fertiles » qui peuvent se transformer en noyaux « fissiles » : ainsi l'uranium 238, présent en grande quantité dans le combustible, va se trouver partiellement transformé en plutonium 239. Ce plutonium 239 participe à la réaction en chaîne en subissant la réaction de fission, mais il capture aussi des neutrons pour devenir plutonium 240, puis plutonium 241, ce qui est le point de départ d'une série de réactions créant des noyaux radioactifs plus lourds. Les nucléides radioactifs qui se forment ainsi, isotopes des éléments au-delà de l'uranium - neptunium, plutonium, américium, curium, ... - constituent la chaîne des actinides.
- 3 - Les neutrons restants (environ 35 %) disparaissent en étant capturés par d'autres types de noyaux présents dans le réacteur - matériaux de structure, eau primaire, corps dissous dans l'eau - ce qui conduit à l'émission de photons gamma et à la création de produits d'activation.

Les produits de fission, les actinides et les produits d'activation constituent les trois grands volets du terme source qu'il faut prendre en compte sur le plan de la radioprotection.

Principaux produits de fission de période supérieure à un jour

| Élément | Isotope | Période | Caractéristiques |
|-----------------------------------|--|------------------------------------|---|
| Gaz rares Krypton et Xétons | ^{85}Kr ^{133}Xe $^{133\text{m}}\text{Xe}$ | 10,7 ans 5,3 jours 2,2 jours | Lorsqu'ils s'échappent de la gaine du combustible, ces éléments peuvent se retrouver dissous dans le fluide primaire ou sous forme gazeuse. |
| Iode | ^{131}I | 8 jours | L'iode peut se trouver sous forme de gaz (iode moléculaire), sous forme soluble (iodure) ou sous forme d'aérosols. |
| Césium | ^{134}Cs ^{137}Cs | 2,1 ans 30,2 ans | Le césium est très soluble et peut donc se retrouver dans l'eau mais aussi sous forme d'aérosols. |

Une tonne de combustible usé contient plusieurs dizaines de kilogrammes de produits de fission lors de son retrait du cœur.

Observation et contrôle d'un assemblage neuf



2.2 PRODUITS DE FISSION (PF)

2.2.1 Création des produits de fission

Lors de la fission, le noyau lourd se fragmente généralement en deux noyaux de masse inégale, appelés **fragments de fission**. Ces fragments de fission sont radioactifs. On appelle **produits de fission** l'ensemble des fragments de fission et de leurs descendants, car il faut plusieurs désintégrations avant d'aboutir au noyau stable qui marque la fin de la chaîne de filiation radioactive. Les produits de fission sont des émetteurs bêta (β) dont les désintégrations s'accompagnent souvent d'une émission gamma.

2.2.2 Produits de fission dans le combustible

Les produits de fission se retrouvent sous diverses formes chimiques qui conditionnent leur migration hors du combustible. La plupart sont sous forme d'oxydes solides ou sous forme métallique et se fixent dans le combustible. D'autres sont gazeux, tels les iodes et les gaz rares (Xe, Kr) et peuvent être plus facilement dispersés dans le fluide primaire en cas de défauts du gainage du combustible.

2.2.3 Expositions externe et interne dues aux produits de fission

- Migration des produits de fission hors des crayons combustibles

Les produits de fission restent normalement confinés à l'intérieur de la gaine des crayons combustibles. Leur présence dans le fluide primaire en fonctionnement normal ne peut cependant pas être totalement évitée en raison de la présence de noyaux fissiles à l'état de trace sur la surface des crayons (cf. 2.4 Actinides). Mais l'essentiel de la contamination du circuit primaire en produits de fission provient de **l'inétanchéité de quelques crayons du cœur** (à comparer aux 41 000 à 54 000 crayons présents dans le cœur d'un réacteur). De petits défauts peuvent alors conduire à la contamination du fluide primaire par les éléments les plus solubles tels que les gaz rares, les isotopes de l'iode et ceux du césium. Dans le circuit primaire, en fonctionnement normal, en présence d'un défaut, les gaz rares sortent aisément du crayon défectueux. Il n'en est pas de même pour les isotopes de l'iode qui restent davantage piégés à l'intérieur du crayon, mais qui peuvent être relâchés dans le fluide primaire lors d'une baisse de pression ou de température du circuit.

- Expositions lors des manutentions de combustible irradié

Lors des manutentions du combustible irradié sous eau, la dose est due principalement aux émissions **gamma** des produits de fission. La quantité de produits de fission est d'autant plus grande que le taux de combustion des assemblages est élevé.

Principaux radionucléides générés dans un réacteur REP par l'activation des structures et/ou des produits de corrosion

| Radio-nucléide | Période T | Produit par l'activation de | Provenance |
|---|-----------------------|-----------------------------|---|
| Cobalt 60 : ^{60}Co | 5,3 ans | ^{59}Co | Activation du cobalt 59 stable (100 % du cobalt) Le cobalt est le constituant principal des stellites* (60 %), il est présent à titre d'impureté dans les alliages. |
| Cobalt 58 : ^{58}Co | 70,9 jours | ^{58}Ni | Activation du nickel 58 stable (68 % du nickel) Le nickel est le principal constituant des tubes d'inconel des générateurs de vapeur (72 % pour l'alliage 600, 58 % pour le 690). Il est utilisé en proportions variables dans les alliages inoxydables. |
| Antimoine 124 : ^{124}Sb | 60,2 jours | ^{123}Sb | Activation de l'antimoine 123 stable (43 % de l'antimoine). Grappes sources secondaires en antimoine/béryllium, impuretés du gainage en zircaloy, butées et paliers de certaines pompes. |
| Argent 110 métastable : $^{110\text{m}}\text{Ag}$ | 249,8 jours | ^{109}Ag | Activation de l'argent 109 stable (48 % de l'argent) Grappes de contrôle constituées d'AIC (Argent, Indium, Cadmium), joints. |
| Manganèse 54 : ^{54}Mn | 312,2 jours | ^{54}Fe | Activation du fer 54 stable (6 %) provenant des structures. |
| Fer 59 : ^{59}Fe | 45,5 jours | ^{58}Fe | Activation du fer 58 stable (0,3 %) provenant des structures. |
| Chrome 51 : ^{51}Cr | 27,7 jours | ^{50}Cr | Activation du chrome 50 stable provenant des structures. |
| Nickel 63 : ^{63}Ni | 100 ans | ^{62}Ni | Activation du nickel 62 stable (3,6 % du nickel). |
| Nickel 59 : ^{59}Ni | 74000 ans | ^{58}Ni | Activation du nickel 58 stable (68 % du nickel). |
| Fer 55 : ^{55}Fe | 2,7 ans | ^{54}Fe | Activation du fer 54 stable (6 % du fer). |
| Zirconium 93 : ^{93}Zr | $1,5 \times 10^6$ ans | ^{92}Zr | Activation du zirconium 92 stable (17 % du zirconium). |
| Molybdène 93 : ^{93}Mo | 3500 ans | ^{92}Mo | Activation du molybdène 92 stable (15 % du molybdène). |
| Niobium 94 : ^{94}Nb | 20000 ans | ^{93}Nb | Activation du niobium 93 stable (100 % du niobium). |

* stellite : alliage utilisé pour ses qualités de résistance à l'usure.

2.3 PRODUITS D'ACTIVATION (PA)

2.3.1 Généralités

Lorsqu'un élément non radioactif (au sein d'un matériau, d'un fluide ou dans l'air...) est soumis à un flux neutronique (bombardement par des neutrons), cet élément est **activé**, c'est-à-dire qu'un ou plusieurs corps radioactifs (radionucléides) sont créés. Ces radionucléides sont appelés « **produits d'activation** ».

Les **produits d'activation** présents dans un réacteur à eau pressurisée (REP) résultent à la fois de **l'activation des impuretés** contenues dans le fluide du circuit primaire, de **l'activation du fluide** lui-même et de **l'activation des structures**.

La **quantité et la nature** des radionucléides créés par ce phénomène d'activation dépendent de l'intensité du flux neutronique (quantité de neutrons incidents, fonction de la puissance du réacteur), de la nature et de la composition des éléments exposés au flux neutronique ainsi que de la durée pendant laquelle ils sont soumis à ce flux.

2.3.2 Produits d'activation issus des structures du réacteur

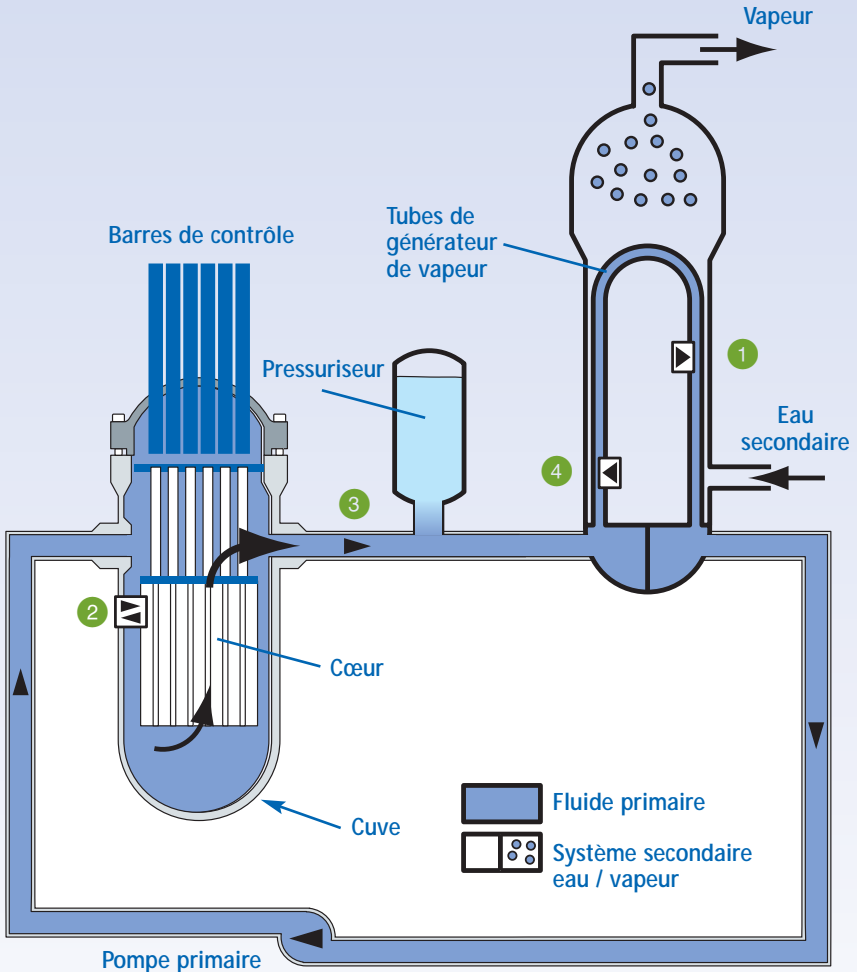
Les radionucléides créés suite à l'activation des structures métalliques situées dans le cœur du réacteur ou autour de celui-ci (circuit primaire...) sont appelés « **produits d'activation issus des structures** ».

Les principaux radionucléides générés dans un réacteur REP par l'activation des structures sont présentés dans le tableau ci-contre résumant l'origine et les caractéristiques des radionucléides ainsi formés.

La gestion préventive du risque consiste à **réduire le terme source**, donc à limiter dans la mesure du possible la formation des produits d'activation dans les structures.

Pour cela, il est nécessaire de choisir avec soin les éléments présents dans les structures. Ont par exemple été mis au point des aciers spéciaux au zirconium, contenant une teneur très faible en cobalt afin de réduire la formation de ^{60}Co émetteur de rayons gamma (γ) de forte énergie. La formation d'un produit d'activation comme le ^{60}Co peut également être réduite en limitant à la fois la quantité d'impuretés en ^{59}Co dans les matériaux et l'emploi des stellites.

Origine des produits d'activation



1 Corrosion des matériaux et relâchement des produits de corrosion dans le fluide primaire.

2 Activation des produits de corrosion sous flux neutronique. Principales réactions :



3 Transport des radionucléides dans le fluide primaire

4 Dépôt des radionucléides sur les surfaces hors flux neutronique

2.3.3 Produits d'activation issus des produits de corrosion

Au contact du fluide primaire, les structures du circuit se recouvrent d'une couche d'oxyde protectrice. Ce phénomène s'accompagne du relâchement d'une partie des diverses espèces métalliques oxydées dans le fluide du circuit primaire que l'on appelle « **produits de corrosion** ».

Les constituants extraits du métal de base par ce phénomène de corrosion/relâchement (particules, éléments solubles...) sont transportés dans le circuit primaire et soumis au flux neutronique lors du passage dans le cœur. Certains de ces produits de corrosion peuvent donc s'activer. Ils peuvent ensuite se redéposer en divers endroits du circuit primaire.

L'ensemble des phénomènes mis en jeu est résumé sur la figure ci-contre. Les mêmes phénomènes d'activation s'appliquent aux particules métalliques présentes dans le circuit primaire du fait de l'érosion mécanique ou des opérations de maintenance, rodage ou incident d'exploitation.

FORMATION DES PRODUITS DE CORROSION

Les conditions de pression et de température du circuit primaire en fonctionnement sont très contraignantes pour les matériaux constitutifs de ce circuit.

Les **produits de corrosion** issus des principaux alliages rencontrés dans le circuit primaire d'un REP et susceptibles de s'activer sont les suivants: ^{50}Cr , ^{58}Fe , ^{54}Fe , ^{58}Ni , ^{59}Co . Les produits d'activation résultants sont détaillés dans le tableau de la page 28.

GESTION PRÉVENTIVE DU RISQUE LIÉ À CES PRODUITS D'ACTIVATION

Comme indiqué précédemment, la gestion préventive du risque consiste à mettre en œuvre tous les moyens possibles pour réduire le terme source et donc à limiter dans la mesure du possible la formation de produits de corrosion afin de réduire la quantité d'éléments activables. Ceci est en particulier réalisé grâce au choix de matériaux de type « inoxydable », avec de faibles teneurs en impuretés activables.

De plus, le conditionnement chimique du fluide du circuit primaire permet de minimiser et d'optimiser la masse de matériaux relâchés ainsi que le temps de séjour de ces matériaux sous flux neutronique : le bore, destiné à contrôler la réactivité du cœur (le bilan de neutrons) et utilisé sous forme d'acide borique dont l'acidité est compensée par la lithine, basique ; le milieu est maintenu dans des conditions réductrices grâce à l'injection d'hydrogène.

Enfin, la purification du fluide primaire (via l'utilisation des filtres et résines du circuit RCV) permet de réduire les concentrations de radionucléides en fonctionnement normal et préalablement aux interventions.

Produits d'activation issus du fluide primaire ou de l'air

| Radio-nucléide | Période T | Provenance |
|-------------------------------|--------------|---|
| Azote 16: ^{16}N | 7,1 s | L'azote 16 est produit par réaction sur l'oxygène 16 contenu dans le fluide primaire. Il émet des rayonnements γ très énergétiques. |
| Tritium: ^3H | 12,3 ans | Le tritium est produit par réaction sur le bore (principalement ^{10}B) et sur le lithium (principalement ^6Li) ajoutés au fluide primaire pour contrôler respectivement la réactivité (bilan neutronique) et le pH (acidité). |
| Argon 41: ^{41}Ar | 110 minutes | La ventilation du puits de cuve fait passer un débit d'air sous flux neutronique. Cet air contient 0,93 % d'argon naturel dont 99,6 % d'argon 40 activable. |
| Carbone 14: ^{14}C | 5 730 ans | Produit principalement par réaction sur l'oxygène 17 de l'eau du fluide primaire (mais aussi par réaction sur l'oxygène contenu dans le combustible : en effet, les pastilles combustibles sont constituées d'oxyde d'uranium (UO_2) et contiennent de ce fait de l'oxygène). Il est également produit par réaction des neutrons sur l'azote 14. |
| Sodium 24: ^{24}Na | 15 heures | Activation du ^{23}Na , présent dans l'eau à titre d'impureté. |
| Chlore 38: ^{38}Cl | 37 minutes | Activation du ^{37}Cl , présent dans l'eau à titre d'impureté. |
| Potassium 42: ^{42}K | 12,4 heures | Activation du ^{41}K , présent dans l'eau à titre d'impureté. |
| Zinc 65: ^{65}Zn | 244 jours | Activation du ^{64}Zn , présent dans l'eau à titre d'impureté. |

2.3.4 Produits d'activation issus du fluide primaire ou de l'air

ORIGINE DE CES PRODUITS D'ACTIVATION

Certains produits d'activation résultent de l'activation d'éléments présents dans le fluide primaire (eau) ou même dans l'air du puits de cuve. Ce sont l'azote 16, le tritium, l'argon 41, le carbone 14, le sodium 24, le chlore 38, le potassium 42 et le zinc 65.

GESTION PRÉVENTIVE DU RISQUE LIÉ À CES PRODUITS D'ACTIVATION

Trois actions permettent de limiter les risques induits par les radionucléides issus du fluide primaire :

- la déminéralisation de l'eau primaire qui permet de limiter les teneurs en impuretés à des seuils acceptables,
- le contrôle de la teneur en oxygène de l'eau d'appoint, grâce à un stockage approprié dans les bâches d'appoint en eau notamment,
- la ventilation avant ouverture du bâtiment réacteur vis-à-vis de l'argon et du tritium (et des produits de fission gazeux).

2.3.5 Comportement global des produits d'activation

Les radionucléides de période radioactive longue, comme ^{63}Ni , ^{59}Ni , ^{93}Zr , ^{93}Mo et ^{94}Nb , contribuent au débit de dose lors du stockage à long terme, mais ont un impact mineur lors de l'exploitation du réacteur. En revanche, les autres produits d'activation (durée de vie courte ou moyenne) sont très gênants pour la radioprotection lors des interventions, du fait de leurs fortes émissions gamma (γ). Ils induisent principalement des risques d'exposition externe. Par exemple, l'activation du cobalt 59 présent sous forme d'impureté dans de nombreux alliages (également présent dans les revêtements durs comme les stellites) conduit à la création de cobalt 60 qui émet deux raies gamma (γ) de haute énergie, contre lesquelles il est indispensable de se protéger.

Ces radionucléides sont particulièrement gênants lors des interventions sur le réacteur à l'arrêt et représentent plus de 90 % des doses. Les isotopes les plus pénalisants pour la dose sont le cobalt 60, le cobalt 58 et, dans quelques cas particuliers, l'argent 110 métastable et l'antimoine 124.

Les composants du terme source

| Composants du terme source | Produits de fission (PF) | Produits d'activation (PA) | Actinides ou noyaux lourds (NL) |
|------------------------------------|---|--|--|
| Comment se forment-ils ? | « Cendres » de la fission nucléaire, ils apparaissent dans les crayons combustibles durant le fonctionnement du réacteur. | Tout matériau à proximité du cœur en fonctionnement s'active : les structures fixes mais aussi et surtout les produits de corrosion véhiculés par le fluide primaire | Constituants du combustible nucléaire neuf et évoluant durant le fonctionnement, certains se fissionnent en donnant de l'énergie |
| Quels sont les principaux ? | L'iode 131 Les gaz rares : Xénon 133, Krypton 85 Les césium 134 et 137 | Le cobalt 60 Le cobalt 58 L'argent 110m L'antimoine 124 | Les plutonium 239 et 240 L'américium 241 Les curium 242 et 244 |
| Quels sont les rayonnements émis ? | β , γ | β , γ | α , β , γ , neutrons |
| Où sont-ils ? | En fonctionnement | Produits de corrosion véhiculés dans le circuit primaire et les circuits annexes. Azote 16 présent dans l'eau du circuit primaire. Argon 41 dans l'air de ventilation du circuit primaire. Pic d'activité durant la phase d'arrêt à froid. | Confinés dans les gaines des crayons combustible, ils peuvent se disséminer en cas d'apparition de ruptures de gaine sérieuses. |
| | En arrêt de tranche | Irradiation γ importante autour des assemblages combustibles. L'iode disséminé peut se déposer sur les surfaces des tuyauteries. | Normalement absents sauf en présence de ruptures de gaine sérieuses pendant la ou les campagnes précédentes. |
| | Opérations de démantèlement | Attention à l'historique de la tranche et aux inétanchéités de la première barrière qui induisent des dépôts dans les circuits. | Structures proches du cœur, activées par le flux neutronique. |

2.4 ACTINIDES

2.4.1 Origine et risques associés à la contamination alpha

Les **actinides** émetteurs **alpha** sont constitués des noyaux lourds initialement présents dans le combustible (uranium et plutonium) et de ceux qui en sont issus par captures neutroniques successives. Les principaux noyaux émetteurs alpha sont ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am , ^{242}Cm et ^{244}Cm .

Les actinides sont contenus dans les gaines des crayons combustible. En cas de ruptures de gaine, on en retrouve dans le fluide primaire.

En l'absence de défaut de gainage, on ne les trouve qu'à l'état de traces provenant des dépôts d'actinides sur la surface externe du crayon pendant la fabrication (0,2 à 0,5 gramme pour l'ensemble d'un cœur) et des impuretés présentes dans le gainage combustible (environ 0,25 partie par million d'uranium naturel dans le zircaloy 4).

2.4.2 Comportement dans le circuit primaire

La matière fissile libérée au cours d'une campagne avec des crayons combustibles présentant des défauts graves se répartit de façon sensiblement homogène entre les parties du circuit primaire sous flux et hors flux. Au cours des campagnes suivantes, les résidus de cette contamination se comportent comme les produits de corrosion : dépôts sur le combustible et les surfaces hors flux des particules en suspension dans l'eau primaire et remises en suspension dans l'eau par érosion des dépôts sur les surfaces.

Exemple d'écran de protection



CATCO

Palier N4 - Porte du local de l'échangeur-régénérateur

2.5 PROTECTIONS À LA CONCEPTION

L'objectif fondamental des études de radioprotection est de définir ou de mettre en œuvre des moyens et/ou des mesures préventives vis-à-vis des rayonnements ionisants résultant de l'exploitation des installations nucléaires.

2.5.1 Utilisation d'écrans

Trois types de matériaux sont utilisés en radioprotection :

- les matériaux hydrogénés, de faible densité, pour le ralentissement des neutrons : l'eau, les matériaux hydrocarbonés (polyéthylène, polypropylène, résines...),
- les matériaux neutrophages qui permettent, parallèlement au ralentissement des neutrons rapides, d'absorber les neutrons thermiques : l'eau, le bore, le cadmium,
- les matériaux lourds qui sont de bons atténuateurs gamma et qui participent au ralentissement des neutrons : plomb, fer, béton.

Types d'écrans

La typologie des **écrans** et leur technologie de mise en œuvre sont décrites ci-dessous :

- les écrans fixes : écrans de grandes dimensions et lourds montés à demeure (bâtiments, piscine, enceintes blindées, ...),
- les écrans démontables : éléments incorporés dans des écrans fixes (portes, fenêtres, bouchons, dalles, ...) ou éléments modulaires (assemblage de briques) qui peuvent être démontés pour des opérations particulières,
- les écrans mobiles : écrans faisant partie de la protection principale et pouvant être escamotables par pivotement, retrait, translation (portes, obturateurs, bouchons...) ou écrans rapportés sur la protection principale (opercule, conteneur...),
- les écrans pour intervention : écrans mis en place provisoirement pour permettre des opérations de maintenance (gants ou matelas de plomb, briques de plomb ou de béton, bacs de sable...).

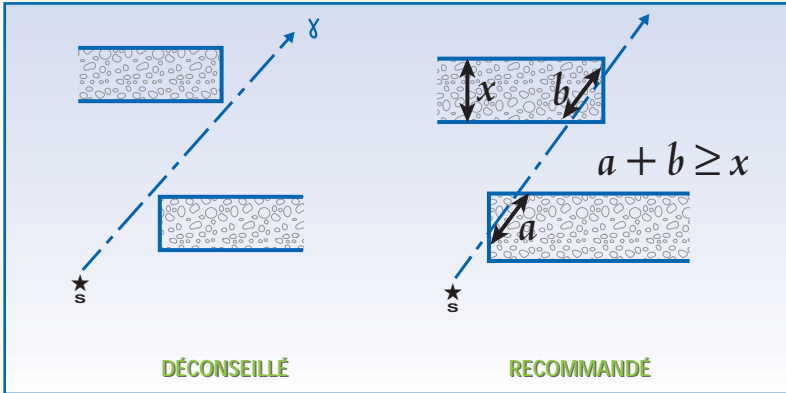
Disposition des écrans

Quelques règles sont décrites ci-après pour la disposition des écrans :

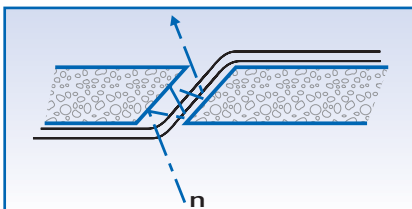
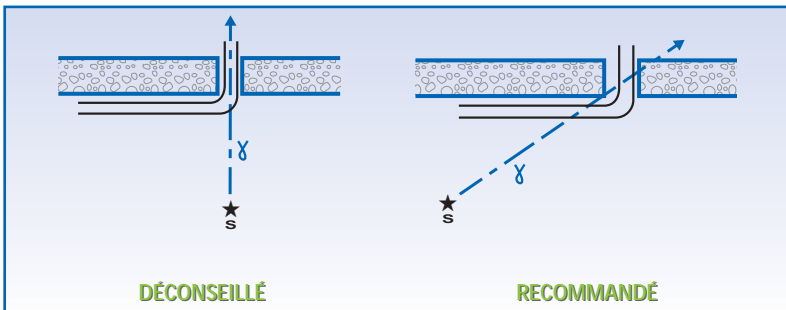
- Cas d'une source riche en neutrons rapides :
 - Disposer un matériau ralentisseur en tête de protection
 - Disposer derrière un matériau qui capture les neutrons thermiques (matériaux borés),
- Cas d'une source mixte (neutron et gamma) :
 - Nécessité d'absorber une grande partie des gamma dès leur sortie de la source (gain de poids et augmentation de la durée de vie des matériaux neutrophages),
- Cas d'une source intense de rayonnement gamma :
 - Écrans de matériaux lourds (plomb, fer, tungstène, ...) au plus près de la source.

Exemples d'implantation des écrans de protection

La règle de base pour une bonne protection est l'homogénéité. Ainsi, quel que soit son parcours, le rayonnement doit traverser une épaisseur de matériau suffisante.



Une protection épaisse est affaiblie localement si elle n'est pas homogène ; aussi, est-il nécessaire de vérifier l'homogénéité dans toutes les directions (parois verticales, planchers, plafonds) et d'éviter d'aligner l'axe de la traversée avec la source.



Dans le bâtiment réacteur, pour éviter les fuites de neutrons, il est conseillé d'utiliser des traversées obliques, afin d'allonger le canal de fuite constitué par la tuyauterie.

2.5.2 Protection contre l'exposition externe

En présence d'une source donnée, lorsque l'intervention est justifiée, **trois facteurs** peuvent contribuer à la réduction de l'exposition aux rayonnements :

⇒ **le temps**. Pour réduire le temps d'exposition, quelques exemples de bonne conception sont donnés ci-après :

- prévoir le supportage des matelas de plomb ainsi que les points d'ancrage des autres types de protection adaptés aux matériels auxquels ils sont dédiés et en vérifier la tenue au séisme,
- les calorifuges doivent être déclinables. En effet, les calorifugeurs peuvent être très exposés. Le temps de la mise en place et de retrait des calorifuges doit être aussi réduit que possible,
- un éclairage efficace permet un gain sur le temps d'exposition des personnels,
- pour éviter la multiplication de multiprises et de rallonges électriques, des prises de courant doivent être en nombre suffisant et correctement placées par rapport aux différents chantiers,
- la mise en place de plate-forme d'accès permanente pour travaux de maintenance est de loin préférable à l'installation d'échafaudages générateurs de temps d'exposition,
- prévoir des outillages et/ou des filtres sans manutention,
- installation de robinets à maintenance allégée.

⇒ **la distance** à la source de rayonnements doit être considérée de deux façons différentes :

- distance par rapport à l'équipement actif sur lequel on travaille (ex.: renvoi de commande manuelle, caméras de surveillance, outillages spécialisés permettant certaines opérations à distance),
- distance par rapport aux autres équipements actifs, plus particulièrement dans le bâtiment réacteur.

⇒ **les écrans de protection** entre la source et les personnes ou les matériaux à protéger (cf. exemples d'implantation page ci-contre).

Le casematage

Deux axes de réflexion doivent orienter la séparation des matériels c'est-à-dire le casematage :

⇒ **Caractère actif ou non actif du matériel :**

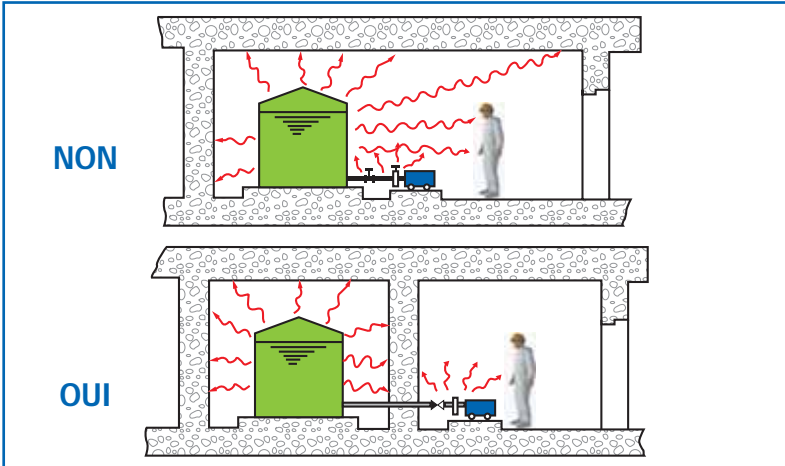
Ne pas regrouper dans une même casemate des matériels actifs et non actifs, car cela pourrait conduire le personnel à recevoir inutilement des doses lors des interventions sur le matériel non actif.

⇒ **Fonction des matériels :**

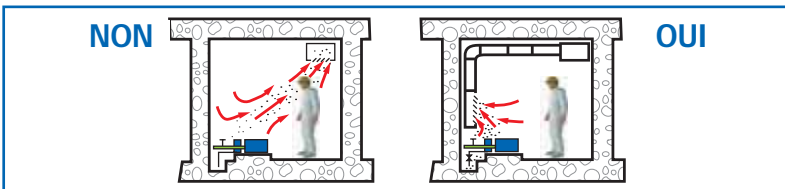
Le regroupement par fonction des matériels permet de minimiser les doses reçues par les intervenants :

- lors des opérations de conduite : un regroupement géographique judicieux facilite les opérations de conduite (ex. : diminution des allées et venues pour le lignage ou la consignation) et réduit en conséquence les durées d'intervention,
- lors des opérations de maintenance : durant l'intervention sur un matériel, il n'est pas souhaitable que les opérateurs soient soumis à un débit de dose ambiant amplifié par un matériel voisin « en service », sur lequel aucune intervention n'est à réaliser.

Exemple de casematage vis-à-vis du risque d'exposition externe



Exemple de casematage vis-à-vis du risque d'exposition interne



2.5.3 Protection contre l'exposition interne

La protection contre l'exposition interne s'exerce au niveau des locaux (protection collective) et au niveau des individus (protection individuelle).

AU NIVEAU COLLECTIF

La protection contre l'exposition interne est assurée dès la conception par le **confinement statique** (trois barrières pour les installations nucléaires de base) et le **confinement dynamique** (système de ventilation et de filtration). Elle est complétée en exploitation par les dispositions spécifiques de radioprotection destinées à surveiller et contrôler leur efficacité.

Les protections collectives consistent à :

- assurer l'étanchéité des barrières de confinement,
- réduire l'activité des fluides par purification,
- limiter, autant que possible, l'activité des dépôts de produits de corrosion, en particulier, par le contrôle de la chimie du circuit primaire,
- diluer ou piéger par ventilation les produits radioactifs dont les gaz rares et les iodes,
- collecter les fuites et purges,
- assurer le confinement des locaux et des chantiers,
- contrôler les conditions de fonctionnement à l'aide des chaînes fixes de radioprotection.

AU NIVEAU INDIVIDUEL

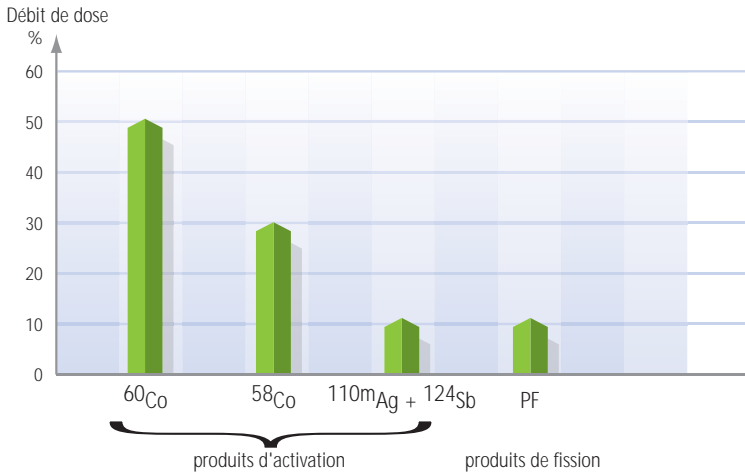
La protection est assurée par le port de protection des voies respiratoires et de vêtements spéciaux (tenue autonome).

RÈGLES GÉNÉRALES

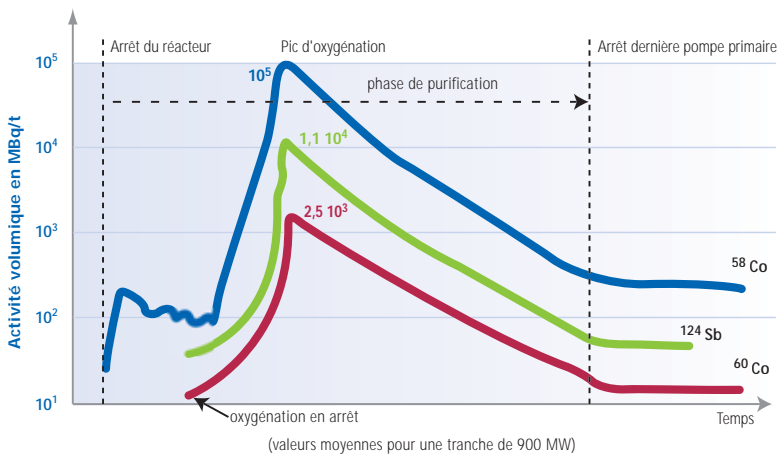
Les règles générales pour réduire la contamination atmosphérique sont les suivantes :

- la règle la plus importante concerne l'étanchéité des circuits. La bonne étanchéité de la robinetterie est à rechercher en priorité ;
- la décontamination des locaux doit être aisée (utilisation de peintures spécifiques permettant une décontamination plus facile des murs, des sols et des plafonds) ;
- des sas en vinyle doivent pouvoir être installés facilement. Une ventilation complémentaire est nécessaire ;
- la ventilation générale est à étudier avec soin (cf. exemple ci-contre) ;
- la circulation de l'air se fait impérativement du moins au plus contaminé ;
- la collecte et l'évacuation des drains de sol sont à soigner particulièrement.

En moyenne, 90 % des doses sont dues aux produits d'activation



Évolution de l'activité volumique de l'eau pendant la mise en arrêt à froid



2.6 LIMITATION DU TERME SOURCE : LA RADIOCHIMIE

Les débits de dose aux abords des équipements ont pour origine le transfert de corps radioactifs de la zone sous flux neutronique vers les circuits :

- la contamination « normale » provient essentiellement de la corrosion des matériaux constituant les circuits. Elle concerne toutes les tranches du parc,
- les surcontaminations (ou contaminations incidentelles) sont dues à des consignes d'exploitation mal respectées ou à des pollutions particulières. Elles s'ajoutent toujours à la contamination normale. Elles ne concernent qu'un nombre limité de tranches du parc.

Quatre vingt dix pour cent des doses reçues proviennent des produits d'activation. La chimie primaire et la **radiochimie** visent à réduire leur production ou à éviter leur dépôt sur les circuits.

2.6.1 Contamination normale des circuits

La contamination des circuits est inéluctable, elle provient essentiellement de la corrosion des matériaux du circuit primaire.

- PRÉVENTION TRANCHE EN FONCTIONNEMENT

La limitation de la contamination des circuits repose essentiellement sur l'optimisation de la chimie primaire en exploitation et sur l'efficacité de la purification :

- l'acidité due à l'acide borique injecté pour contrôler la réaction nucléaire est compensée par l'ajout de lithine jusqu'à obtenir un pH basique,
- l'eau est préalablement dégazée et conditionnée par un ajout d'hydrogène,
- les filtres retiennent les particules (insolubles) et les résines les espèces ioniques (solubles).

- PRÉVENTION TRANCHE À L'ARRÊT

Lors du passage en arrêt à froid de la tranche pour intervention, les conditions physico-chimiques du fluide primaire évoluent fortement, en particulier lors de l'**oxygénation** (injection d'oxygène ou d'eau oxygénée). L'injection d'oxygène ou d'eau oxygénée rend le fluide primaire oxydant, ce qui favorise la mise en solution des oxydes métalliques. Il est important de respecter la procédure de mise en arrêt à froid qui vise à limiter le pic d'activité dû à la dissolution de produits d'activation déposés sous flux. Cette procédure évite aussi la re-déposition de ces produits sur les circuits hors flux en les piégeant sur les filtres et les résines.

L'oxygénation n'induit pas de surcontamination des circuits lorsqu'elle est effectuée correctement. A contrario, si l'oxygénation n'est pas effective (teneur en O₂ dans le fluide primaire après oxygénation inférieure à 1 mg/kg) ou si elle est effectuée trop tardivement (plus de 72 h après la convergence du réacteur), des phénomènes de surcontaminations sévères, conduisant à une augmentation des doses d'arrêt de plus de 20 %, peuvent être observés.

Produits d'activation les plus pénalisants

| | Prévention | Remède |
|---|--|--|
| Points chauds | <ul style="list-style-type: none"> - récupérer les poussières de rodage des portées stellitées lors des chantiers; - filtrer les particules actives au plus près de leur origine pour éviter leur dissémination; - remplacer les matériels avec cobalt par des matériels sans cobalt. | <ul style="list-style-type: none"> - décontaminations chimiques et mécaniques ; - rincer les portions de tuyauterie à l'aide de groupes de filtration autonomes. |
| Argent 110m ^{110m} Ag | <ul style="list-style-type: none"> - remplacer les grappes de commande standards par des grappes chromées ou nitrurées, plus résistantes au risque de percement par usure. | <ul style="list-style-type: none"> - mettre en œuvre des conditionnements chimiques du fluide primaire particuliers pendant la mise à l'arrêt (teneur en lithium notamment), favorables à la rétention de l'argent sur les filtres et résines ; - utiliser des filtres et résines spécifiques pour la rétention de colloïdes ; - décontaminer par voie chimique les circuits. |
| Antimoine 122 ou 124 ¹²² Sb ¹²⁴ Sb | <ul style="list-style-type: none"> - remplacer les pompes à rotor imprégnées d'antimoine par des pompes dont le rotor n'en contient pas ; - supprimer, lorsque cela est possible, les grappes sources secondaires contenant de l'antimoine. | <ul style="list-style-type: none"> - mettre en œuvre des conditionnements chimiques du fluide primaire particuliers pendant la mise à l'arrêt (teneur en lithium notamment), favorables à la rétention de l'antimoine sur les filtres et résines. |

2.6.2 Surcontamination des circuits

Les surcontaminations sont dues à des consignes d'exploitation mal respectées ou à des pollutions particulières. Ces phénomènes sont souvent évitables. Il ne faut pas les considérer comme une fatalité.

Au spectre type des dépôts dosants, il peut se rajouter des pollutions particulières.

Celles-ci peuvent provenir de la dégradation de matériels (matériels en alliages à base de cobalt notamment les « stellites », ...), de la propreté insuffisante des chantiers (absence de nettoyage après rodage *in-situ* de portées stellitées de robinetteries par exemple) et/ou du dysfonctionnement du système d'épuration (éclatement de filtre, ...).

Le retour d'expérience montre que les trois pollutions les plus pénalisantes vis-à-vis des doses sont :

- **les points chauds**, provenant de la dégradation de matériels stellités (vannes, pompes, ...) qui, activés sous flux neutronique, se transforment en cobalt 60. Pour les tranches affectées par les **points chauds** le surplus de dose est de l'ordre de 10 à 30 % (surcontamination des circuits d'effluents et du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt, ...),
- **l'argent**, provenant le plus souvent du percement des grappes de contrôles dont le matériau neutrophage est constitué d'argent, indium et cadmium (AIC) ou de joints revêtus d'argent. Pour les tranches affectées par l'argent 110m le surplus de dose est de l'ordre de 10 à 15 % (surcontamination des parties froides des circuits auxiliaires, échangeurs de température en particulier. Pour ces circuits l'argent 110m peut contribuer à plus de 90 % des débits de dose),
- **l'antimoine** pour lequel les plus grandes pollutions sont dues à des dégradations de certaines pompes à rotor immergé en graphite et antimoine. Pour les tranches affectées par l'antimoine, le surplus de dose est de l'ordre de 5 % (surcontamination de l'ensemble du circuit primaire principal).



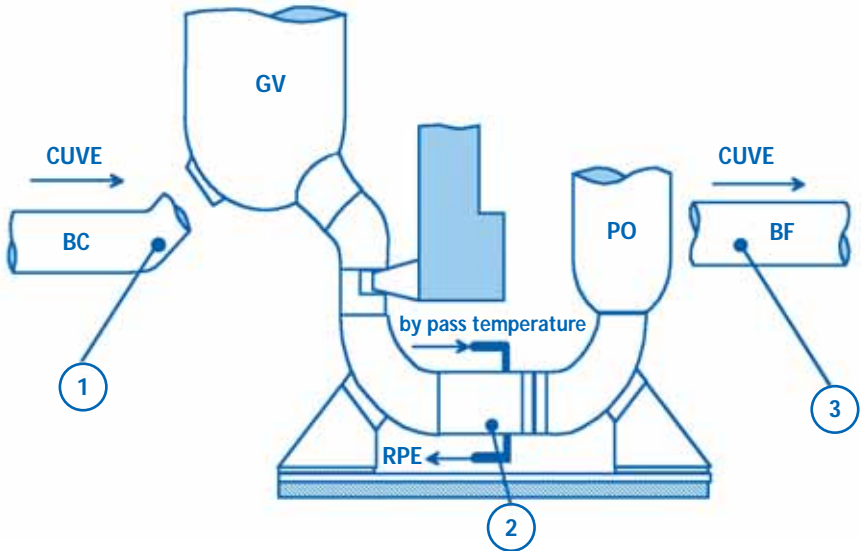
Chapitre

3

3 **RISQUES RADIOLOGIQUES
EN CENTRALE NUCLÉAIRE**

- ... 3.1 Risque d'exposition externe
- ... 3.2 Risque de contamination
- ... 3.3 Risque iode
- ... 3.4 Risque alpha
- ... 3.5 Accès dans le bâtiment réacteur, tranche en puissance

Localisation des points de mesure permettant le calcul de l'indice de tranche



BC - branche chaude
BF - branche froide
GV - générateur de vapeur
PO - pompe
RPE - circuit de purges (P)
et événements (E) du réacteur (R)

1 - mesure branche chaude
2 - mesure branche en U
3 - mesure branche froide

3.1 RISQUE D'EXPOSITION EXTERNE

Une exposition externe est une exposition résultant de sources situées en dehors de l'organisme. Les principales sources présentes dans une tranche et leur origine sont décrites au chapitre 2. La prévention contre le risque repose sur la préparation des interventions, la signalisation en local et les moyens de détection fournis à l'intervenant. De manière globale, pour une tranche donnée, l'indicateur de l'importance du risque est l'indice de tranche: il s'agit de la moyenne des débits d'équivalent de dose mesurés en des points fixes sur le circuit primaire. Plus l'**indice de tranche** est élevé, plus les débits de dose seront importants. Cet indicateur ne donne cependant qu'une image des dépôts sur le circuit primaire. Il n'est pas représentatif d'éventuels **points chauds** présents sur d'autres circuits.

3.1.1 Signalisation et évaluation du risque d'exposition externe

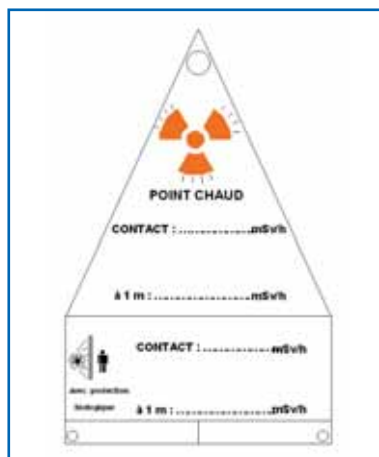
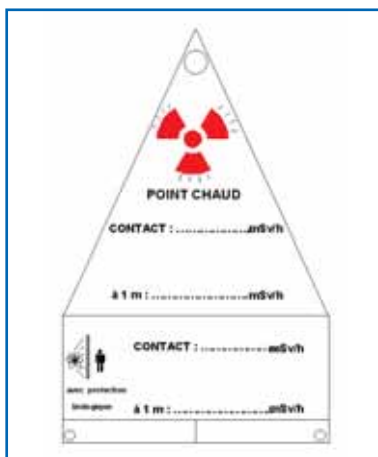
- **Classement des locaux:** en fonction de la mesure de débit de dose ambiant dans le local et du risque de son évolution, chaque local ou zone de travail est classé en zone surveillée ou en zone contrôlée (voir paragraphe 8.5.1). Ce classement est affiché à l'entrée du local. Il est également saisi dans une application informatique disponible pour la préparation du travail.
- **Signalisation des points chauds:** les parties des matériels présentant des débits de dose particulièrement élevés, les points chauds, sont signalées par les pancartes spécifiques marquées d'un trisecteur orange ou rouge. La zone correspondante est balisée.
- **Cartographie:** une **cartographie** plus détaillée d'un matériel ou d'un local est parfois établie en fonction du besoin pour la préparation des activités.

3.1.2 Moyens de détection

Pour entrer en zone contrôlée, chaque intervenant est doté d'un dosimètre électronique gamma équipé d'une alarme lumineuse sur le débit d'équivalent de dose et donnant en temps réel la dose cumulée depuis l'entrée en zone contrôlée.

Chaque chargé de travaux effectue pour son équipe les mesures complémentaires avec un radiamètre, permettant de s'assurer de la conformité des débits d'équivalent de dose aux postes de travail et donc de la prévision dosimétrique.

Signalisation des points chauds



3.1.3 Actions de prévention

Une réduction efficace des doses passe d'abord par la **réduction des sources**. Les actions principales relèvent de la bonne application des consignes de conduite et du respect des spécifications chimiques. Au niveau du chantier, un rangement adéquat des matériels et déchets irradiants contribue à la baisse du débit de dose ambiant.

Pour une source donnée, les moyens utilisables pour limiter une exposition sont :

- **le temps** : la limitation du **temps** d'intervention est obtenue :
 - par la bonne préparation de l'intervention,
 - par la préparation de trajets d'accès aux lieux de travail présentant le plus faible débit d'équivalent de dose,
 - par l'entraînement sur maquette,
 - en réalisant le maximum de tâches dans une zone à faible débit d'équivalent de dose,
 - par l'utilisation d'outillages robotisés.
- **l'écran** : il doit être adapté aux rayonnements présents :
 - pour réduire le rayonnement gamma, des matériaux denses (plomb, béton) doivent être choisis. L'eau, transparente et facile d'emploi, représente néanmoins un excellent **écran**. Planifier des travaux quand les circuits sont encore en eau permet de diminuer le débit de dose d'environ 30 %,
 - pour les particules bêta, quelques millimètres de plastique peuvent suffire pour arrêter complètement ces particules,
 - pour les particules alpha, le risque d'exposition externe n'est pas à prendre en compte, en raison de leur faible parcours dans l'air.
- **la distance** : pour les rayonnements gamma, la loi de l'inverse du carré de la distance ou « loi en $1/d^2$ » s'applique aux sources ponctuelles. L'utilisation d'outillage commandé à **distance** permet une diminution de l'exposition. Dans les centrales nucléaires, la multiplicité des sources complique l'approche. La signalisation des points chauds permet dans une ambiance radiologique complexe de situer les principales sources et de s'en éloigner.

**Exemple de classement des interventions selon les risques de contamination.
Démarche « optimisation de la radioprotection »**

| Niveau | 0 | 1 | 2 | 3 |
|---|--|--|--|--|
| Critères de classement des interventions | | | | |
| Ouverture des circuits contaminés | Pas d'ouverture de circuits contaminés | Diamètre de l'ouverture < DN20 ¹ | Diamètre de l'ouverture > DN20 ¹ | Intervention nouvelle, Retour d'expérience inexistant |
| Contamination surfacique de la zone de chantier | < 400 Bq/cm ² | < 400 Bq/cm ² | > 400 Bq/cm ² | Local contaminé par une fuite primaire + risque alpha + risque iode |
| Nature des risques liés à l'intervention | | | | |
| Dispersion de la contamination | Sortie des matériels contaminés par frottement ; salissure des semelles des chaussures | Sortie des matériels contaminés par frottement ; salissure des semelles des chaussures | Sortie des matériels contaminés par frottement ; salissure des semelles des chaussures + contamination aéroportée | Sortie des matériels contaminés par frottement ; salissure des semelles des chaussures + contamination aéroportée |
| Contamination corporelle externe | Contamination corporelle des personnes par frottement avec le local | Contamination corporelle des personnes par frottement avec le local ou les matériels | Contamination corporelle des personnes par frottement avec le local ou les matériels | Contamination corporelle des personnes par frottement avec le local ou les matériels |
| Exposition interne | Négligeable | Faible | Nécessite la mise en place d'un confinement et/ou le port d'une protection respiratoire | Nécessite la mise en place d'un confinement et/ou le port d'une protection respiratoire |
| Organisation de la prévention | | | | |
| Niveau de validation | Respect de l'affichage DI 104 ² du local | Parades validées par le chargé de travaux | Parades validées par le service Prévention des Risques | Plan d'action et parades validées par l'instance décisionnelle RP |

¹ - DN 20 : diamètre nominal de 20 mm

² - DI 104 : directive « zonage propreté-déchets »

3.2 RISQUE DE CONTAMINATION

La **contamination** se trouve le plus souvent sous forme de dépôt sur les surfaces internes et parois externes des matériels, objets de l'intervention. Les sols et les parois des locaux peuvent également avoir été souillés. Le risque le plus immédiat est la mise en suspension de la contamination et l'inhalation de particules radioactives par les intervenants ou les personnes présentes à proximité du chantier. Par contact avec les surfaces contaminées, des particules peuvent être transférées soit directement sur la peau des intervenants, soit sur leurs vêtements ou leurs outils. Le risque de **dispersion** lors du déplacement des personnes et du transport des outils est alors à prendre en compte. La présence de contamination non fixée dans un local dans lequel on doit intervenir nécessite de prendre des précautions pour éviter :

- la **dispersion de la contamination dans les locaux voisins**,
- la **contamination corporelle externe**,
- l'**exposition interne**.

3.2.1 Moyens de détection

Lorsque le risque est identifié, la contamination surfacique des zones de travail est contrôlée par dépistage lors de l'ouverture du chantier et périodiquement au cours de l'intervention.

En cas de risque d'évolution de la contamination volumique, une balise bêta est mise en place sur le chantier.

Au niveau du saut de zone ou à proximité, un moyen de contrôle de la contamination des personnes et des matériels transportés est mis en place.

3.2.2 Prévention de la contamination

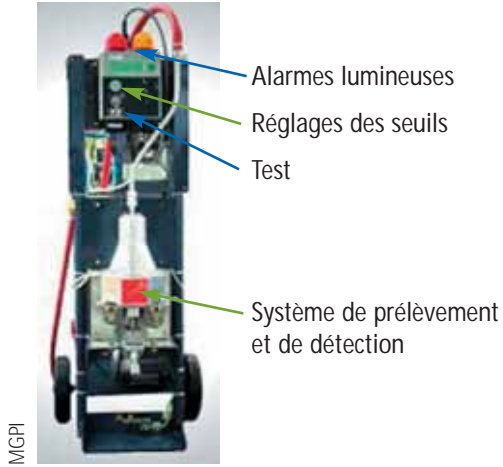
La première règle à respecter est le confinement à la source en maintenant les locaux et les zones de travail propres.

La deuxième règle est de respecter l'interdiction de fumer, boire et manger en zone contrôlée.

De plus :

- si l'on doit intervenir dans un local contaminé, des moyens de protection individuelle adaptés au niveau de contamination doivent être portés : surbottes et gants imperméables, surtenuie non tissée ou étanche, protection respiratoire,
- la frontière de la zone contaminée doit être identifiée et matérialisée (saut de zone). Des mesures sont prises pour éviter la dispersion de particules hors de cette frontière (retrait des protections individuelles au passage du saut de zone, emballage ou décontamination des matériels, contrôle de non contamination des personnes et des matériels),
- pour intervenir sur du matériel contaminé et en particulier lors de l'ouverture d'un circuit contaminé, des moyens de **confinement** dynamique ou statique sont mis en œuvre pour éviter la contamination volumique des lieux d'intervention,
- pour limiter la mise en suspension, les surfaces contaminées doivent, si cela est possible, être maintenues humides.

Exemple d'une « balise iode »



Affichage des consignes d'évacuation

Médiathèque EDF - J. Goldstein



3.3 RISQUE IODE

L'iode est créé par la fission à l'intérieur des crayons combustible. Il doit passer deux barrières, la gaine du combustible et le circuit primaire, pour être présent sous forme de gaz ou aérosol dans l'atmosphère de la zone contrôlée.

Le risque iode est présent :

- en cas de rupture de gaine (une rupture de faible taille peut induire un relâchement d'iode) avec le circuit primaire ouvert ou en présence d'une fuite,
- lors d'un accident de manutention du combustible usé sous eau (mais dans ce cas, le risque iode n'est pas le seul risque présent).

Les principales phases à risque de relâchement d'iode sont :

- l'ouverture du circuit primaire (événement cuve, pressuriseur ou couvercle de cuve),
- le séchage des générateurs de vapeur (GV) : l'iode a la propriété de se fixer sur les parois des tubes de GV et d'être relâché lors du séchage des tubes.

3.3.1 Moyens de détection

Il existe trois moyens de détection de l'iode dans l'atmosphère du bâtiment réacteur :

- les balises fixes du système de surveillance en continu de la radioprotection des travailleurs (système KRT). Elles ne sont efficaces que si la ventilation est en fonctionnement. En effet, la prise d'échantillon est unique, il faut donc que l'atmosphère soit homogène,
- les balises mobiles à placer au plus près des chantiers selon l'analyse de risque,
- les prélèvements sur filtre à charbon actif, puis le comptage de la radioactivité piégée dans le filtre.

3.3.2 Actions de prévention

- le suivi d'activité du fluide primaire en fonctionnement et au début de l'arrêt permet de détecter les ruptures de gaine du combustible,
- le moyen de prévention le plus sûr est la ventilation du bâtiment réacteur car tant que le renouvellement de l'air est assuré, l'atmosphère est homogène (pas ou peu de variation de concentration d'iode selon le lieu) et le niveau d'activité est maintenu à un niveau assez bas pour permettre de séjourner dans le BR,
- les pièges à iode, constitués de charbon actif, sont utilisés sur les appareils déprimogènes de chantier ou reliés au faux couvercle, si le niveau d'activité du circuit primaire a été supérieur à 50 MBq/t pendant le cycle,
- en cas de perte de la ventilation lors des phases à risque ou en cas de déclenchement d'une alarme, l'évacuation du bâtiment est initiée par les opérateurs depuis la salle de commande.

Critères pour le classement « à risque alpha »

| | |
|--------------------------------------|--|
| Tranche à risque alpha potentiel si: | activité alpha du circuit primaire > 1Bq/l ou accroissement de l'activité en lode 134 de 2000 MBq/t |
| Tranche à risque alpha confirmé si: | contamination surfacique de la paroi interne du circuit > 8 Bq/cm ² (mesurée à l'ouverture du circuit primaire) |
| Chantier à risque alpha confirmé si: | contamination surfacique de la paroi interne du circuit > 8 Bq/cm ² (mesurée sur chantier) |

Moyens de détection

DIRECT



Balise aérosol α et β



Sonde α

INDIRECT



Frottis et son comptage

MESURES EN DIFFÉRÉ

Mesures chimiques
Spectrométrie α

3.4 RISQUE ALPHA

Les particules **alpha** sont très peu pénétrantes et ne parcourent pas plus de 5 à 10 centimètres dans l'air. Elles sont arrêtées par la peau ou par n'importe quel écran de faible épaisseur. En revanche, elles sont fortement énergétiques et donc plus pénalisantes que le rayonnement gamma (γ) vis-à-vis de l'exposition interne.

Tranche à risque alpha :

Des émetteurs alpha sont présents dans le combustible irradié. En l'absence de rupture de gaine sérieuse, les émetteurs alpha ne se trouvent qu'à l'état de traces dans le fluide primaire. Il n'y a pas de risque pour les intervenants.

Les éventuelles ruptures de gaines sont détectées au cours de la campagne par les mesures radiochimiques.

Lors de l'arrêt de tranche, le risque alpha est confirmé en mesurant l'activité d'un frottis réalisé sur une paroi interne du circuit primaire à son ouverture.

Chantier à risque alpha :

Un chantier est à risque alpha si la tranche est à risque alpha et si l'activité nécessite l'ouverture du circuit primaire ou de l'un de ses auxiliaires. Pour confirmer le risque, un frottis est réalisé sur la paroi interne du circuit concerné dès son ouverture.

3.4.1 Moyens de détection

La détection des particules alpha est délicate du fait de leur faible parcours dans la matière. Toutefois, la contamination alpha est, en pratique, toujours associée à une contamination bêta et/ou gamma. Aussi, la surveillance de l'évolution de la contamination atmosphérique et/ou surfacique peut se faire grâce à une balise bêta. La présence d'émetteurs bêta alertera donc d'une éventuelle contamination atmosphérique alpha.

3.4.2 Modalités de prévention spécifiques au risque alpha

Il s'agit d'éviter l'exposition interne par l'utilisation des protections collectives (confinement dynamique par appareils déprimogènes ou confinement statique par des sas mis en dépression) et/ou par des protections individuelles (port de tenues étanches ventilées ou de heaumes). Les modalités d'utilisation sont les mêmes que pour se prémunir de la contamination bêta ou gamma. Pour les travaux abrasifs (meulage...), les protections individuelles doivent être portées même si la contamination surfacique alpha est $< 8 \text{ Bq/cm}^2$.

Les déchets en provenance de chantiers à risque alpha doivent être gérés spécifiquement en évitant le mélange avec les déchets non contaminés alpha. Les outillages sont décontaminés pour éviter de transférer la contamination vers une autre tranche.

Équipements pour accès BR en fonctionnement



Médiathèque EDF - J. Goldstein

Pour chaque intervenant :

- Équipements prescrits :
 - ⇒ dosimètre passif gamma (ex : film) individuel ;
 - ⇒ dosimètre électronique gamma individuel ;
 - ⇒ Appareil Respiratoire Isolant (ARI).
- Équipements complémentaires éventuels :
 - ⇒ dosimètre électronique neutron individuel ;
 - ⇒ lampe électrique.

Pour l'équipe d'intervention :

- Équipements prescrits :
 - ⇒ radiamètre gamma ;
 - ⇒ radiamètre neutron (Dineutron) ;
 - ⇒ oxygénomètre.
- Équipements complémentaires éventuels :
 - ⇒ liaison phonique.

3.5 ACCÈS DANS LE BÂTIMENT RÉACTEUR, TRANCHE EN PUISSANCE

Quand la tranche est en puissance, les risques existants dans le bâtiment réacteur sont différents de ceux à prendre en compte à l'arrêt. En matière de sécurité classique, les risques spécifiques sont ceux liés à la présence de circuits sous pression et de capacités contenant de l'azote. Les risques radiologiques spécifiques sont dus aux **neutrons** et à l'**azote 16** :

- Les neutrons : une partie infime des neutrons produits lors de la fission du combustible traverse la cuve et induit un risque radiologique dans le bâtiment réacteur, principalement dans les zones proches de la cuve. Des cartographies, réalisées lors du démarrage des tranches, sont disponibles. Ce risque disparaît dès l'arrêt du réacteur.
- Le rayonnement gamma provenant de l'activation de l'oxygène présent dans le fluide primaire : cette activation produit de l'azote 16 émettant des rayons gamma très énergétiques de 6,12 MeV. Les débits de dose induits sont de l'ordre de plusieurs dizaines de mSv/h à proximité des boucles, ce qui conduit à classer en « zone rouge » les locaux des tuyauteries primaires. L'azote 16 ayant une période radioactive très courte de 7,13 secondes, le risque disparaît presque instantanément après la convergence du réacteur.

3.5.1 Moyens de détection

- Pour les rayonnements gamma, les dosimètres actifs et passifs habituellement utilisés permettent d'évaluer le risque radiologique et les équivalents de dose.
- Pour les neutrons, des dosimètres spécifiques électroniques et individuels sont en cours de qualification. Dans cette attente, l'équivalent de dose est évalué pour l'équipe par le radiamètre neutron en position intégrateur.

Le risque radiologique d'exposition externe dans le bâtiment réacteur est fonction principalement de la puissance du réacteur. Des cartographies réalisées à différents niveaux de puissance renseignent sur le niveau du débit de dose ambiant en gamma et en neutron.

Toute entrée dans le bâtiment réacteur (BR) fait au préalable l'objet de mesure d'activité volumique.

La teneur en oxygène est mesurée afin de s'assurer qu'elle se situe largement au-dessus du seuil nécessitant l'évacuation. L'oxygénomètre génère une alarme pour une teneur en oxygène inférieure à 18 %.

Sas d'accès du bâtiment réacteur (centrale de Belleville sur Loire)



Médiathèque EDF - J. Goldstein

3.5.2 Actions de prévention liées à une intervention

L'accès en fonctionnement est restreint (procédure d'autorisation spéciale) et le nombre d'intervenants limité à une « sassée » (nombre de personnes pouvant utiliser le sas en une fois).

Les interventions dans le bâtiment réacteur doivent être justifiées. Elles sont motivées par un impératif de sûreté ou par une mission technique parfaitement définie.

Préparation de l'intervention

Il est recommandé que toute intervention fasse l'objet d'une analyse des risques s'appuyant sur le « guide d'analyse des risques rencontrés lors des accès dans le bâtiment réacteur ».

- prévoir deux gardiens de sas formés aux manœuvres de sas,
- choisir le sas d'accès le plus proche de l'intervention,
- les interventions en dehors de la zone annulaire (de faible débit de dose) font l'objet d'une évaluation prévisionnelle de la dose en particulier de la composante neutron,
- étudier le parcours afin de limiter les expositions,
- répéter si nécessaire les gestes à accomplir afin d'apprécier si le port de l'Appareil Respiratoire Isolant (ARI) ou d'autres équipements peut être gênant,
- prévoir si nécessaire des moyens de communication, des photos ou des vidéos afin de limiter le temps d'exposition.

Préalables à l'intervention

- la puissance du réacteur est stabilisée pendant toute la durée de l'intervention,
- les essais périodiques ou autres manœuvres d'exploitation susceptibles d'avoir une influence sur la charge sont reportés,
- l'intervention est réalisée par une seule équipe dont les intervenants restent regroupés géographiquement,
- un essai global de manœuvrabilité des sas est fait et les sas sont positionnés correctement, les liaisons phoniques et les alarmes sont testées.

Réalisation de l'intervention

- un contrôle de l'atmosphère du bâtiment réacteur permet de déterminer si l'on doit porter les protections respiratoires ou simplement les avoir à disposition,
- l'intervention est suivie par un technicien radioprotection.



Chapitre

4

- ...  **4 SUIVI MÉDICAL ET DOSIMÉTRIQUE DES TRAVAILLEURS EXPOSÉS**
 - ...  **4.1** Surveillance médicale spéciale (SMS)
 - ...  **4.2** Surveillance de l'exposition individuelle
 - ...  **4.3** Surveillance de l'exposition du personnel féminin
 - ...  **4.4** Expositions exceptionnelles

Modalités pratiques de la Surveillance Médicale Spéciale

| | Catégorie A | Catégorie B |
|---|---|-------------|
| Modalités de classement des travailleurs | Travailleur dont les conditions habituelles de travail sont susceptibles d'entraîner une exposition : < 20 mSv sur 12 mois consécutifs < 6 mSv sur 12 mois consécutifs Zones orange et rouge interdites aux travailleurs précaires ¹ | |
| Visites médicales | Au moins une fois par an | |
| Dosimétrie passive | Nominative à développement mensuel Sauf dérogations après accord de l'IRSN | |
| Dosimétrie active | Oui si entrée en zone contrôlée | |
| Examens anthropogammamétriques et radiotoxicologiques | Sur prescription médicale avec une périodicité fonction du risque. Un contrôle anthropogammamétrique en début et en fin de chantier est recommandé pour les prestataires non permanents. | |
| Bilan biologique | Défini par le médecin du travail | |
| Traçabilité de la SMS | Dossier médical spécial Carte de suivi médical Fiche d'exposition Attestation d'exposition | |
| Exposition sous autorisation spéciale ² | Oui | Non |
| Exposition d'urgence ² | Oui si volontaire | Non |

1 - Accès interdit pour les intervenants CDD, intérimaires, sous contrat à durée de chantier dont l'ancienneté dans l'entreprise est inférieure à 6 mois.

2 - Avec des limites d'exposition spécifiques, voir paragraphe 4.4 « Expositions exceptionnelles ».

4.1 SURVEILLANCE MÉDICALE SPÉCIALE (SMS)

4.1.1 Exigences réglementaires

Tout travailleur intervenant en zone contrôlée et exposé professionnellement aux risques dus aux rayonnements ionisants, est soumis à une **surveillance médicale spéciale** (SMS) dont les modalités sont fonction de l'exposition : nature, fréquence, niveau...

Les objectifs de cette surveillance médicale et dosimétrique sont :

- de veiller au respect des limites d'exposition,
- de veiller à l'état de santé des travailleurs, dans le cadre des principes généraux de la médecine du travail,
- de déceler toute contre-indication médicale à l'affectation ou au maintien à un poste exposé aux rayonnements ionisants,
- de prévenir et de dépister toute affection susceptible d'être en relation avec une exposition aux rayonnements ionisants,
- d'effectuer un bilan après toute exposition supérieure aux limites réglementaires,
- d'apprécier l'aptitude avant une exposition exceptionnelle concertée.

Ce suivi médical requiert une bonne connaissance des modalités d'exposition aux rayonnements ionisants et du contexte réglementaire dans lequel elles s'inscrivent.

Aucun travailleur ne peut être classé en catégorie A ou B si les avis médicaux s'y opposent.

A ce titre, une carte individuelle de suivi médical lui est attribuée.




Surveillance Médicale Spéciale

La SMS est assurée par des médecins du travail (MT) justifiant d'une formation spécifique (Arrêté du 28/05/97)

Personnel EDF

~ 60 MT EDF

Cas particulier ETT



MT ETT pour l'aptitude classique + MT EI ou MT EDF pour la SMS


Personnel des entreprises intervenantes

Services de santé au travail Inter Entreprises

90 % des services habilités « nucléaire »

10 % des services non habilités « nucléaire »


Suivi des salariés réalisé par un seul médecin formé et habilité (≈ 120 MT EI)


Suivi des salariés réalisé par deux médecins :
- MT EI pour l'aptitude classique
- MT EDF pour la SMS

Dans tous les cas, la surveillance et le bilan de toute exposition interne sont de la responsabilité du médecin du travail du CNPE

SMS : surveillance médicale spéciale

MT EDF : médecin du travail EDF

MT EI : médecin du travail des entreprises intervenantes

ETT : entreprises de travail temporaire

MT ETT : médecin du travail des entreprises de travail temporaire

4.1.2 Aspects médicaux

Le médecin du travail s'attachera plus particulièrement à :

- apprécier les éléments des antécédents médicaux, en particulier certaines affections héréditaires et cancéreuses,
- rechercher les atteintes d'ordre hématologique et ophtalmologique,
- dépister les affections pouvant entraîner une augmentation de la dose délivrée en exposition interne :
 - ⇒ rétention des radionucléides au niveau des voies respiratoires,
 - ⇒ pénétration plus importante des contaminants au niveau de la peau, des voies digestives (barrière intestinale), ou ORL (nez, gorge, oreilles),
 - ⇒ ralentissement de l'élimination hépatique et rénale,
 - ⇒ difficultés de décontamination de la peau ou des oreilles.

Il faut souligner l'importance du bilan médical préalable au classement en catégorie A ou B.

La périodicité et la nature des examens complémentaires sont laissées au choix du médecin du travail.

La périodicité des **visites médicales** est, quant à elle, réglementairement fixée à au moins une fois par an.



Fiche dosimétrique

Fiche Dosimétrique

AGENT

Nom : K..... Prénom : Bernard Sexe : M NNI :

DateNaiss: 22/06/53 Dates Tère Affectation

Elt. Gest : DAMST CodeCatégorie : A EDF : 01/01/1982 Carrière : 01/01/1982

DOSIMETRIE

Période 06 96

| Exposition | Valeur | Nbre | 3mois | 12mois | 60mois | Carrière EDF | Carrière Totale |
|--------------|----------------------|------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| Gamma C.E. | <input type="text"/> | 0 | 5,40 | 9.60 | 9.60 | 63.00 | 63.00 |
| Exp. Interne | <input type="text"/> | 0 | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> |
| Neutron | <input type="text"/> | 0 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 3.00 | 3.00 |
| Peau | <input type="text"/> | 0 | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> |
| X | <input type="text"/> | 0 | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> |
| TOTAL | <input type="text"/> | 0 | 6.40 | 10.60 | 10.60 | 66.00 | 66.00 |
| GammaExtr. | <input type="text"/> | 0 | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> | <input type="text"/> |

R et

dose mois : dose comptabilisée sur une période d'un mois calendaire

dose 3 mois : doses mensuelles cumulées sur une période de 3 mois

dose 12 mois : doses mensuelles cumulées sur une période de 12 mois « glissants »
(à laquelle s'applique la limite réglementaire)

dose 60 mois : doses mensuelles cumulées sur une période de 60 mois

dose carrière : doses annuelles cumulées sur l'ensemble de la carrière
(période d'exposition aux rayonnements ionisants)

Pour connaître son historique de dose, tout intervenant peut s'adresser au Service de Santé du travail auquel il est rattaché.

4.1.3 Restitutions dosimétriques

Sur le plan médical, en dehors de circonstances accidentelles, les données les plus importantes concernant l'exposition professionnelle étalée dans le temps sont les **doses cumulées**: la dose annuelle (pour vérifier le respect des limites réglementaires) et la dose carrière.

Les doses sont enregistrées dans des applications informatiques et transmises à l'Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN) qui les conservera dans le Système d'Information de la Surveillance de l'Exposition aux Rayonnements Ionisants (SISERI).

Les doses sont comptabilisées de la manière suivante:

- **dosimétrie passive**: la dose cumulée sur une période d'un mois est enregistrée dès lors qu'elle est supérieure à 0,2 mSv*,
- **dosimétrie active**: la dose cumulée au cours du séjour en zone contrôlée est enregistrée à la sortie dès lors qu'elle est supérieure à 1 µSv*,
- **exposition interne**: lorsque l'évaluation de dose engagée atteint ou dépasse le seuil de 0,5 mSv de dose efficace*, cette dose est comptabilisée dans le cumul dosimétrique du salarié pour l'année de l'exposition,
- **contamination externe**: lorsque l'évaluation de la « dose équivalente à la peau » atteint ou dépasse le seuil de 50 mSv*, soit le 1/10^{ème} de la limite annuelle, cette dose est enregistrée. La contribution de la « dose équivalente à la peau » à la « dose efficace corps entier » est de 1 %. Elle est comptabilisée dans le cumul dosimétrique du salarié pour l'année de la contamination.

En cas d'écart entre les résultats de la dosimétrie passive et de la dosimétrie active, une enquête est réalisée par le médecin du travail et la personne compétente en radioprotection.

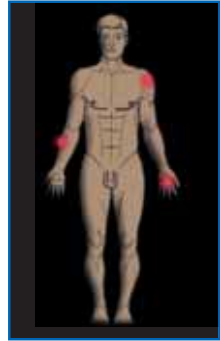
Tous les dossiers de mesure d'exposition interne et de contamination externe sont conservés dans le dossier médical, même si les doses sont inférieures aux seuils d'enregistrement et pendant 50 ans à partir de la cessation d'activité professionnelle.

* toute dose inférieure est considérée comme nulle.



Dose efficace = exposition externe + exposition interne

OMIRIS - Calliscope



Moyens
de
mesure

Exposition externe

Dosimètres
passifs et actifs

Exposition interne

Mesures
anthropogammamétriques
Examens
radiotoxicologiques

Contamination
externe

Mesure par MIP 10,
frottis cutané...

LIMITES (pour les travailleurs de catégorie A)

- | | |
|---------------------------------------|-------------------|
| <input type="checkbox"/> Corps entier | 20 mSv / 12 mois* |
| <input type="checkbox"/> Extrémités | 500 mSv |
| <input type="checkbox"/> Peau | 500 mSv |
| <input type="checkbox"/> Cristallin | 150 mSv |

* 35 mSv / 12 mois jusqu'en mars 2005.

4.2 SURVEILLANCE DE L'EXPOSITION INDIVIDUELLE

4.2.1 Notions de base

La surveillance de l'exposition individuelle se fait par l'intermédiaire de mesures des expositions externe et interne.

On parle d'**exposition externe** quand la source de rayonnements est à distance de l'organisme.

L'exposition externe est mesurée à l'aide de dosimètres qui peuvent être de deux types : passifs ou actifs.

En cas de risque d'exposition externe, les balises d'ambiance, le clignotement et l'affichage du dosimètre opérationnel donnent l'alerte.

On parle d'**exposition interne** quand le radionucléide a pénétré à l'intérieur de l'organisme par voie respiratoire, digestive ou par l'intermédiaire d'une blessure.

L'exposition interne est évaluée à partir des mesures anthropogammamétriques et des mesures radiotoxicologiques sur prélèvements biologiques (urines, selles...).

On suspecte une exposition interne en cas de déclenchement des portiques de contrôle ou après un incident d'aspersion d'eau ou de dispersion de particules radioactives.

Les intervenants non affectés à un site nucléaire doivent passer un contrôle anthropogammamétrique à l'arrivée et au départ du site.

On parle de **contamination externe** lorsque la source est à l'extérieur de l'organisme, et au contact de la peau.

La contamination externe est mesurée avec un compteur externe : MIP 10, anthropogammamétrie ciblée sur la zone contaminée, frottis cutané...

On suspecte une contamination externe, en cas de déclenchement des portiques de contrôle ou suite à la détection d'effets personnels ou de tenues contaminés.



Appareils de mesure de l'exposition externe

ZS

Entrée ZC

ZC

Sortie ZC



Film



Badge
Code Chantier



OSL

Dosimètres
passifs

Dosimètre γ
Passif
et actif



Dosimètres Neutrons
Dosimètre Saphydose-n
à bulles



Dosimètres extrémités



Enregistrement
des données
dosimétriques

Photos: Médiathèque EDF - G. Loucel
M. Gonin (SCAST)

4.2.2 Surveillance de l'exposition externe

APPAREILS DE MESURE

Le **dosimètre passif** est fourni par l'employeur du travailleur.

Le **dosimètre actif** est fourni par EDF à tout travailleur pénétrant en zone contrôlée.

Cependant, pour les chantiers de radiographie industrielle situés en dehors de la zone contrôlée permanente, le dosimètre actif est fourni par l'employeur prestataire.

A EDF, les dosimètres passifs et actifs sont choisis pour mesurer les émetteurs gamma.

En fonction de l'analyse de risques effectuée par le service compétent, de la nature des travaux exécutés et après concertation avec le médecin du travail, des dosimètres complémentaires peuvent être nécessaires :

- ⇒ **dosimètre bêta** pour la mesure des rayonnements bêta ; par exemple pour le tri de déchets, la robinetterie...
- ⇒ **dosimètre neutrons** pour la détection des neutrons ; par exemple pour la réception et l'évacuation de combustible, les locaux déclarés à risque neutron par le service compétent...
- ⇒ **dosimètres extrémités** pour les expositions externes localisées des extrémités (poignet ou doigt) ; par exemple pour les manipulations en boîtes à gants, le tri de déchets...



Exemple de dossier de suivi prévisionnel



| | Dose/mois (mSv) | Dose 12 mois (mSv) |
|---------|-----------------|--------------------|
| 04/2003 | 0,3 | 5,8 |
| 05/2003 | 5,1 | 10,9 |
| 06/2003 | 2,7 | 13,6 |
| 07/2003 | 0,2 | 13,8 |
| 08/2003 | 0,5 | 14,3 |
| 09/2003 | 0,2 | 14,5 |
| 10/2003 | 1,4 | 15,9 |
| 11/2003 | 0,6 | 16,5 |

| | Dose/mois | Dose 12 mois |
|---------|-----------|--------------|
| 12/2003 | 1 | 15,1 |
| 01/2004 | 1 | 16,1 |
| 02/2004 | 1 | 16,1 |
| 03/2004 | 1 | 15 |
| 04/2004 | 1 | 15,7 |
| 05/2004 | 1 | 11,6 |
| 06/2004 | 1 | 9,9 |
| 07/2004 | 1 | 10,7 |
| 08/2004 | 1 | 11,2 |
| 09/2004 | 1 | 12 |
| 10/2004 | 1 | 11,6 |
| 11/2004 | 1 | 12 |
| 12/2004 | 1 | 12 |

Suite au dépassement du seuil d'alerte local de 16 mSv sur 12 mois, une limite de dose à 1 mSv par mois est instaurée.

4.2.2 Surveillance de l'exposition externe (suite)

SUIVI DOSIMÉTRIQUE

Le résultat du dosimètre passif parvient dans les deux mois suivant le mois de port du dosimètre.

Tous les mois, les résultats des dosimètres passifs sont comparés aux résultats des dosimètres actifs.

En cas de discordance des résultats, une enquête conjointe est menée par le service compétent en radioprotection et le médecin du travail.

Lorsque le résultat des mesures du dosimètre actif paraît anormalement élevé, le développement du dosimètre passif est demandé en urgence.

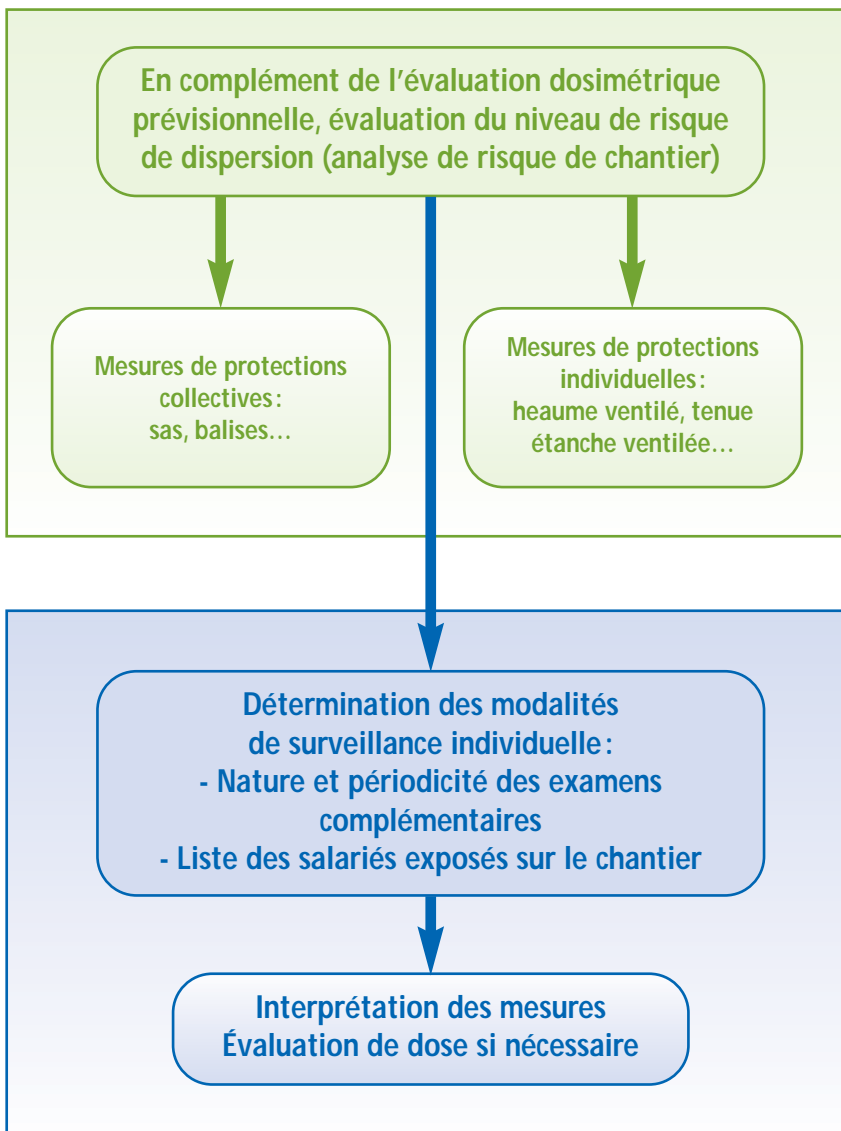
Le résultat est disponible dans ce cas en 24 heures.

Le suivi du cumul dosimétrique mensuel et annuel est assuré pour tous les personnels EDF et des entreprises intervenantes par une application informatique EDF appelé DOSINAT qui permet :

- de déclencher les actions prévues lors de l'atteinte des **seuils d'alerte locaux** (16 mSv sur 12 mois) **et nationaux** (18 mSv sur 12 mois) et d'alerter les employeurs des personnes intérimaires ou sous contrat à durée déterminée dont la dose sur les 4 dernières semaines est supérieure ou égale à 3 mSv (aide au suivi du prorata temporis*),
- d'établir des **dossiers prévisionnels** de dose en cas de dépassement des seuils d'alerte pour ramener, en quelques mois, la dosimétrie au-dessous de 18 mSv sur 12 mois en impliquant tous les acteurs : employeurs, services de radioprotection et médecins du travail d'EDF et des entreprises intervenantes,
- **d'établir des statistiques nationales** de dosimétrie par tranche de doses et par métier pour ensuite développer des actions de réduction dosimétrique (principe ALARA) pour les métiers et activités présentant un risque d'exposition plus élevé.

* prorata temporis : l'exposition cumulée au cours du contrat ne peut dépasser un seuil de dose égal à la valeur limite annuelle rapportée à la durée du contrat (voir paragraphe A2.3).

Modalités de suivi de l'exposition interne



4.2.3 Surveillance de l'exposition interne

MODALITÉS DE SURVEILLANCE

La mise en place du suivi de l'**exposition interne** dépend de l'analyse des risques effectuée par les métiers concernés, les personnes compétentes en radioprotection et le médecin du travail. Elle tient compte des éléments suivants :

- ⇒ nature et niveau de risque du chantier,
- ⇒ conditions d'exposition au poste de travail et caractéristiques physico-chimiques des radionucléides,
- ⇒ indicateurs d'alerte (balises, portiques...) et équipements de protection individuelle,
- ⇒ capacités de détection des appareils de mesures,
- ⇒ niveaux de rétention et d'élimination attendus par rapport au niveau de surveillance souhaité,
- ⇒ incertitude acceptable par rapport à la date d'incorporation de la contamination par les intervenants.

Trois modalités de surveillance peuvent être mises en place :

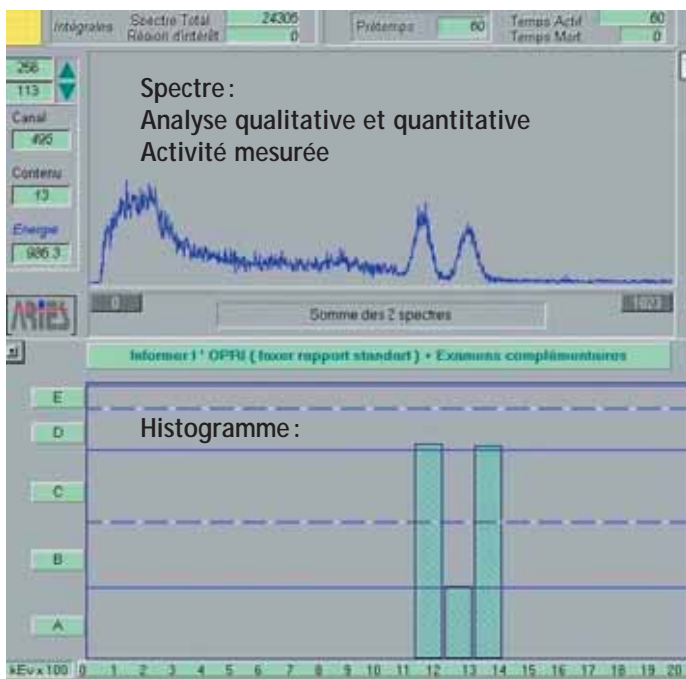
- systématique : par exemple en début et fin de chantier,
- suite à incident : par exemple déclenchement de portique ou de balise,
- suivi spécifique de chantier : par exemple risque iode, tritium ou alpha.

L'interprétation des mesures ne peut pas reposer sur un seul résultat isolé. Les mesures doivent être répétées dans le temps et doivent être de nature différente.

Elles sont complémentaires.

L'évaluation de la dose en exposition interne tient compte de la confrontation des résultats des différentes mesures et de leur cohérence.

Histogramme de dépistage - Interprétation de l'activité mesurée



Médiathèque EDF - C. Cloutat

Anthropogammamètre

4.2.3 Surveillance de l'exposition interne (suite)

MESURES ANTHROPOGAMMAMÉTRIQUES

La surveillance de l'exposition interne est de la responsabilité du médecin du travail de la centrale nucléaire.

Elle est effectuée par un appareil nommé **anthropogammamètre** qui permet la détection et l'identification des émetteurs gamma (γ) présents à l'intérieur du corps humain.

Toute contamination externe ou vestimentaire perturbe les résultats de l'examen. Une deuxième mesure effectuée sur la personne douchée et vêtue d'une tenue papier permet de confirmer la réalité de la contamination interne.

Cet examen permet de juger de l'importance potentielle de la contamination et de l'utilité d'enclencher des examens complémentaires.

La réponse est donnée sous deux formes :

- le spectre : il permet une quantification de l'activité présente dans l'organisme et une identification des radionucléides,
- l'histogramme de dépistage : il donne un signal d'alerte dépendant de la radiotoxicité des radionucléides. Son mode de calcul a été conçu en accord avec l'Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN). Le résultat est exprimé sous forme codifiée (RAS* - A - B - C - D - E). Ce résultat est l'expression semi-quantitative du niveau de l'exposition interne depuis la limite de détection (niveau A) jusqu'aux niveaux D et E pouvant nécessiter la prescription d'examens complémentaires.

Le seuil d'alerte est atteint quand la dose estimée à partir de la première mesure est susceptible d'atteindre ou de dépasser 0,5 mSv (dose efficace corps entier).

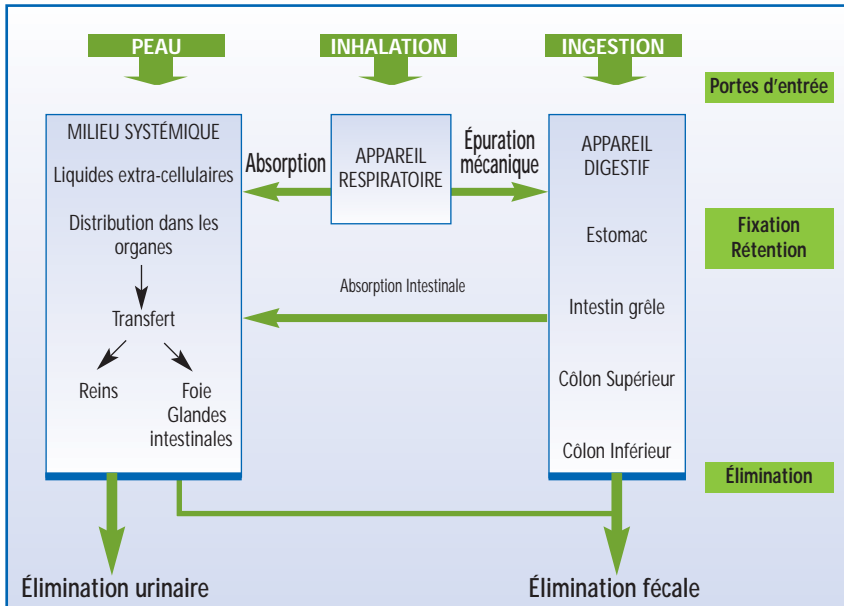
Quand l'alerte est déclenchée, des examens complémentaires peuvent être prescrits par le médecin du travail et en parallèle une enquête radioprotection est initiée. L'IRSN est informé.

Le résultat codifié (RAS - A - B - C - D - E) des mesures est inscrit sur le **carnet d'examens anthropogammamétriques**, lui-même rangé dans le **carnet d'accès**. Ce document confidentiel doit rester en possession du salarié et être présenté aux médecins du travail qui assurent le suivi médical et dosimétrique.

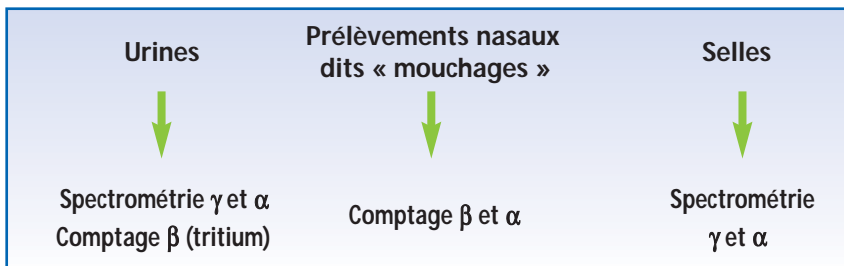
Suite à une exposition, en cas de prise en charge par le Service de Santé au travail, les données recueillies sont inscrites dans le registre de décontamination et dans le dossier médical spécial du salarié.

*RAS: Rien A Signaler.

Mécanisme de l'exposition interne



Prélèvements biologiques



4.2.3 Surveillance de l'exposition interne (suite)

MESURES RADIOTOXICOLOGIQUES

En complément des mesures anthropogammamétriques ou pour rechercher une exposition interne par émetteurs α ou β , les **analyses radiotoxicologiques** permettent de confirmer le niveau d'incorporation initial, de suivre l'élimination naturelle ou provoquée des radionucléides.

Dans les **prélèvements biologiques** (urines, selles...), on pourra rechercher les émetteurs γ , β et α .

L'identification et la quantification des radionucléides présents dans l'organisme permet d'évaluer la dose délivrée dans le temps.

Cas particulier du suivi par « mouchages »

C'est un suivi opérationnel mis en place sur les chantiers déclarés à risque α par le service compétent en radioprotection.

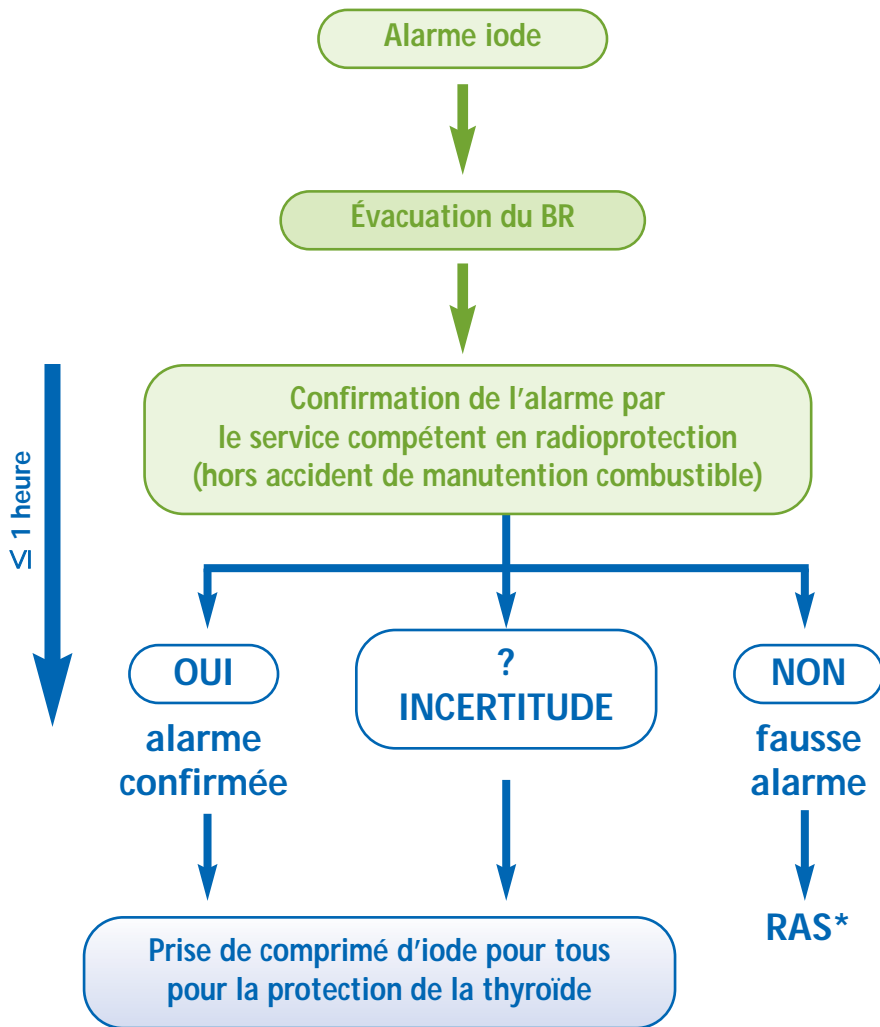
Il a pour objectif d'alerter sur le risque d'exposition interne aux émetteurs α (qui ne peuvent pas être détectés par la mesure anthropogammamétrique).

Le mouchage est un indicateur de présence de particules radioactives au niveau du nez.

Il ne permet pas de préjuger d'une réelle exposition interne, ni d'effectuer une évaluation de dose.

Des examens complémentaires de selles à la recherche d'émetteurs α peuvent être prescrits.

Conduite à tenir en cas de déclenchement d'une alarme iode dans le BR



*RAS: Rien A Signaler.

4.2.3 Surveillance de l'exposition interne (suite)

SURVEILLANCE DU RISQUE SPÉCIFIQUE IODE

L'analyse de risques permet d'identifier les opérations ou chantiers pour lesquels un risque spécifique de relargage d'**iode radioactif** a été identifié, par exemple :

- présence de rupture de gaine au cours de la campagne,
- changement des pièges à iode,
- accident de manutention de combustible dans le bâtiment réacteur ou le bâtiment combustible,
- évacuation du bâtiment réacteur suite à alarme iode,
- ouvertures de circuits ou de la cuve,
- opérations sur les générateurs de vapeur.

Pour ces chantiers, des mesures spécifiques de surveillance peuvent être instaurées, par exemple par l'installation de balises iode mobiles.

Un suivi médical particulier est également instauré. Il consiste en la recommandation de mesures anthropogammamétriques à périodicité rapprochée pendant la durée du chantier : journalières, hebdomadaires, au milieu et en fin de chantier.

En cas de détection d'iode à l'examen anthropogammamétrique, un traitement à base d'iode stable et des examens urinaires à la recherche de présence d'iode radioactif peuvent être prescrits.



Salle de décontamination



P. Costemalle - CNPE de Chooz.

Décontamination au niveau de la tête au Service de Santé au Travail du CNPE de Chooz.

4.2.3 Surveillance de l'exposition interne (suite)

TRAITEMENTS MÉDICAMENTEUX

Utilisés en post-incidentel pour limiter la dose efficace engagée, les traitements disponibles reposent sur différents produits spécifiques ou non des radionucléides concernés.

Les traitements non spécifiques visent à accélérer l'élimination naturelle du radionucléide : lavage, accélérateurs du transit intestinal, diurétiques, fluidifiants bronchiques...

Les **traitements spécifiques** sont destinés à piéger certains radionucléides et à empêcher leur diffusion.

La **chélation** consiste à administrer une molécule qui capture le radiocontaminant et l'entraîne avec lui lors de son élimination. Le piégeage a lieu dans le milieu extra-cellulaire.

Un exemple est l'acide **Diéthylène Triamine Penta Acétique (DTPA)**, chélateur pour le traitement des contaminations par le plutonium et en général pour tous les transuraniens.

La **dilution isotopique** consiste à apporter de façon importante un isotope non radioactif du radiocontaminant. L'augmentation de l'élimination concernera aussi le radiocontaminant.

Un exemple est l'apport d'eau (boire beaucoup) en cas de contamination par l'eau tritiée.

La **saturation** fait appel à l'apport massif de l'isotope stable.

L'exemple est l'apport d'**iode** stable en cas de contamination par des iodes radioactifs et destiné à saturer la glande thyroïde.



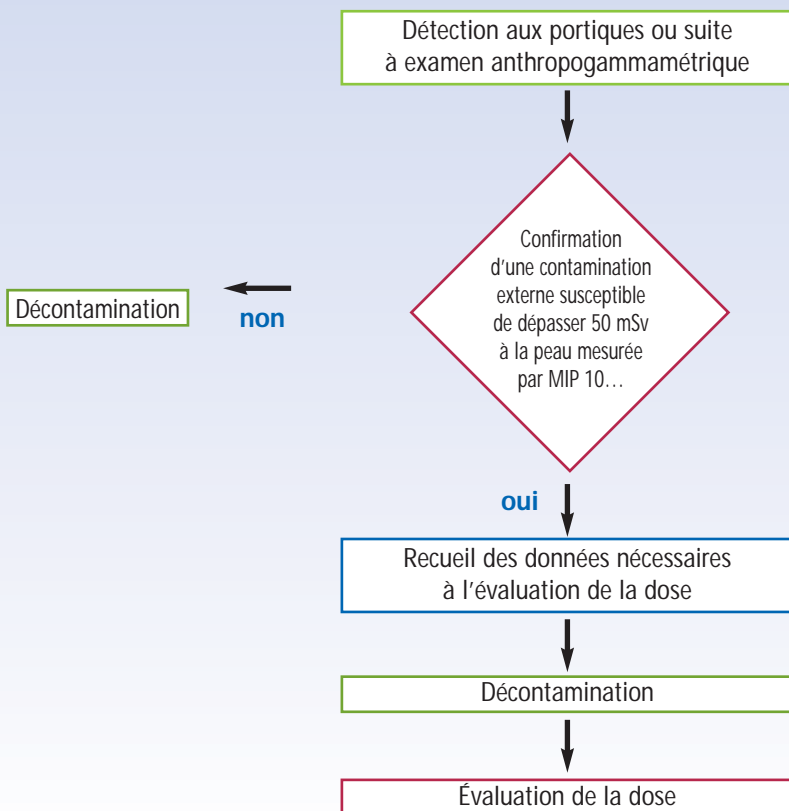
Exigences réglementaires pour la contamination externe

Pour la peau, l'exposition reçue au cours de douze mois consécutifs ne doit pas dépasser 500 mSv.

Cette limite s'applique à la dose moyenne sur toute surface de 1 cm², quelle que soit la surface exposée.

Le niveau d'enregistrement de la dose équivalente à la peau est fixé au 1/10ème de la limite annuelle, soit 50 mSv de dose équivalente à la peau.

Conduite à tenir en cas de détection d'une contamination externe



4.2.4 Surveillance de la contamination externe

Un premier contrôle systématique de la contamination externe est effectué par les portiques C2.

Celle-ci peut également être détectée au niveau du portique C3 ou à l'examen anthropogammamétrique.

La confirmation de l'existence d'une contamination externe sera donnée par des mesures à l'aide d'un appareil portatif de détection externe, par exemple MIP 10, sélectra...



M. Vernier - LAM

Contrôle avec le MIP 10

Dans ce cas, l'évaluation de la dose reçue au niveau de la peau est effectuée au service médical.

Pour cela il est nécessaire d'effectuer une identification et une quantification des radionucléides présents sur la peau: mesures directes et frottis cutanés.



M. Vernier - LAM

Frottis cutané



M. Vernier - LAM

Spectrométrie ciblée
sur la zone contaminée

Les mesures ne doivent pas retarder la décontamination.

Brochure d'Information



Limites d'exposition pendant la grossesse et l'allaitement

Dès que la grossesse est déclarée, la limite de dose retenue pour le fœtus est de 1 mSv pour la durée de la grossesse.

Pendant la durée de l'allaitement, tout risque d'exposition interne doit être écarté.

Les expositions exceptionnelles sont interdites.

4.3 SURVEILLANCE DE L'EXPOSITION DU PERSONNEL FÉMININ

LE MÉDECIN DU TRAVAIL :

- informe des risques relatifs à l'exposition aux rayonnements ionisants,
- favorise une déclaration de grossesse la plus précoce possible.

Le médecin du travail peut être amené à proposer un aménagement du poste de travail pendant toute la durée de la grossesse.



L'EMPLOYEUR :

- garantit le respect de la limite de dose de 1 mSv au fœtus,
- prend en compte les demandes d'adaptation de poste pour le **personnel féminin** exposé aux rayonnements ionisants.

EXPOSITION MÉDICALE

Tout comme on doit avertir préalablement le médecin du travail d'une **grossesse** en cours, il est tout aussi important d'en informer également le médecin traitant ou le radiologue avant la réalisation d'un examen radiologique.

Limites d'exposition et niveaux de référence

Situation normale de travail

limite de 20 mSv sur 12 mois consécutifs

Exposition sous autorisation spéciale

limite de 40 mSv sur 12 mois consécutifs

Exposition professionnelle d'urgence

Groupe I - Personnels formant les équipes spéciales d'intervention technique, médicale ou sanitaire préalablement constituées pour faire face à une situation d'urgence radiologique.

100 mSv pour la durée de la mission



300 mSv dépassement autorisé pour sauver des vies humaines

Groupe II – Personnels n'appartenant pas aux équipes spéciales, intervenant au titre des missions relevant de leur compétence, avec une limitation de dose à 10 mSv.

Rôle du médecin du travail en cas d'expositions exceptionnelles

Avant l'exposition

- formule son avis médical,
- assure l'information du personnel sur le risque associé à une exposition aux rayonnements ionisants.

Après l'exposition

- prend toute disposition qu'il estime nécessaire pour procéder ou faire procéder à l'évaluation dosimétrique,
- assure le suivi médical et la limitation des expositions ultérieures.

4.4 EXPOSITIONS EXCEPTIONNELLES

EXPOSITION SOUS AUTORISATION SPÉCIALE

L'exposition sous autorisation spéciale doit :

- être préalablement justifiée par le chef d'établissement en collaboration avec l'employeur lorsque celui-ci n'est pas le chef d'établissement,
- être programmée avec la collaboration de la personne compétente en radioprotection et après avis du médecin du travail et du Comité d'Hygiène et de Sécurité et des Conditions de Travail (CHSCT),
- faire l'objet d'une planification précisant les plafonds de doses prévisibles et le calendrier des travaux.

L'opération nécessite l'accord préalable de l'inspecteur du travail qui prend avis auprès de l'Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire.

EXPOSITION PROFESSIONNELLE D'URGENCE

Il s'agit de l'exposition de travailleurs volontaires participant à une intervention pour porter secours à des personnes en danger ou, dans le cadre d'une **situation d'urgence radiologique**, pour prévenir l'exposition d'un grand nombre de personnes.

TRAVAILLEURS SUSCEPTIBLES D'ÊTRE EXPOSÉS

Les expositions sous autorisation spéciale et les expositions professionnelles d'urgence ne peuvent être pratiquées que par les travailleurs remplissant l'ensemble des conditions suivantes :

- être travailleur de catégorie A,
- être inscrit sur une liste préalablement établie à cet effet,
- avoir reçu une information appropriée sur les risques et les précautions à prendre au cours de l'opération,
- ne pas avoir dans les douze mois qui précèdent une exposition supérieure à l'une des valeurs limites annuelles fixées à l'article R 231-76 du code du travail,
- ne pas présenter d'aptitude médicale.

En outre, pour l'exposition professionnelle d'urgence, le travailleur doit être volontaire au moment de l'intervention et disposer des moyens de dosimétrie individuelle adaptés à la situation.





Chapitre

5



5

...  **5 MOYENS DE MESURE
EN RADIOPROTECTION**






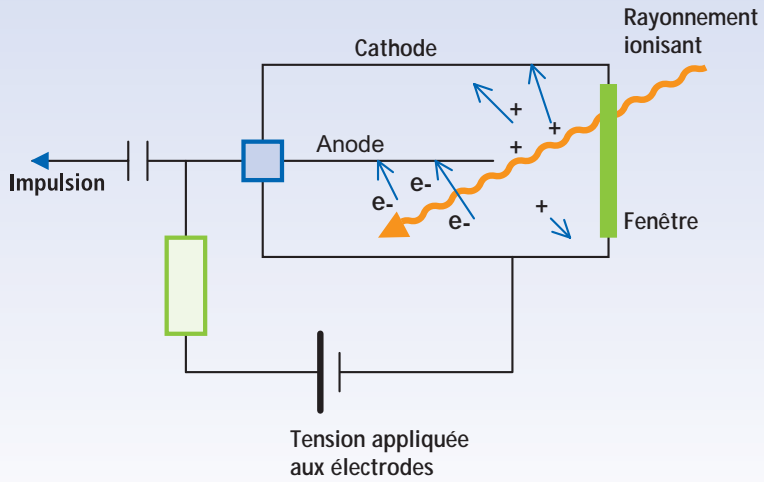
- ...  **5.1** Principes de détection des rayonnements ionisants
- ...  **5.2** Surveillance continue de l'installation
- ...  **5.3** Surveillance de l'ambiance des zones de travail
- ...  **5.4** Surveillance de la contamination des personnels sortant de zone contrôlée
- ...  **5.5** Suivi de la dose individuelle

Schéma d'un détecteur à ionisation de gaz



5.1 PRINCIPES DE DÉTECTION DES RAYONNEMENTS IONISANTS

La détection des rayonnements ionisants est fondée sur leur interaction avec différents milieux (gazeux, liquides ou solides). Les rayonnements interagissent avec la matière en cédant tout ou partie de leur énergie, ce qui se traduit par des effets qui peuvent être enregistrés et comptabilisés.

On distingue les rayonnements directement ionisants (bêta, alpha), constitués de particules chargées, et les rayonnements indirectement ionisants (gamma, neutrons) qui ne portent pas de charge électrique. Dans ce dernier cas, on fait en sorte que leur interaction avec la matière conduise à la mise en mouvement de particules chargées et qui sont alors détectées. Les principes de détection varient selon les types de **détecteurs**, qui sont eux-mêmes conçus pour répondre au mieux à telle ou telle utilisation particulière.

5.1.1 Détecteurs à ionisation de gaz

Lorsqu'une particule traverse un milieu gazeux, elle perd de l'énergie en ionisant le gaz sur son parcours. En d'autres termes, elle libère un grand nombre de paires d'ions (gaz chargé négativement et positivement, électrons libres) qui migrent respectivement vers l'anode et la cathode.

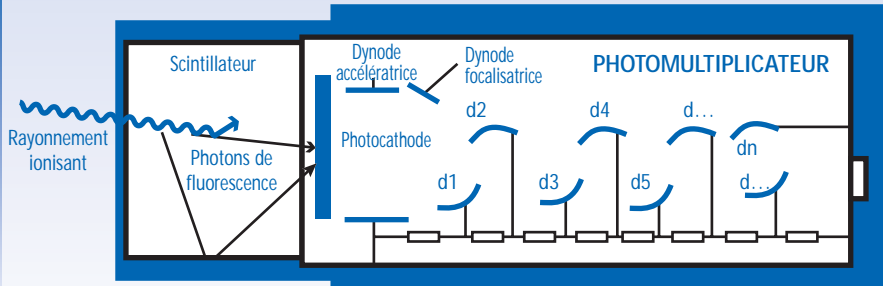
La collecte de ces charges produit une impulsion de tension mesurable et proportionnelle à l'intensité du rayonnement.

En fonction de la tension appliquée entre les électrodes, le nombre de paires d'ions créées varie et, avec elle, l'amplitude de l'impulsion. Ceci mène à plusieurs régimes de fonctionnement des détecteurs à ionisation de gaz.

On y associe différents types de détecteurs :

- chambre d'ionisation,
- compteur proportionnel, par exemple le portique C2, les débitmètres neutrons,
- compteur Geiger-Müller (GM), utilisé dans de nombreux débitmètres gamma portatifs et dans les dosimètres électroniques « ancienne » génération.

Schéma d'un détecteur à scintillation



Portique C3



Médiathèque EDF - J. Goldstein

5.1.2 Détecteurs à scintillation

A l'intérieur du scintillateur, le rayonnement ionisant est converti en rayonnement lumineux. La photo-cathode puis le photomultiplicateur qui sont tous deux associés au scintillateur permettent de transformer l'énergie lumineuse en électrons puis de les multiplier à l'aide de dynodes. L'anode recueille les électrons, équivalents à un signal électrique qui est traité en tant qu'impulsion de tension.

Il existe plusieurs sortes de scintillateurs :

- scintillateur NaI (iodure de sodium) : usage limité à la détection des gamma, cas des portiques C1, par exemple,
- scintillateur plastique : solution de composés fluorescents incluse dans une matière plastique transparente, cas des portiques C3,
- scintillateur ZnS (sulfure de zinc) : utilisé pour la détection des rayonnements alpha.

5.1.3 Détecteurs à semi-conducteurs

Le semi-conducteur est de plus en plus utilisé dans les matériels de mesure de radioprotection, comme par exemple dans les dosimètres électroniques ou les systèmes de spectrométrie.

Il a un fonctionnement analogue à une chambre d'ionisation. Le rayonnement ionisant arrache des électrons au semi-conducteur ; le nombre de charges collectées est proportionnel à l'énergie cédée par la particule.

Libellé des chaînes fixes de radioprotection du personnel

| | FESSEN-HEIM | BUGEY | CP1-CP2 | P4 | P'4 | N4 |
|--|------------------|-----------|-----------|--|---------------------------|-----------------|
| Débit de dose gamma à la surface de l'eau de la piscine du bâtiment réacteur (BR) | 51, 52 MA | 23, 75 MA | 11, 12 MA | 34, 35 MA | 34, 35 MA | 34, 35 MA |
| Débit de dose gamma à la surface de l'eau de la piscine du bâtiment combustible (BK) | 56, 57 MA | 17, 18 MA | 13, 14 MA | 32, 33 MA | 32, 33 MA | 32, 33 MA |
| Activité de l'air soufflé en salle de commande | 72 MA | 43 MA | 18 MA | 30, 31 MA | 30, 31 MA | 30, 31 MA |
| Activité volumique en iode de l'air du bâtiment réacteur (BR) | 50 MA | 55 MA | 28 MA | 41 MA | 41 MA | 41 MA |
| Activité volumique en aérosols de l'air du bâtiment réacteur (BR) | 48 MA | 54 MA | 27 MA | 38 MA | 38 MA | 38 MA |
| Activité gaz de l'air du bâtiment réacteur (BR) et des ventilations (EBA) | 49, 21 MA | 14, 57 MA | 09, 41 MA | 37,39 MA | 37,39 MA | 37,39 MA |
| Débit de dose gamma dans les locaux de stockage ou d'enfûtage des déchets (TES) | 100 MA 500 MA | 19 MA | 512 MA | 56 MA (PAL-FLA) 90 MA (SAL) 107 MA (SAL) 108 MA (SAL) | 90 MA 107 MA 108 MA | 90 MA 107 MA |

MA : Mesure d'activité

PAL : Paluel

FLA : Flamanville

SAL : Saint-Alban

Chaîne KRT

Médiathèque EDF - J. Goldstein



5.2 SURVEILLANCE CONTINUE DE L'INSTALLATION

Pour la surveillance en continu des installations, des chaînes de mesure fixes sont disposées sur toute l'installation et, parfois, reportées en salle de commande : ce sont les chaînes KRT (Contrôle Radioprotection des Travailleurs).

Elles permettent d'assurer plusieurs types de fonctions :

- ⇒ sûreté : le contrôle de l'intégrité des barrières de confinement,
- ⇒ contrôle de l'environnement : le contrôle des rejets gazeux et liquides,
- ⇒ surveillance de l'installation : en fonctionnement normal et en circonstances accidentelles avec des débits de dose importants,
- ⇒ radioprotection du personnel, quand le risque est localisé,
- ⇒ enfin, l'exploitation des systèmes de traitement d'effluents.

Les principales chaînes KRT concernant la radioprotection des travailleurs sont :

- ⇒ les chaînes de mesure de débit d'équivalent de dose gamma à la surface de l'eau des piscines du bâtiment réacteur (requisés lors des chargement et déchargement de combustible) et du bâtiment combustible,
- ⇒ la chaîne fixe pour la mesure de la contamination due aux aérosols radioactifs dans l'air,
- ⇒ la chaîne mesurant l'iode dans l'air du bâtiment réacteur.

Sur déclenchement des alarmes de ces chaînes, l'évacuation du bâtiment réacteur ou du bâtiment combustible est requise.

Balises gamma

Canberra Eurisys Mesures



Bara 31

Caractéristiques de la BM 101

- détecteur Geiger-Müller
- 60 keV à 3 MeV
- 0,01 mGy/h à 10 mGy/h

Saphymo



BM 101

Caractéristiques de la BARA 31

- équivalent de dose ambiant H* (10)
- détecteur Geiger-Müller
- 40 keV à 1,25 MeV
- 3 μ Sv/h à 100 mSv/h (balise seule)

Débitmètres - Radiamètres

Radiagem



Canberra Eurisys Mesures

Médiathèque EDF - J. Goldstein



AD6

Contrôle de bon fonctionnement

- ⇒ Mettre en service le radiamètre
- ⇒ Vérifier la batterie
- ⇒ Appliquer le compteur contre l'irradiateur à volet, contrôler que le comptage est compris entre les valeurs minimum et maximum (valeurs de la source affichées au-dessus de l'irradiateur),
- ⇒ Si non conforme, échanger le matériel au magasin RP en le signalant et recommencer la démarche avec un nouvel appareil.

5.3 SURVEILLANCE DE L'AMBIANCE DES ZONES DE TRAVAIL

5.3.1 Évaluation du débit d'équivalent de dose ambiant

BALISES GAMMA

Placées à proximité des chantiers, les **balises gamma** servent à la surveillance de l'évolution du débit d'équivalent de dose ambiant de la zone ou du local. Les balises gamma sont, généralement, composées de compteurs Geiger-Müller, qui détectent des rayonnements gamma entre quelques dizaines de keV et 3 MeV.

Des alarmes sonores et visuelles se déclenchent lorsque le seuil paramétré de la balise est atteint.

Le fonctionnement des balises est influencé par le rayonnement ambiant (bruit de fond), il est nécessaire de faire une mesure avant de choisir leur emplacement et/ou de régler leur seuil d'alarme.

5

DÉBITMÈTRES GAMMA / RADIAMÈTRES

Les **radiamètres** servent à mesurer le débit d'équivalent de dose ambiant. Ils sont utilisés pour :

- ⇒ réaliser des cartographies,
- ⇒ mesurer le débit d'équivalent de dose à l'endroit de l'intervention, en particulier pour s'assurer qu'il est conforme à la prévision.

Les radiamètres sont, pour la plupart, composés de détecteurs Geiger-Müller, qui détectent des rayonnements gamma jusqu'à 2-3 MeV. Leur gamme de débit d'équivalent de dose est fonction du modèle mais aussi des sondes associées.

Sur certains radiamètres, il est possible de régler des seuils d'alarme.

Le bon fonctionnement du matériel doit être contrôlé lors de son retrait du magasin. Par précaution, il est préférable aussi de le contrôler après utilisation pour s'assurer de la fiabilité des mesures.

Sur certains appareils, le temps de réponse est long : il est nécessaire d'attendre la stabilité de la mesure pour la lecture.

Pour les mesures hors zone contrôlée, les débits de dose étant plus faibles, il convient d'utiliser un appareil plus sensible ; demander l'avis du Service Prévention des Risques.

CRAMAL

Médiathèque EDF - J. Goldstein



Caractéristiques :

- Détection des neutrons
- Masse : 6,4 kg
- Énergie > 0,5 keV
- 2 $\mu\text{Sv/h}$ à 200 mSv/h

Compteur proportionnel à hélium 3 sous cadmium dans une sphère de polyéthylène de 20 cm de diamètre.

DINEUTRON

Caractéristiques :

- Détection des neutrons
- Masse : 3,5 kg
- Énergie de 0,025 eV à 15 MeV
- 1 $\mu\text{Sv/h}$ à 100 mSv/h



Médiathèque EDF - J. Goldstein

Deux compteurs proportionnels à hélium 3 placés dans deux sphères de diamètres différents.

5.3.1 Évaluation du débit d'équivalent de dose ambiant (suite)

DÉBITMÈTRE NEUTRONS

Pour créer un effet mesurable dans le détecteur et détecter les neutrons, on tire parti de l'interaction entre les neutrons et un gaz contenant de l'hélium 3.

Cette interaction ne peut avoir lieu qu'avec des neutrons ralentis; les sphères de polyéthylène jouent ce rôle de ralentisseur.

Sur les CNPE, deux types de **débitmètres neutrons** sont utilisés en fonction principalement de leur plage de mesure en énergie :

- le *CRAMAL* pour les mesures sur le combustible :
 - lors de la réception du combustible neuf MOX,
 - lors de l'envoi des combustibles irradiés PuO₂ et MOX,
- le *DINEUTRON* pour les interventions dans le bâtiment réacteur en puissance.

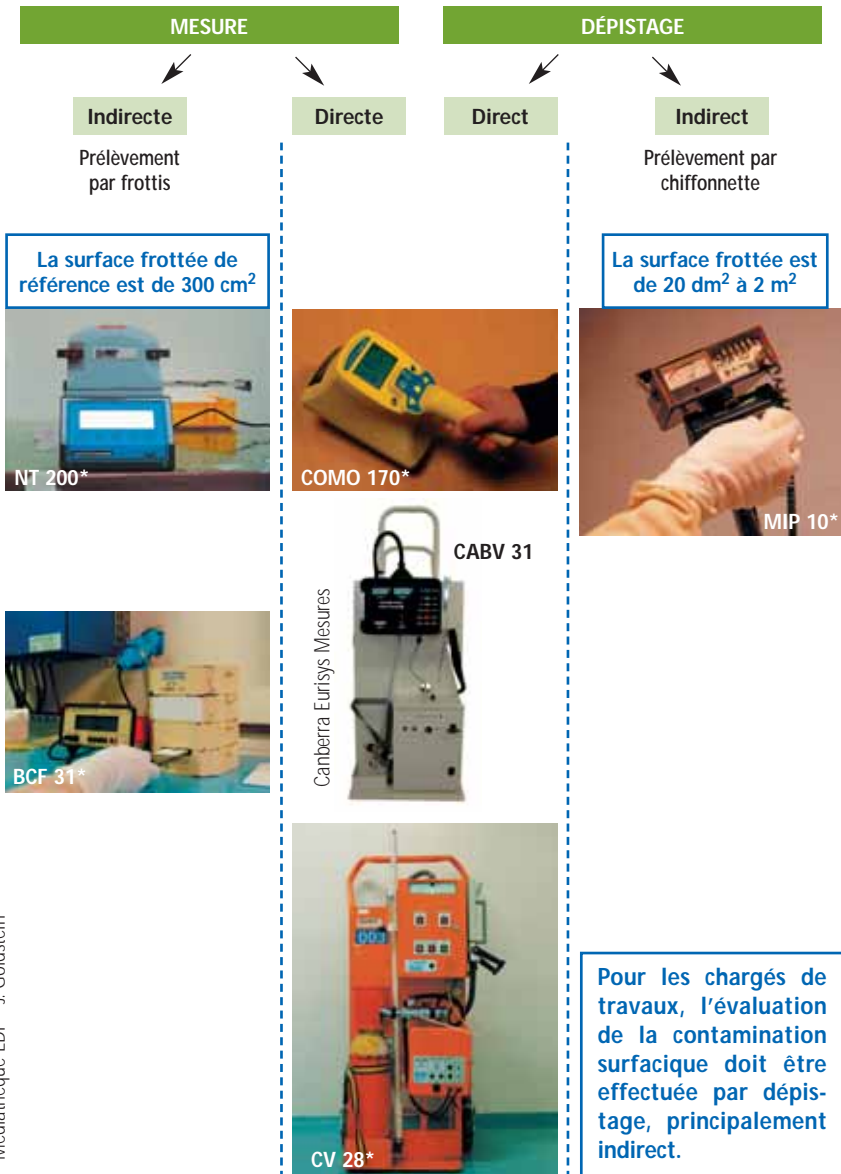
Ces deux débitmètres sont de conceptions différentes. Pour la fiabilité de la mesure, il est **obligatoire** de réserver :

- le *CRAMAL* pour les mesures sur le combustible,
- le *DINEUTRON* pour les interventions dans le bâtiment réacteur en puissance.

Les sphères de polyéthylène qui servent à ralentir les neutrons rapides pour les rendre détectables, doivent être orientées vers la source d'exposition.

Il convient d'éloigner l'appareil de mesure de son corps car celui-ci peut influencer la mesure.

Évaluation de la contamination de surface



* Médiathèque EDF - J. Goldstein

5.3.2 Évaluation de la contamination de surface

Il est nécessaire de contrôler la **contamination surfacique** pendant le déroulement du chantier pour le laisser dans un bon état de propreté. Il faut aussi mesurer la contamination surfacique des matériels et outillage en sortie de chantier.

Elle s'exprime en Bq/cm². Pour les appareils gradués en coups par seconde (c/s), la correspondance est donnée par le Service Prévention des Risques.

On distingue les évaluations directes (le détecteur est approché de la surface contaminée) et les évaluations indirectes (on frotte la surface avec un tissu approprié et on mesure l'activité de ce frottis).

La contamination de surface peut également s'évaluer :

- ⇒ par dépistage : vérification de l'absence de contamination surfacique (« tout ou rien »),
- ⇒ par mesure : recherche d'une valeur de contamination surfacique, qui permet la comparaison avec les seuils réglementaires ou contractuels.

Mesure directe / dépistage direct :

Ces deux méthodes permettent de mesurer à la fois la contamination fixée et non fixée.

La distance entre la sonde et le détecteur doit être la plus faible possible (< 5 mm).

Le déplacement de la sonde sur la surface à contrôler est très lent.

Les surfaces doivent être sèches et planes.

Mesure indirecte / dépistage indirect :

Dans ce cas, la contamination non fixée sur le support est prélevée par :

- frottis coton de 15 cm² pour la mesure,
- chiffonnettes de 100 à 200 cm² pour le dépistage.

Les surfaces doivent être sèches.

Lors de la détection de la contamination sur le support, celui-ci doit être le plus proche possible de la sonde.

Balises de surveillance atmosphérique

Balises Aérosols



BAB-A



MGPI

ABPM 302

Balises Iode

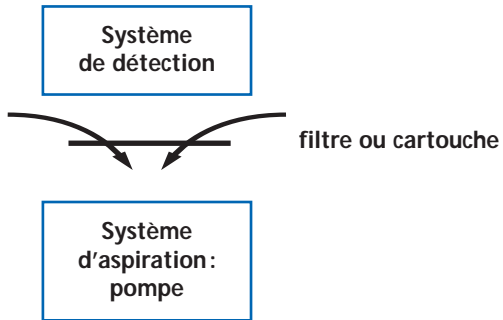


MGPI

IM201M

Médiathèque EDF - J. Goldstein

Schéma de principe d'une balise



Système d'aspiration

Médiathèque EDF - J. Goldstein



Aspirateur Baudard

5.3.3 Évaluation de la contamination atmosphérique

L'évaluation de la **contamination atmosphérique** ou activité volumique a pour objectif la surveillance de l'ambiance de travail pour prévenir l'exposition interne des intervenants. La mesure d'activité volumique est comparée à une limite: la Limite Dérivée de Concentration dans l'Air (LDCA) calculée et affichée par le Service Prévention des Risques en fonction des radioéléments présents sur le réacteur concerné.

Pour effectuer une mesure de contamination atmosphérique, il faut amener jusqu'au détecteur un échantillon d'air représentatif. Plusieurs méthodes permettent de réaliser cette mesure.

BALISES DE SURVEILLANCE ATMOSPHÉRIQUE

Des alarmes sonores et visuelles se déclenchent lorsque le seuil paramétré de la balise est atteint.

Balise aérosols

La mesure à l'aide de cette balise s'effectue en 2 phases: prélèvement de l'air sur un filtre et analyse de celui-ci.

Le filtre se déplace périodiquement devant la sonde pour être analysé. Le débit de la pompe d'aspiration est constant.

La balise s'affranchit du bruit de fond dû au rayonnement gamma. Elle est capable de dissocier l'activité due aux aérosols bêta et aux aérosols alpha, grâce aux différences d'énergie.

Balise iode

Le principe est le même que la balise aérosols, sauf que le filtre est une cartouche piégeant l'iode.

Il ne faut pas ajouter de tuyaux de prélèvement, ni utiliser des cartouches ou des filtres non agréés par le fournisseur.

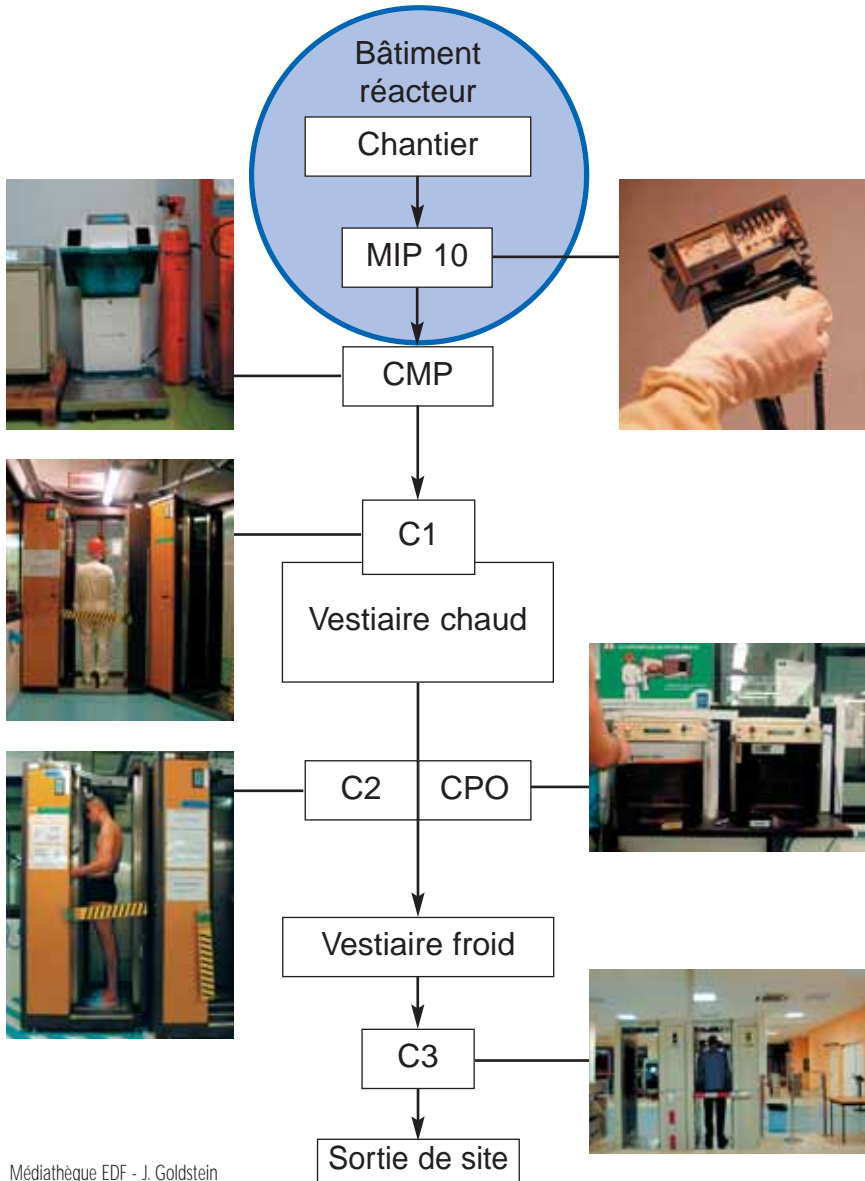
Il est préférable de ne pas utiliser ces appareils dans les atmosphères empoussiérées; sinon, il faut effectuer une avance de filtre plus rapide.

MESURE INDIRECTE

Que ce soit pour les aérosols ou l'iode, il est possible de recueillir un échantillon grâce à un système d'aspiration (Baudard, Favorit, Staplex) sur un filtre ou une cartouche. L'échantillon est ensuite compté à l'aide d'une sonde ou analysé par le service chimie.

Toutes ces mesures sont de la responsabilité du Service Prévention des Risques (SPR).

Étapes du contrôle radiologique



5.4 SURVEILLANCE DE LA CONTAMINATION DES PERSONNELS SORTANT DE ZONE CONTRÔLÉE

Les appareils de **contrôle radiologique** permettent de vérifier l'absence de contamination des personnes en sortie de la zone contrôlée et du site; ils constituent les barrières successives pour éviter la dissémination de la radioactivité par le personnel.

5.4.1 CMP : contrôleur mains-pieds

Comme son nom l'indique, il s'agit de détecter une contamination potentielle des mains ou des pieds. En général, un compteur proportionnel à circulation de gaz détecte les rayonnements bêta.

Son alarme est réglée à un seuil maximum de 580 Bq, équivalent ^{60}Co pour les mains, et 3 000 Bq, équivalent ^{60}Co pour les pieds.

Le détecteur est fragile et sensible aux rayonnements gamma qui vont augmenter le bruit de fond.

5.4.2 C1 : portique de contrôle entre la zone contrôlée et le vestiaire chaud

Le rôle de cet appareil est de détecter une contamination vestimentaire (ou corporelle) à l'aide de scintillateurs NaI, gamma corps entier sur les parois verticales.

Son alarme est réglée au seuil maximum de 7 500 Bq, équivalent ^{60}Co .

Sauf exception, cet appareil n'est pas équipé d'un compteur de détection au niveau des chaussures, aussi il est demandé de se contrôler a minima les chaussures au MIP 10 ou équivalent avant de passer dans le portique C1.

Le C1 étant équipé de détecteurs NaI très sensibles au bruit de fond, il importe d'éloigner les bacs à linge contaminé.

Seuils de réglage des portiques de contrôle

| CATÉGORIE DU CONTRÔLE | RÉGLAGE (Bq équivalent ^{60}Co) |
|------------------------------|---|
| Contrôleur mains-pieds (CMP) | < 580 mains < 3 000 pieds |
| Portique C1 | < 7 500 |
| Portique C2 | < 580 |
| Portique C3 | 3 000 |
| Contrôleur de petits objets | 800 |



Médiathèque EDF - J. Goldstein

5.4.3 C2: portique de contrôle entre les vestiaires chaud et froid

Le contrôle corporel se fait à l'aide d'un portique C2 qui détecte la contamination grâce à des compteurs proportionnels, sensibles aux rayonnements bêta.

Son alarme est réglée à une valeur inférieure à 580 Bq, équivalent ^{60}Co .

Les rayonnements bêta ont une faible portée d'émission et traversent difficilement les différents milieux.

De ce fait, pour obtenir une bonne détection, il est nécessaire de rapprocher le compteur de la tête avant de débiter le contrôle, ainsi que de bien se sécher après la douche ou le lavage des mains, pour enlever le film d'eau qui ferait écran.

5

5.4.4 CPO: contrôleur de petits objets

Associé au C2, le CPO permet de contrôler les petits matériels grâce à des détecteurs à scintillation, sensibles aux rayonnements gamma.

Son alarme est réglée au seuil maximum de 800 Bq, équivalent ^{60}Co .

Pour un bon contrôle, le matériel doit être bien placé au centre du CPO.

5.4.5 C3: portique de sortie de site

On s'assure de l'absence de dissémination de contamination à l'extérieur du site à l'aide de détecteurs plastiques à scintillation, sensibles aux rayonnements gamma.

L'alarme du portique est réglée à un seuil maximum de 3000 Bq, équivalent ^{60}Co .

Dosimètre passif (OSL)



LCIE

Caractéristiques de l'OSL

- équivalent de dose individuel Hp(10)
- de 0,1 mSv à 10 Sv
- plage gamma : de 5 keV à 40 MeV
- plage bêta : de 150 keV à 10 MeV

5.5 SUIVI DE LA DOSE INDIVIDUELLE

Au titre de la réglementation, il est obligatoire pour les travailleurs exposés aux rayonnements ionisants de suivre leur dose individuelle par deux moyens de mesure distincts.

5.5.1 Dosimétrie passive

La **dosimétrie passive** a longtemps été la seule dosimétrie réglementaire. Les intervenants portent un dosimètre nominatif pendant un mois et le résultat de la dose est connu a posteriori, après lecture dans un laboratoire agréé.

L'OSL (Optically Stimulated Luminescent) fondé sur la stimulation lumineuse a remplacé l'ancien film, moins sensible.

Ce dosimètre donne un équivalent de dose pour le corps entier.

L'OSL est :

- nominatif et mensuel,
- porté sur la poitrine, le nom de l'intervenant visible
- rangé dans les racks quand il n'est pas utilisé.

Sa limite de détection est de 0,1 mSv.

Dosimétrie active

Saphymo



Caractéristiques :

- équivalent de dose individuel Hp(10)
- détecteur semi conducteur
- 50 keV à 1,3 MeV
- 1 μ Sv à 9999 mSv

Saphymo



Caractéristiques :

- dose absorbée Dt(3)
- détecteur semi conducteur
- 60 keV à 1,2 MeV
- 99,99 mSv

5.5.2 Dosimétrie active

La **dosimétrie active**, aussi nommée dosimétrie opérationnelle ou dosimétrie électronique, permet à l'intervenant de suivre son équivalent de dose en temps réel.

Les dosimètres électroniques mesurent un équivalent de dose pour le corps entier. Ils sont composés d'un détecteur, de l'électronique associée, d'un écran d'affichage ainsi que d'une interface avec le système de gestion dosimétrique MICADO.

Les dosimètres disposent maintenant d'alarmes sonores et lumineuses avec des seuils paramétrables pour donner l'alerte en cas de dépassement.

Le dosimètre est attribué nominativement à l'intervenant en entrée de zone contrôlée où il est initialisé et contrôlé. Aussi, aucun échange ne doit être fait ensuite.

En cas d'exposition à un débit de dose important, le dosimètre peut être saturé, il indique alors un message tel que « Sat » ou une série de 9. Dans ce cas, il convient de quitter son poste de travail et de faire appel au SPR.

Les appareils peuvent être sensibles aux rayonnements électromagnétiques, il faut donc les tenir éloignés de ces sources potentielles telles que les postes à soudure HF, les téléphones portables, les talkies-walkies, etc.

NOTE : le port de dosimètres à alarme sonore est obligatoire pour les tirs radiographiques.

Dosimètres extrémités



LCIE

Bagues au fluorure de lithium



LCIE

Film poignet

Dosimètre neutrons à bulles



5.5.3 Dosimétrie complémentaire

Pour certains postes de travail, l'analyse de risques peut faire apparaître la nécessité de porter des dosimètres supplémentaires pour contrôler l'exposition des extrémités ou l'exposition aux neutrons.

Pour les extrémités:

Film poignet: celui-ci est conçu comme le film poitrine.

Bague: les rayonnements interagissent avec une pastille de fluorure de lithium incrustée dans la bague (FLi). Un effet est créé dans la pastille et en la chauffant, l'effet est converti en une grandeur mesurable. Pour l'utilisation de ce dosimètre, il convient de positionner la pastille vers l'intérieur de la main.

Pour les neutrons, dosimètres dits à bulles:

Les spectres d'énergie des neutrons sont différents selon les activités, le BD 100 R est le dosimètre à bulles utilisé lors des évacuations combustible (neutrons intermédiaires et rapides).

Le dosimètre est composé d'un cylindre contenant un polymère élastique dans lequel sont dispersées de microscopiques gouttelettes de liquide. Lors de l'exposition aux neutrons, elles se vaporisent et forment des bulles de gaz visibles à l'œil nu qui donnent une indication visuelle de l'équivalent de dose reçu.

Pour une meilleure lecture, s'assurer que le nombre de bulles reste entre 10 et 20.

La durée de vie du dosimètre est de 90 utilisations environ (soit 6 mois).

Les chutes peuvent créer des bulles supplémentaires et fausser la lecture de la dose.

Nota: pour les entrées dans le Bâtiment Réacteur en fonctionnement, il faut utiliser le *DINEUTRON*.



Chapitre

6



6

...  **6 MOYENS DE PROTECTIONS
COLLECTIVES ET INDIVIDUELLES**

...  **6.1** Moyens de protections collectives

...  **6.2** Moyens de protections individuelles

Exemple d'écran de protection



Médiathèque EDF

6.1 MOYENS DE PROTECTIONS COLLECTIVES

6.1.1 Protections biologiques

Les **protections dites biologiques** (destinées à protéger le personnel) servent d'écran aux rayonnements et atténuent ainsi leur intensité. La plupart du temps, elles sont en plomb, matériau le plus efficace pour les rayonnements gamma.

Le tableau ci-dessous présente une comparaison de différents écrans possibles servant de protections biologiques et calculés pour le rayonnement gamma du cobalt 60 :

| | « Épaisseur dixième* » (en cm) | « Épaisseur moitié* » (en cm) |
|-------|-----------------------------------|----------------------------------|
| Eau | 67 | 15 |
| Plomb | 4,6 | 1,1 |
| Béton | 31,5 | 7 |

(*voir paragraphe 1.8)

En pratique, durant les arrêts de tranche, il y a deux types d'installation de protections biologiques :

- celles qui visent à protéger les zones de circulation et qui sont installées en début d'arrêt et retirées en fin d'arrêt ;
- celles qui visent à protéger les intervenants à leurs postes de travail quand le débit d'équivalent de dose est important ; elles sont prévues lors de la préparation du chantier.

Si elles n'ont pas été prévues, le chargé de travaux doit s'adresser au Service Prévention des Risques (SPR).

Le gain en dose doit se calculer sur la totalité de l'intervention, y compris la pose et la dépose des protections biologiques.

Le « supportage » des protections biologiques doit être examiné lors de la préparation du chantier. En effet, des protections biologiques trop lourdes peuvent déformer les tuyauteries, endommager les capteurs et compromettre le fonctionnement des installations. Des supports fixes ou mobiles sont utilisés lorsque l'accrochage sur les équipements eux-mêmes est incompatible avec les règles de conception. Le débit d'équivalent de dose doit être affiché avec et sans la protection biologique.

Schéma de confinement dynamique direct

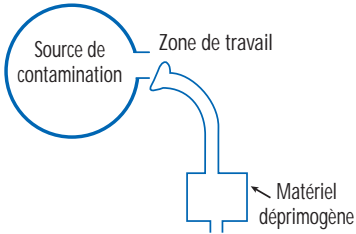


Schéma de confinement dynamique par mise en dépression du circuit

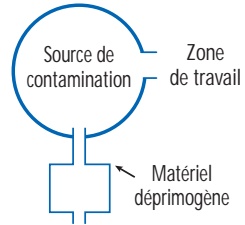
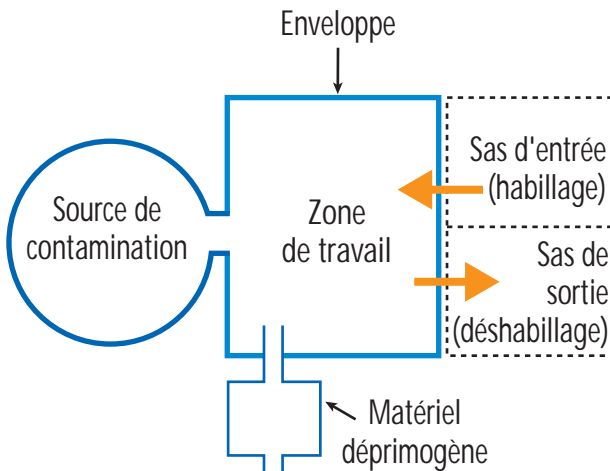


Schéma de confinement statique ventilé



6.1.2 Confinement des chantiers

Le **confinement** de la contamination sur le chantier a pour but de prévenir la dissémination de la contamination atmosphérique éventuellement occasionnée par l'intervention.

CONFINEMENT DYNAMIQUE

La contamination issue du chantier est captée à la source par un courant d'air réalisé avec un matériel déprimogène. Le **confinement dynamique** évite ainsi la contamination de la zone de travail. De ce fait, l'intervention s'effectue le plus souvent sans protection respiratoire.

Confinement dynamique direct

Le matériel déprimogène doit être suffisamment puissant pour capter toutes les particules radioactives. Il est nécessaire de placer l'aspiration au plus près de la source de contamination et d'adopter une géométrie du capteur qui permette au courant d'air d'entraîner toute contamination issue de la source. L'emploi de gaine semi-rigide facilite le déplacement du capteur par l'intervenant dans la zone de travail.

Confinement dynamique par mise en dépression du circuit

Dans certains cas, un confinement dynamique par mise en dépression du circuit contaminé est réalisable. Ce type de confinement est recommandé car il empêche la contamination de sortir du circuit et évite toute contamination de la zone de chantier.

Il faut cependant veiller au risque d'introduction d'objets légers dans le circuit (ruban adhésif, vinyle, etc.). On mettra en place à cet effet des bouchons grillagés sur les ouvertures concernées lorsque cela est possible.

CONFINEMENT STATIQUE VENTILÉ

La contamination issue du chantier est contenue dans une enveloppe étanche matérialisée par les murs du local ou des parois vinyle rapportées. Le volume intérieur est une zone de travail en atmosphère contaminée; l'intervenant doit donc être protégé par une tenue étanche ventilée (TEV). L'accès au volume confiné se fait par l'intermédiaire du sas attendant à la zone de travail, où se déroulent d'un côté l'habillage et de l'autre côté le déshabillage.

Le **confinement statique ventilé** consiste à mettre en dépression le volume confiné avec un matériel déprimogène pour garantir la non-dissémination de la contamination atmosphérique. Le point d'aspiration dans le volume confiné doit se trouver au plus près de la source de contamination afin de réduire autant que possible le niveau de contamination atmosphérique de la zone.

Ces dispositions réduisent en outre la contamination surfacique de la zone de travail et le risque de remise en suspension lors du démontage. On veillera à maintenir en service la ventilation pendant le démontage.

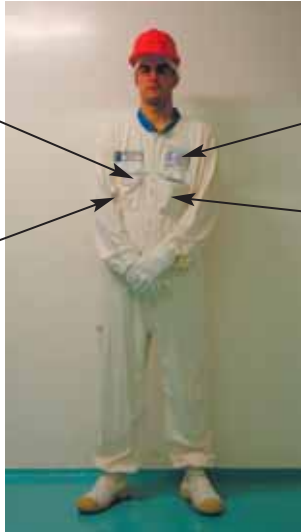
Tenue de base

Emplacement du dosimètre neutrons

Film + Badge

Attaches pour oxygènemètre

Dosimètre électronique γ



Surtenue non tissée et gants

Déshabillage : surtenue non tissée



Ouvrir la fermeture éclair complètement en tirant le haut de la surtenue vers l'avant

Rentrer les mains à l'intérieur de la surtenue - Extraire les épaules de la surtenue sans toucher la surface externe



Enlever la surtenue en l'enroulant sur elle-même (par l'intérieur) sans toucher la surface externe

Déshabillage : Gants étanches



Retourner un gant sur la paume en laissant les doigts engagés



Retirer le deuxième gant complètement et le jeter dans le sac de déchets concerné

Laisser tomber le premier gant dans le sac de déchets concerné

6.2 MOYENS DE PROTECTIONS INDIVIDUELLES

6.2.1 Tenue de base

La **tenue de base** en radioprotection à EDF sur les sites non EVEREST* est composée de :

- chaussettes, tee-shirt, combinaison blanche, chaussures blanches de sécurité, calot, gants coton, casque de sécurité.

Elle est réservée à la circulation et aux travaux en zone contrôlée lorsque le risque de contamination ne peut être exclu.

La tenue de base est la ligne de défense ultime contre la contamination corporelle. Pour qu'elle joue correctement ce rôle, toute disposition doit être prise pour éviter de la contaminer.

Le port de suréquipements est exigé pour toute intervention comportant un risque de contamination radioactive atmosphérique ou humide avérée. De plus, la durée de port de certains suréquipements doit être précisée avec l'appui du médecin du travail.

6.2.2 Surtenue non tissée

La **surtenue non tissée** « blanche » est un équipement de protection individuelle (EPI) à usage unique. Elle se porte sur la tenue de base en zone contrôlée. En aucun cas, cette surtenue ne se porte à même la peau.

Elle protège le corps contre la contamination particulaire non fixée et les petites éclaboussures.

La surtenue n'assure toutefois pas de protection suffisante contre tous les produits chimiques dangereux (gazeux ou liquides), contre les effets d'une flamme ou de la chaleur, ou contre les projections de métal en fusion. Selon le risque, d'autres équipements mieux adaptés, peuvent être proposés par le Service Prévention des Risques.

Une protection efficace contre la contamination passe par un déshabillage adapté. Il est impératif de bien respecter les règles de déshabillage.

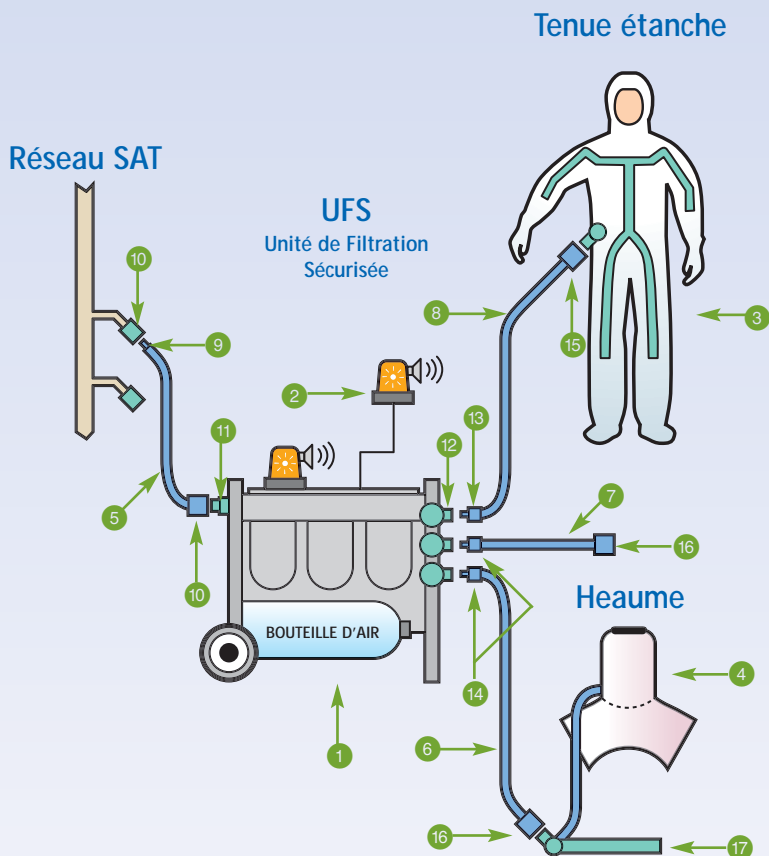
6.2.3 Gants

En zone contrôlée, l'intervenant doit porter en permanence au moins une paire de **gants**. Il existe autant de types de gants que de risques. Leur choix dépend principalement des risques inhérents à chaque intervention.

Par exemple, pour se protéger efficacement de la contamination, il est nécessaire de porter une ou plusieurs paires de gants étanches fins, de type « chirurgical » et / ou épais de type « ménagère ».

*EVEREST = Evoluer VERS une Entrée Sans Tenue universelle

Ligne d'alimentation en air respirable des équipements ventilés



- | | |
|--|--|
| <p>1 Unité de Filtration Sécurisée avec 1 robinet de réglage du débit sur chaque sortie, 1 ou 2 bouteilles de secours, 1 électronique de détection de pression basse, 1 alarme sonore et visuelle, 1 source d'alimentation électrique.</p> <p>2 Alarme(s) déportée(s) occasionnelle(s) (30 mètres de long)</p> <p>3 Tenue Étanche Ventilée</p> <p>4 Heaume Ventilé</p> <p>5 Flexible Amont UFS Ø 19 mm /20 m de long (couleur bleue)</p> <p>6 Flexible Aval UFS Ø 13 mm /30 m de long (couleur bleue)</p> <p>7 Flexible Aval UFS Ø 13 mm /25 m de long (couleur bleue)</p> | <p>8 Flexible Aval UFS Ø 10 mm /10 m de long (couleur bleue)</p> <p>9 Embout type RBE passage 11</p> <p>10 Raccord type ADS passage 11 avec condamnation possible</p> <p>11 Embout type RBE passage 11</p> <p>12 Raccord type AQR passage 8</p> <p>13 Embout type AQR passage 8</p> <p>14 Embout type AQR passage 8</p> <p>15 Raccord type AQR passage 6</p> <p>16 Raccord type AQR passage 6</p> <p>17 Ceinture</p> |
|--|--|

6.2.4 Heaume ventilé et tenue étanche ventilée (TEV)

Le **heaume ventilé** et la **tenue étanche ventilée (TEV)** procurent une protection des voies respiratoires parmi les plus efficaces contre les aérosols et les projections liquides limitées. Le confinement est obtenu par la mise en surpression de l'équipement alimenté en air, et grâce à l'enveloppe imperméable de cet équipement.

En revanche, il est interdit d'utiliser ces équipements pour se protéger contre des produits chimiques dangereux (gazeux ou liquides) et dans des atmosphères directement dangereuses pour la vie de l'intervenant (atmosphère non respirable, explosive, avec un risque de vapeur...): l'utilisateur doit en effet pouvoir retirer à tout moment son équipement de protection individuelle (EPI) en cas de manque d'air ou de défaillance de l'équipement pour évacuer la zone de travail.

D'autres EPI, tels que l'appareil respiratoire isolant (ARI) ou la tenue vapeur, sont plus appropriés dans certaines situations d'intervention.

Dans tous les cas, une analyse de risque est à réaliser préalablement pour définir les protections collectives et individuelles adaptées aux risques et aux conditions de travail. Le heaume et la TEV sont à usage unique en zone contrôlée. Ils sont reliés au réseau d'air de travail (SAT) via une unité de filtration sécurisée (UFS) et des flexibles.

La composition de la ligne d'air standard est décrite ci-contre. Elle est optimisée pour acheminer en fonctionnement normal la quantité d'air suffisante répondant au besoin respiratoire et assurant la protection de l'intervenant.

De plus, en cas d'une pression d'air insuffisante en sortie de la borne de filtration, celle-ci alerte l'utilisateur et alimente les équipements en air de secours pendant un temps limité, pour permettre l'évacuation de la zone à risque.

La protection effective contre la contamination et l'utilisation en toute sécurité de ce matériel supposent de respecter les règles d'habillage et d'installation et de prendre certaines précautions au déshabillage. Ces règles sont résumées dans les pages qui suivent.

Heaume ventilé

Heaume : Habillage



Tester le heaume sous air
Inscrire et viser le résultat du test sur l'étiquette du heaume



Mettre le heaume sur la tête
Raccorder le flexible en air via le passant sur la ceinture



Bien positionner le heaume
Ajuster la ceinture
Ajuster le débit interne

Heaume : Dëshabillage



Déconnecter le flexible
Sortir le flexible du passant
Retirer la ceinture



Retirer le heaume avec précaution en se penchant vers l'avant



Changer de gants
Retirer la cagoule avec précaution

6.2.4 Heaume ventilé et tenue étanche ventilée (suite)

Avant l'utilisation

- Être formé au port de l'équipement. Cette formation réglementaire est de la responsabilité de l'employeur.
- Respecter les règles d'installation de la ligne d'alimentation en air et les règles d'habillage décrites dans la consigne d'utilisation en vigueur sur le CNPE.
- Vérifier systématiquement le bon fonctionnement du matériel juste avant utilisation conformément aux règles décrites dans la consigne d'utilisation en vigueur sur le site.
- Pour la TEV, se faire aider par un assistant à l'habillage.
- Il est recommandé de porter une cagoule sous l'équipement pour protéger la tête et les cheveux lors du déshabillage.

Pendant l'intervention

- Respecter les règles décrites dans la consigne d'utilisation en vigueur sur le CNPE.
- Veiller à détecter tout signe de dysfonctionnement (présence de buée, alarme sonore et/ou visuelle, sensation de manque d'air persistante...).

Lors du déshabillage

- Respecter les règles de déshabillage décrites dans la consigne d'utilisation en vigueur sur le CNPE.
- En cas de port de la TEV, le déshabillage est réalisé par un assistant.

Tenue étanche ventilée

TEV : Habillage

Mécatheque EDF - J. Goldstein



- Tester la TEV sous air
- Inscrire et viser le résultat du test sur l'étiquette de la TEV
- Enfiler le bas de la TEV
- Raccorder le flexible en air via le passant et finir l'habillage
- Bien fermer la TEV et serrer les lacets avec l'aide de l'assistant
- Ajuster le débit interne

TEV : Déshabillage

Pascal Legros



- Sortir les bras de la TEV
- Appliquer une laque si besoin
- Déconnecter le flexible
- Sortir le flexible du passant
- Ouvrir la fermeture éclair arrière
- S'extraire en se penchant vers l'avant sans toucher la surface externe de la TEV
- Changer de gants
- Retirer la goulotte avec précaution

TEV : Déshabillage d'urgence complet

Mécatheque EDF - J. Goldstein



- Déconnecter le flexible
- Sortir le flexible du passant
- Déchirer la bande au niveau du cou pour créer une entrée d'air
- Continuer à déchirer la TEV et sortir la tête de la TEV avec précaution
- Continuer à déchirer la TEV pour s'extraire sans toucher la surface externe de la TEV

6.2.4 Heaume ventilé et tenue étanche ventilée (suite)

Conduite à tenir en cas d'urgence

L'autonomie dans le heaume ventilé étant très réduite (20 secondes), il est interdit de porter un heaume ventilé sans alimentation en air.

Contrairement aux idées reçues, la tenue étanche ventilée ne possède pas non plus une autonomie importante. Son autonomie intrinsèque n'est généralement pas suffisante pour évacuer un chantier.

L'usage d'une TEV sans alimentation en air n'est pas autorisé. Seules les opérations de déconnexion et de re-connexion immédiates peuvent être réalisées.

La prévention du risque d'asphyxie ou d'anoxie est prioritaire par rapport au risque de contamination externe ou interne.

6

Conditions d'évacuation

En cas de problème ou en présence d'une alarme persistante issue de l'Unité de Filtration Sécurisée, évacuer sans délai la zone à risque.

Du fait de la présence d'une bouteille d'air de secours de l'unité de filtration, il est possible de conserver l'équipement pendant l'évacuation.

A l'apparition de l'avertisseur de faible débit dans le heaume, de buée persistante ou encore à la perception d'un manque d'air, il faut procéder au déshabillage d'urgence.

Déshabillage d'urgence

Une bande déchirable est prévue en cas d'urgence pour ouvrir seul la tenue.

Dans ce cas, déchirer manuellement la TEV avec précaution sans toucher l'équipement sous la TEV. Évacuer sans délai puis appeler le SPR pour un contrôle de non-contamination.






Chapitre

7

7

...  **7 MANAGEMENT DE
LA RADIOPROTECTION**

- ...  **7.1** Structures de décision et de pilotage de la radioprotection
- ...  **7.2** Référentiel de radioprotection en exploitation de la Division Production Nucléaire (DPN)
- ...  **7.3** Objectifs et ambitions d'EDF dans le domaine de la radioprotection

Structures de décision et de contrôle dans le domaine de la radioprotection

| Niveau de management | Appui en radioprotection | Organisme de contrôle | Instance de débat et de conseil |
|--|--|--|--|
| Présidence | | IGSN Inspection Générale pour la Sûreté Nucléaire et la Radioprotection | CSN Comité de Sûreté Nucléaire CRP Conseil de Radioprotection |
| Branche Production Ingénierie | - Attaché aux affaires nucléaires | IGSN | Comité de Suivi Nucléaire |
| Direction de la Division Production Nucléaire | - Directeur délégué Radioprotection - Délégué d'État Major RP et attachés - GPRE : Groupe Prévention des Risques et Environnement | IN Inspection Nucléaire | CRPE Comité Radioprotection du Parc en Exploitation |
| Direction de la Division Ingénierie Nucléaire | - Directeur Adjoint Technique - Délégué Qualité Sûreté Nucléaire Radioprotection - SEPTEN* | | CRR Comité des Responsables Radioprotection |
| Direction des Centres Nucléaires de Production d'Électricité (CNPE) ** | - Cadre de direction en charge de la RP - SPR : Service Prévention des Risques | SSQ Service Sûreté Qualité SPR Service Prévention des Risques | GTR Groupe Technique Radioprotection |

* SEPTEN : Service d'Études Projets Thermiques et Nucléaires.

** L'organisation des CNPE pour la radioprotection est détaillée au chapitre 8.

7.1 STRUCTURES DE DÉCISION ET DE PILOTAGE DE LA RADIOPROTECTION

7.1.1 Ligne managériale

La responsabilité d'exploitant nucléaire englobant la sûreté et la radioprotection se décline de la Présidence d'EDF aux chefs d'unité exploitant des Installations Nucléaires de Base (INB).

Elle s'articule essentiellement sur **3 niveaux de management** :

Le Président, avec l'aide du Comité Exécutif (COMEX) définit la stratégie en matière de Radioprotection et contrôle sa mise en œuvre. Le COMEX s'appuie sur :

- Le **Conseil de Radioprotection (CRP)**,
- Le **Comité de Sûreté Nucléaire (CSN)**,
- L'**Inspection Générale pour la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection (IGSN)**.

Les Directions Opérationnelles des Divisions définissent les politiques de mise en œuvre des orientations stratégiques et en assurent le contrôle.

Le Directeur de la Division Production Nucléaire (DPN), principal acteur dans le domaine de la radioprotection, est chargé de l'animation transverse du domaine et de la cohérence des politiques des différentes divisions concernées par la radioprotection.

Les Directeurs d'unité mettent en œuvre les politiques de radioprotection fixées par les Directions Opérationnelles, avec l'appui d'acteurs et de services de leur unité ou des unités d'appui nationales.

Appuis du Conseil de Radioprotection

La Commission Scientifique (CS) soutient la recherche dans le domaine de la radiobiologie et de la radioprotection. Elle est présidée par une personnalité médicale et universitaire extérieure à EDF (Co-Président du CRP). Elle est composée d'experts scientifiques et médicaux extérieurs à l'Entreprise, du Conseiller Scientifique du Président d'EDF, du Chef du Service de Radioprotection, du Conseiller Scientifique du CRP, et de représentants d'EDF. Elle se réunit une fois par an. Son secrétaire et conseiller est un médecin.

La Commission d'Épidémiologie (CE) soutient la recherche dans le domaine de l'épidémiologie des effets des rayonnements ionisants. Elle est présidée par une personnalité médicale et universitaire extérieure à EDF (Co-Président du CRP). Elle est composée d'experts épidémiologistes extérieurs à EDF, du Conseiller Scientifique du Président d'EDF, du Chef du Service de Radioprotection, du Conseiller Epidémiologique du CRP, et de représentants d'EDF. Elle se réunit une fois par an. Son secrétaire et conseiller est un médecin spécialisé en épidémiologie.

Le Comité d'Information des Professions de Santé (CIPS) : est chargé d'informer les professionnels de santé sur les effets médicaux et sanitaires des rayonnements ionisants et sur l'utilisation par EDF de l'énergie nucléaire, pour leur donner les moyens d'être des acteurs pour la diffusion de l'information auprès du public dans le domaine nucléaire et santé, en situations normale et de crise. Il est présidé par le Directeur de la Branche Production Ingénierie et a pour vice-Président une personnalité médicale universitaire extérieure à EDF. Il est composé d'un collège d'experts externes à l'Entreprise (médecins, pharmaciens, vétérinaires...) et d'un collège de membres EDF (représentants des Directions et Services concernés). Il se réunit 2 fois par an. Un médecin est chargé du secrétariat et de l'animation de ce comité.

7.1.2 Présidence et Direction Générale

Le **Conseil de Radioprotection (CRP)** élabore et définit la politique générale à appliquer dans l'entreprise en matière de radioprotection. Il est co-présidé par une personnalité médicale et universitaire extérieure à EDF et par le Conseiller Scientifique du Président d'EDF. Il est composé des membres des Directions et Services concernés par la radioprotection, de l'Inspecteur Général de la Sûreté Nucléaire et du Président du Conseil Médical. Il se réunit deux fois par an et son secrétariat est assuré par le Conseiller Médical en charge de la Radioprotection.

Il s'appuie sur deux commissions: la **Commission Scientifique** et la **Commission d'Épidémiologie**. Les secrétaires de ces commissions assistent au CRP à titre consultatif.

L'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire et la Radioprotection (IGSN) est directement rattaché à la Présidence et à la Direction Générale d'EDF.

Il est le garant d'une bonne prise en compte des préoccupations de sûreté et de radioprotection à EDF. Pour cela avec son équipe :

- il suit les études à moyen et long termes en sûreté et radioprotection,
- il fait adopter par tous les services opérationnels une doctrine d'ensemble cohérente,
- il vérifie que celle-ci ne présente pas de lacune et qu'elle est bien comprise par tous, grâce aux audits qu'il réalise et à l'aide de bilans qu'il suscite afin de prendre du recul et d'enrichir la doctrine,
- il fait partager l'expérience acquise en France comme à l'étranger.

Missions du Groupe Prévention des Risques et Environnement (GPRE)

Le **Groupe Prévention des Risques et Environnement (GPRE)** de l'U. N. I. E. est organisé autour de quatre grands domaines : la radioprotection, la sécurité classique, l'animation métiers et la veille réglementaire. Le groupe est piloté par un chef de groupe assisté de quatre animateurs dans les domaines précisés ci dessus.

Les principales missions de ce groupe d'une vingtaine de personnes sont tournées vers un appui aux sites et à la Direction de la Division Production Nucléaire (DPN) :

- l'établissement des politiques et des prescriptions pour la DPN, de guides pour leur mise en œuvre et leur accompagnement sur le terrain,
- l'animation des métiers de prévention des risques et la maîtrise d'ouvrage de certaines formations nationales concernant les métiers de la prévention des risques,
- la tenue de tableaux de bord et de statistiques, la rédaction de bilans et l'animation du retour d'expérience,
- la veille réglementaire et la présence dans les réseaux d'experts nationaux et internationaux,
- la maîtrise d'ouvrage du système d'information dosimétrique, de l'intranet « PRISME » et du système de gestion des sources radioactives « MANON ».



Siège EDF Branche Production ingénierie à Saint-Denis

7.1.3 Direction de la Division Production Nucléaire (DPN)

Le **Comité Radioprotection du Parc en Exploitation (CRPE)** est chargé de définir la politique, les orientations générales et le référentiel d'exigences de la Division Production Nucléaire avec pour objectif l'amélioration continue des performances de radioprotection. Il est co-présidé par un Directeur Adjoint de la Division et par le médecin coordonnateur, conseiller des Directions Générales et des Fédérations Syndicales en matière de politique de santé au travail des salariés d'EDF et de Gaz de France.

Le **Directeur Délégué en charge de la radioprotection** anime le processus « améliorer et contrôler en permanence les performances de radioprotection ». Avec le délégué d'état major radioprotection et ses attachés, et en relation avec les cadres en charge de la radioprotection des équipes de direction des CNPE, il pilote les principales actions visant à l'amélioration des performances. Il évalue les résultats de la Division et de chacune des unités et propose au Directeur les orientations pour les améliorer.

Le **Groupe Prévention des Risques et Environnement (GPRE)** au sein de l'U. N. I. E., est en assistance et en appui des CNPE pour la mise en œuvre de leurs plans d'actions pour l'amélioration de la radioprotection et de la sécurité. Il a en particulier pour mission d'élaborer et de maintenir à jour le référentiel radioprotection de la Division, lequel précise le cadre d'application de la réglementation et les exigences internes.

L'**Inspection Nucléaire (IN)** pour le compte du Directeur, réalise le contrôle d'une part de la mise en œuvre de la politique et des orientations décidées par la Direction de la Division et d'autre part de l'application du référentiel radioprotection. Elle en évalue les résultats sur l'amélioration des performances.

7.1.4 Direction de la Division Ingénierie Nucléaire (DIN)

- le **Directeur adjoint technique** pilote au plan stratégique l'ensemble de la doctrine et les référentiels radioprotection spécifiques aux activités de la DIN. Il préside le **Comité des Responsables Radioprotection (CRR)** de la Division.
- le **Délégué qualité sûreté nucléaire radioprotection** pilote le processus d'évaluation permanent de la radioprotection de la division. Il sélectionne et fait analyser les événements marquants relatifs à la radioprotection. Il propose le programme de contrôle en radioprotection de la Division et évalue périodiquement la prise en compte de la radioprotection dans les unités de la DIN. Il est membre du Comité des Responsables Radioprotection (CRR).
- Le **Comité des Responsables Radioprotection**, instance de coordination et d'amélioration du domaine radioprotection au sein de la DIN, se réunit périodiquement sous la présidence du Directeur Adjoint Technique. Il s'assure de la mise en œuvre de la politique et des plans d'actions associés du domaine radioprotection. Il traite toutes les questions importantes de radioprotection nécessitant cohérence et arbitrage de niveau Division.

Thèmes du référentiel de radioprotection

- Exigences de conception
- Management et organisation de la radioprotection
- Optimisation de la radioprotection des travailleurs exposés
- Maîtrise des chantiers
- Exigences concernant les travailleurs (EDF et prestataires)
- Surveillance médicale
- Surveillance de l'exposition et limites réglementaires
- Comptabilisation des doses et système d'information
- Maîtrise des zones et propreté radiologique
- Expositions exceptionnelles concertées et expositions d'urgence
- Gestion des sources radioactives
- Métrologie
- Contrôles périodiques
- Conduite à tenir sur les écarts

7.2 RÉFÉRENTIEL DE RADIOPROTECTION EN EXPLOITATION DE LA DIVISION PRODUCTION NUCLÉAIRE (DPN)

Pour un parc de centrales nucléaires standardisées, il est apparu nécessaire d'élaborer un référentiel clair et exhaustif qui permette au chef d'établissement et à l'ensemble du personnel concerné de connaître et d'exercer pleinement ses responsabilités dans le domaine de la radioprotection.

Ce **référentiel de radioprotection**, constitué par thèmes, a comme objectifs principaux :

- ⇒ de couvrir globalement les risques radiologiques auxquels sont soumis les travailleurs au sein des Installations Nucléaires de Base (INB) appartenant à EDF,
- ⇒ d'identifier les textes réglementaires applicables et leurs exigences,
- ⇒ d'identifier les prescriptions internes et préciser les ambitions d'EDF relevant du domaine de la radioprotection.

Chaque thème est composé de deux parties :

- ⇒ l'une « prescriptive » rassemble les exigences réglementaires et les exigences internes complémentaires,
- ⇒ l'autre non prescriptive, à vocation de « guide d'application », éclaire le sens des prescriptions ou des organisations, propose des méthodes de mise en œuvre sur le terrain, et met à disposition des compléments d'information.

Chaque thème bénéficie pour son élaboration de l'expertise et des connaissances nationales et locales, ainsi que d'une organisation de validation contribuant à garantir son applicabilité sur le terrain.

La mise à jour de ce référentiel, effectuée en fonction des évolutions externes et internes, contribue à garantir la qualité et la pérennité des thèmes.

Pour autant, au-delà du « noyau dur » que représentent les exigences réglementaires et internes, les modalités d'application détaillées peuvent varier suivant les sites. Le chef d'établissement reste le responsable de leur mise en œuvre, via les procédures et consignes locales qui doivent être respectées par tous les intervenants, qu'ils soient salariés des entreprises prestataires ou d'EDF.



Principales actions lancées pour amener la radioprotection au même niveau que la sûreté

Renforcement de la prise en charge de la responsabilité d'exploitant nucléaire en matière de radioprotection

- ⇒ Nomination d'un Directeur Délégué Radioprotection à l'État Major de la DPN
- ⇒ Désignation au sein des équipes de Direction des CNPE, de l'UTO¹ et du CEIDRE² d'un cadre en charge de la radioprotection
- ⇒ Création au niveau national, du Comité de Radioprotection du Parc en Exploitation (CRPE), analogue au Comité de Sûreté Nucléaire en Exploitation (CSNE)
- ⇒ Création d'une instance de débat et de conseil en radioprotection dans chaque CNPE ainsi qu'à l'UTO¹, et au CEIDRE²

Renforcement des compétences

- ⇒ Renforcement des effectifs des services prévention des risques entre 1999 et 2001
- ⇒ Choix des agents et de leur encadrement dans les services en charge de la radioprotection
- ⇒ Formations et recyclage
- ⇒ Délivrance d'une habilitation

Renforcement du contrôle

- ⇒ Extension du rôle de l'IGSN à la radioprotection
- ⇒ Renforcement du rôle de l'Inspection Nucléaire de la DPN dans le domaine de la radioprotection
- ⇒ Extension du rôle de vérification des structures sûreté qualité à la radioprotection
- ⇒ Prise en charge par l'entreprise des responsabilités de contrôle des matériels et des personnes

Renforcement de l'ingénierie :

- ⇒ Mise en place sur chacun des CNPE d'une ingénierie de radioprotection
- ⇒ Renforcement de l'ingénierie nationale en radioprotection

¹UTO : Unité Technique Opérationnelle

²CEIDRE : (Centre d'Expertise et d'Inspection dans les Domaines de la Réalisation et de l'Exploitation).

7.3 OBJECTIFS ET AMBITIONS D'EDF DANS LE DOMAINE DE LA RADIO-PROTECTION

7.3.1 Amener la radioprotection au même niveau que la sûreté

Lors de son arrivée à la tête d'EDF, le Président François ROUSSELY a demandé à M. Hubert CURIEN, ancien ministre de la recherche, « une vision extérieure pour critiquer et enrichir notre fonctionnement pour le contrôle de la sûreté nucléaire (et de la radioprotection) et de la communication associée ». Ce rapport, remis en mars 1999, met en évidence que le domaine de la radioprotection doit faire l'objet d'une grande attention jusqu'au plus haut niveau de l'entreprise et recommande en conséquence d'établir, pour la radioprotection, un niveau d'exigence égal à celui de la sûreté nucléaire. Dans le même temps, divers événements survenus dans les centrales nucléaires, dont notamment une exposition supérieure à la limite réglementaire à TRICASTIN (11 Mars 1999) confirmaient le besoin de rigueur et le renforcement des exigences en matière de radioprotection malgré l'amélioration des indicateurs globaux de dosimétrie.

Ceci a conduit à la lettre du 7 juillet 1999 du Directeur de la Division Production Nucléaire intitulée « Décision - Orientations du management appliquées à la radioprotection ». Ces orientations s'articulent suivant quatre volets principaux associés à des actions multiples dont les plus caractéristiques sont rappelées ci-contre. Certaines de ces actions nécessitent des études spécifiques avant de pouvoir être concrétisées sur le terrain. La plupart alimentent la constitution du « référentiel de radioprotection du parc en exploitation » dont la création a été décidée également en 1999. Cette décision, s'appuyant notamment sur les deux projets « ALARA* – Management de la RP » et « Propreté Radiologique » refonde la prise en compte de la Radioprotection en Exploitation et en fixe les orientations et objectifs sur les plans techniques, organisationnels et humains.

La Direction de la Division Ingénierie Nucléaire (DIN) a eu une démarche similaire :

- ⇒ identification de cadres en charge du domaine dans chacune des unités qui la compose,
- ⇒ animation par une instance de coordination, le Comité des Responsables de Radioprotection.

La DIN a également élaboré une politique et un plan d'action, à la fois spécifique aux activités d'ingénierie de la division et cohérent avec les actions entreprises à la DPN (projets « ALARA » et « propreté radiologique »).

*ALARA : As Low As Reasonably Achievable.



Nombre d'intervenants (prestataires et EDF) dont la dose annuelle est supérieure à 20 mSv



Dose collective moyenne (prestataires et EDF) par réacteur



7.3.2 Objectif de réduction des doses individuelles

La réduction de la **dose collective** engagée devrait en principe bénéficier à tous les intervenants en zone contrôlée. Or dans certaines activités sensibles, la réduction des **doses individuelles** doit faire l'objet d'actions spécifiques aux métiers concernés.

L'affichage au niveau international dès le début des années 90 d'une future limite moyenne annuelle à 20 mSv a conduit EDF à prendre cette valeur comme objectif de limitation des doses individuelles. La réduction des expositions individuelles a donc été surtout sensible pour les métiers les plus exposés : calorifugeurs, soudeurs, mécaniciens, agents de logistique nucléaire...

La cible fixée pour 2000 était :

« Aucun intervenant avec une dose annuelle supérieure à 20 mSv ».

L'objectif est maintenant de baisser de 10 % par an le nombre de personnes dépassant 16 mSv/an en visant prioritairement les métiers les plus exposés.

7.3.3 Objectif de réduction des doses collectives

Pour atteindre cet objectif, la Direction de la DPN a lancé le **projet « ALARA »** articulé autour « d'affaires », comme par exemple, « l'amélioration du système d'information dosimétrique » et « les chantiers de référence » comprenant onze activités génératrices de 60 % de la dose reçue sur le parc (par exemple « ouverture de la cuve réacteur » ou « dépose - pose des calorifuges »).

Animé au niveau national et local, fonctionnant suivant des groupes de travail thématiques, le projet a permis d'infléchir sensiblement l'évolution en consolidant l'expérience acquise en exploitation et d'atteindre les résultats de la cible.

Cette réduction des doses collectives a été renforcée par l'allongement des cycles de combustible et la réduction des programmes de maintenance.

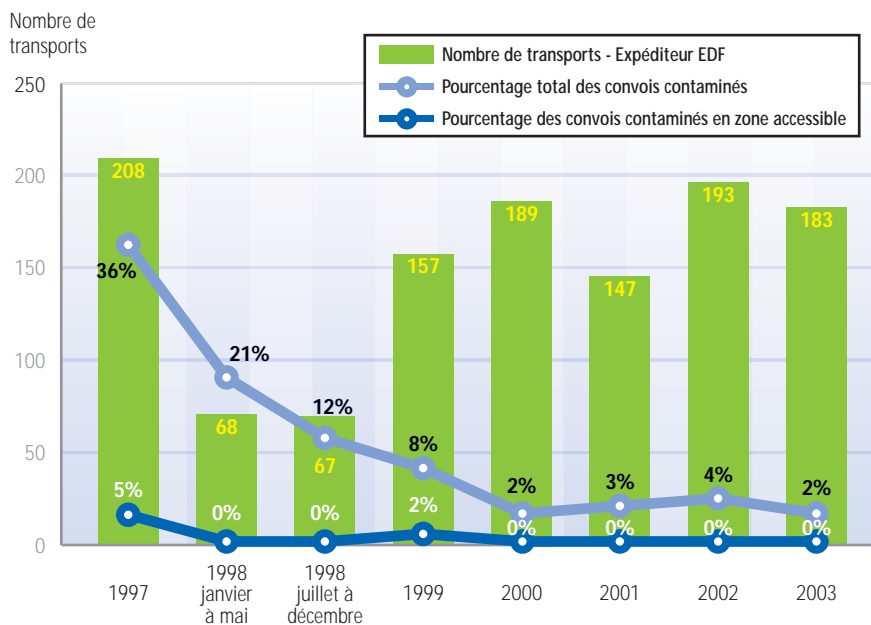
La cible fixée pour 2000 était :

« Dose collective moyenne annuelle par réacteur inférieure à 1,2 Homme.Sv ». Cette cible a été atteinte.

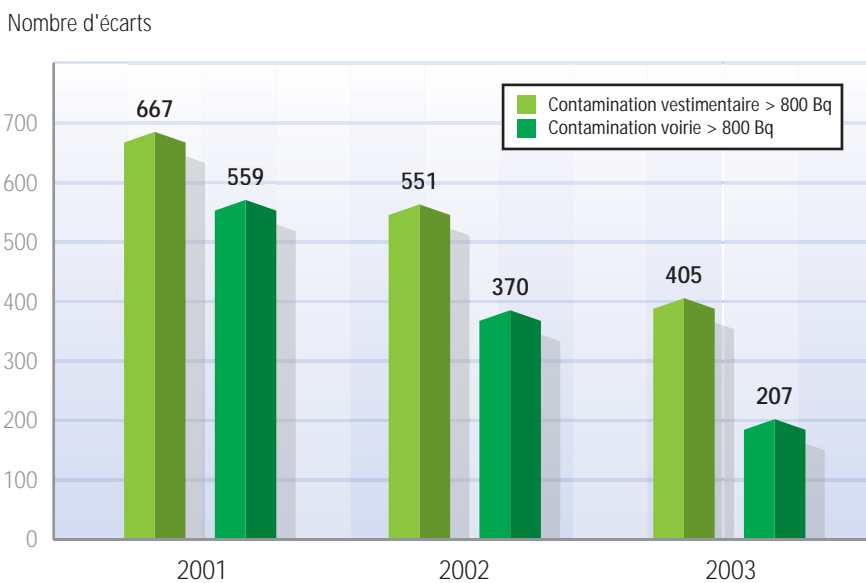
Pour 2008, l'objectif est :

« Dose collective annuelle moyenne par réacteur de 0,65 Homme.Sv ».

Evolution des écarts de contamination sur les convois de combustible usé à l'arrivée au centre de retraitement



Evolution des écarts de contamination hors de la zone contrôlée



7.3.4 Propreté radiologique des installations

En 1998, EDF a connu d'importantes difficultés liées à la propreté radiologique des convois de combustibles usés. Ceci a conduit à la création du **Projet « Propreté Radiologique »** dont l'objectif global est d'assurer la maîtrise de la contamination et de la non dissémination de particules radioactives hors des zones contrôlées.

En effet, la propreté doit être irréprochable à l'intérieur des installations et lors du transport de matières radioactives. D'autre part, elle contribue à la politique EDF de protection de l'Environnement.

Le plan d'action « Propreté Radiologique » a permis de réduire considérablement la contamination des convois de transport de matières radioactives. Il a également engagé l'entreprise dans une démarche d'amélioration de la propreté des locaux, de la voirie, de l'outillage, ce qui participe à l'optimisation de la radioprotection du personnel.

L'installation à la sortie des sites des contrôleurs de contamination dit portiques « C3 » en est un des signes les plus visibles, mais la démarche conduit également à revoir les méthodes de contrôles de contamination, l'aménagement du confinement des chantiers, l'organisation des vestiaires, et à faire évoluer les pratiques lors des interventions en zone contrôlée.

L'ambition est d'obtenir un niveau de propreté des zones contrôlées hors bâtiment réacteur qui permette d'y entrer en tenue de ville ou de travail.

Les actions en cours visent à « confiner la contamination au plus près de la source », en :

- maîtrisant tous les risques de dissémination de particules hors des zones de chantiers de maintenance sur les équipements contaminés,
- maintenant tous les locaux dans un niveau optimum de propreté,
- disposant des contrôles des personnes et des matériels à la sortie de toutes les zones potentiellement contaminées.





Chapitre

8

8

📁 **8 ORGANISATION DE
LA RADIOPROTECTION
EN EXPLOITATION**

- ... 📁 **8.1** Responsabilités radioprotection dans un CNPE
- ... 📁 **8.2** Exigences vis-à-vis des travailleurs
- ... 📁 **8.3** Préparation des interventions en zone contrôlée
- ... 📁 **8.4** Réalisation des travaux en zone contrôlée
- ... 📁 **8.5** Maîtrise des zones et propreté radiologique des installations
- ... 📁 **8.6** Tirs gammagraphiques

Répartition des responsabilités en matière de radioprotection pour les travaux réalisés en CNPE

| | Qui | Définition de la mission |
|---|--|--|
| Préparation et réalisation de l'activité | La répartition des responsabilités et les missions respectives du service « métier » et du service « prévention des risques » sont adaptées aux enjeux (voir chapitres suivants du mémento). | |
| Contrôle technique | Le contrôle de l'activité au sens de l'article 8 de l'arrêté qualité du 10/08/84 est de la responsabilité de l'entité en charge de la réalisation des travaux. | Il a pour but de s'assurer que l'activité a été exécutée conformément aux exigences définies, que le résultat obtenu répond à la qualité définie ; les écarts constatés sont consignés et traités. |
| Surveillance des travaux confiés à un prestataire | Chargé de surveillance au sens de l'article 4 de l'arrêté qualité appartenant au service ayant sous-traité l'activité. | Le chargé de surveillance veille au respect des exigences et ajuste son programme de surveillance dans le domaine de la RP aux enjeux dosimétriques des interventions. |
| Vérification | La vérification au sens de l'article 9 de l'arrêté qualité est de la responsabilité du service « sûreté qualité » (SSQ). | Elle consiste à vérifier que : <ul style="list-style-type: none"> • les exigences dans le domaine RP sont correctement définies ; • les moyens humains et techniques ainsi que l'organisation mise en œuvre pour l'accomplissement de l'activité sont adaptés et permettent de respecter les exigences RP définies ; • une organisation est définie et mise en œuvre afin que soit exercé un contrôle technique adapté à chaque activité à enjeux dosimétriques (niveaux 1, 2 et 3). |
| Contrôle opérationnel de la radioprotection | Service « Prévention des Risques » (SPR). | Il consiste à : <ul style="list-style-type: none"> • contrôler les moyens effectivement mis en œuvre sur les chantiers en vue de la protection des intervenants et évaluer l'efficacité des protections installées. Cette évaluation porte sur la pertinence de l'analyse de risques et la conformité des parades mises en œuvre ; • consigner le résultat des opérations de contrôle sur les modes opératoires utilisés ou sur une « fiche de constat » ; • stopper un chantier dont le niveau de prévention n'est pas acceptable (danger imminent), alerter la ligne managériale. |

8.1 RESPONSABILITÉS RADIOPROTECTION DANS UN CNPE

La **responsabilité** du directeur du CNPE porte d'une part sur la protection individuelle du personnel placé sous son autorité et d'autre part sur les mesures générales et techniques, en matière d'organisation et de conditions de travail de tous les intervenants dans le CNPE. Elle porte notamment sur la coordination des activités lorsqu'il est fait appel à des prestataires extérieurs. Le directeur de l'entreprise prestataire est responsable des mesures de protection individuelle du personnel placé sous son autorité. Cette responsabilité est déléguée à la hiérarchie présente et/ou à la personne compétente en radioprotection de son entreprise.

8.1.1 Rôle du cadre de direction en charge de la radioprotection

Il est l'animateur du processus en charge de la radioprotection. Avec l'appui du Service Prévention des Risques (SPR) et du comité radioprotection ad hoc qu'il préside généralement, il prépare les objectifs du site, définit des axes de progrès internes et s'assure de leur déclinaison en projets locaux et en actions dans les projets de services.

Il recueille les synthèses des audits réalisés par le Service Sûreté Qualité (SSQ) sur le thème radioprotection et des contrôles effectués par le SPR en fonction de ces éléments, les analyses des événements significatifs en radioprotection, ainsi que tous les éléments lui permettant d'élaborer le diagnostic radioprotection du site.

Le bilan annuel sûreté-radioprotection (dont le contenu est défini par la Directive 50) permet au CNPE de dégager ses points forts et ses points faibles et fournit des orientations pour l'élaboration des plans d'action.

8.1.2 Rôle de la hiérarchie opérationnelle

Le directeur du CNPE délègue la responsabilité de la protection individuelle du personnel exposé aux rayonnements ionisants à la hiérarchie opérationnelle concernée.

Au titre de « délégué », la **hiérarchie opérationnelle** s'assure que le personnel placé sous son autorité :

- fait l'objet d'un suivi médical individuel,
- est classé en fonction des risques auxquels il peut être exposé,
- est formé à la radioprotection et connaît les exigences relatives à ce domaine,
- possède les habilitations et les compétences nécessaires pour réaliser les activités qui lui sont confiées,
- fait l'objet d'un suivi dosimétrique individuel,
- est en mesure de se procurer les protections individuelles et sait les utiliser,
- respecte les règles et les consignes qui permettent de satisfaire aux exigences en matière de surveillance de l'exposition, de respect des limites réglementaires et de non dispersion de la contamination.

Pour assumer cette responsabilité, la hiérarchie opérationnelle peut demander l'appui du SPR et du service de santé au travail.

Surveillance du maintien en conformité avec le référentiel radioprotection

- surveillance radiologique des installations et des barrières afin de protéger les intervenants de tout risque d'exposition interne ou externe et de respecter les limites maximales d'exposition,
- réalisation de contrôles périodiques de contamination des locaux et de la voirie en et hors zone contrôlée,
- réalisation de cartographies, selon la réglementation, dans les « zones contrôlées » et dans les « zones surveillées »,
- délimitation de ces zones à l'aide de balisage et de repérage dûment renseignés,
- identification de « points verts » (zones de repli à faible débit de dose).

Gestion des sources radioactives

- renseigner les registres des mouvements de sources, s'assurer de la conformité des conditions de stockage et de la validité des signatures,
- contrôler l'état des sources (étanchéité...) et assurer leur inventaire physique,
- tenir à jour une base de données dans laquelle toutes les sources détenues sur site sont mentionnées avec leurs types, délai d'utilisation, origine, affectation...
- établir tous documents nécessaires, après analyse de risque, aux transferts de sources intra et extra-muros, puis autoriser les mouvements de sources,
- respecter les délais d'utilisation puis, selon les cas, les conditions de mise en déchet.

8.1.3 Rôle du Service Prévention des Risques

Par délégation du directeur d'unité, le chef du Service Prévention des Risques est responsable :

- de la surveillance globale de l'installation et de son maintien en conformité avec le **référentiel radioprotection**,
- de la **gestion des sources radioactives**,
- du contrôle opérationnel sur le terrain, permettant de contrôler la prise en compte des exigences en prévention des risques par les intervenants,
- du bon fonctionnement et de la gestion du matériel de détection et de mesure de débits de dose et de contamination, qu'il soit à poste fixe ou mobile, à la disposition des intervenants ou de son propre personnel. Il fait établir un programme de surveillance et de maintenance de ces matériels,
- de la capitalisation du retour d'expérience (REX) dans le domaine de la radioprotection, qu'il soit interne au CNPE ou issu d'autres exploitants. C'est notamment à partir de ce REX que les **Personnes Compétentes en Radioprotection (PCR)** vont fixer des objectifs dosimétriques pour les interventions et adapter les mesures de protections collectives et individuelles qui permettront de progresser dans le domaine de la radioprotection,
- de l'appui aux services « métiers » pour la préparation et la réalisation des activités. Les personnes compétentes en radioprotection sont sollicitées également pour lever des « points d'arrêt radioprotection » lors d'interventions à forts enjeux dosimétriques ou pour la délivrance des accès en zones orange, rouge, ou dans le bâtiment réacteur tranche en fonctionnement.

8.1.4 Rôle des services « métiers »

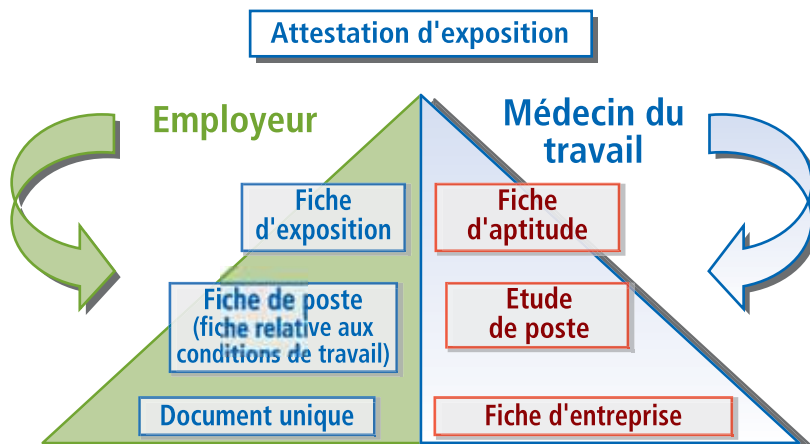
Chaque service applique pour ses activités propres une démarche rigoureuse, prudente et respectueuse des exigences relatives à la préparation, la réalisation et au repli des chantiers.

Chaque service contribue au bon fonctionnement du retour d'expérience en faisant :

- analyser les événements qui se sont produits dans son domaine d'activité,
- examiner les dossiers relatifs aux incidents survenus sur d'autres sites,
- diffuser les résultats et enseignements issus de ces analyses en s'assurant de leur prise en compte.

Le service « conduite » contribue de manière spécifique à la limitation du terme source par le respect des spécifications chimiques et des procédures, notamment pour le passage en arrêt à froid et pour le redémarrage. Il est en cela aidé et conseillé par le service « chimie ». De plus, la rigueur dans la planification et la réalisation des vidanges de circuits permet de limiter les doses (la présence d'eau dans les circuits est favorable à la réduction des doses car elle sert d'écran) et d'éviter la dissémination de la contamination.

Documents réglementaires



| | |
|--|---|
| <p>Responsabilité de l'employeur Document unique (Décret 2001-1016 du 5/11/01) Inventaire des dangers et évaluation des risques pour la santé et la sécurité des travailleurs identifiés dans chaque unité de travail de l'entreprise ou de l'établissement.</p> | <p>Responsabilité du médecin du travail Fiche d'entreprise (Art. R.241-41-3 du Code du Travail) Document dans lequel sont consignés les risques professionnels et les effectifs des salariés exposés. Le document est transmis à l'employeur par le médecin du travail.</p> |
| <p>Fiche de poste (Art. R.231-92 du Code du Travail) A partir du document unique par unité de travail, l'employeur identifie les dangers et évalue le niveau d'exposition auquel le salarié est susceptible d'être exposé lors de ses activités au poste de travail. Il définit également les moyens de prévention et de protection mis en œuvre.</p> | <p>Étude de poste (Art. R.231-99 du Code du Travail) Étude des contraintes d'origine physique, chimique, radiologique ou organisationnelle du poste de travail permettant d'assurer le suivi médical en fonction des risques.</p> |
| <p>Fiche d'exposition aux RI (Art. R.231-92 du Code du Travail) A partir de la fiche de poste, l'employeur établit pour chaque salarié la fiche d'exposition qui précise notamment la nature et la durée des expositions au poste de travail.</p> | <p>Fiche médicale d'aptitude (Art. R.241-57 du Code du Travail) Elle est délivrée par le médecin du travail à l'issue de la visite médicale et des examens médicaux prescrits par le médecin. Un exemplaire est transmis à l'employeur et un autre est remis au salarié.</p> |
| <p>Attestation d'exposition (rayonnement ionisant, amiante, chimique mutagène radiologique), (arrêté du 28/02/95, décrets 96-98 du 07/02/96 et 2001-97 du 01/02/01). Elle est remplie par l'employeur et le médecin du travail. Elle est remise au salarié à son départ de l'établissement.</p> | |

8.1.5 Rôle du service de santé au travail

Le **médecin du travail** participe, avec la personne compétente en radioprotection et le chef d'établissement :

- à l'information et à la formation du personnel sur les risques,
- à la définition des mesures de protection collective appropriées à la nature de l'exposition,
- au choix des mesures de protections individuelles, et tout particulièrement les équipements de protection individuelle et leur durée de port,
- à la surveillance dosimétrique des chantiers et au traitement des écarts entre la dosimétrie passive et la dosimétrie opérationnelle,
- à l'établissement et à l'actualisation de la fiche d'exposition.

Il est responsable :

- de la tenue du dossier médical spécial individuel et de la délivrance de la carte de suivi médical pour chaque travailleur classé en catégorie A ou B,
- du choix des examens médicaux lui permettant de se prononcer sur les aptitudes au poste de travail,
- du bilan dosimétrique suite à exposition,
- de l'étude du poste de travail,
- de la détection des écarts entre la dosimétrie passive et la dosimétrie active et de leur analyse en collaboration avec la personne compétente en radioprotection.

Le médecin du travail du CNPE est de plus responsable de la surveillance de l'exposition interne et du calcul éventuel de la dose interne pour tous les intervenants sur le site.

A la cessation de l'activité ou de l'emploi exposé aux rayonnements ionisants, le médecin participe à l'élaboration de l'attestation d'exposition aux rayonnements ionisants.

Tous les résultats de mesures dosimétriques externe et interne sont conservés dans le dossier médical spécial et ce, 50 ans après la cessation d'activité professionnelle.

Ils constituent l'un des éléments de la fiche d'exposition et de l'attestation d'exposition remplie par l'employeur et le médecin du travail.

Cette attestation permet au retraité qui a été exposé à un produit ou à un procédé cancérigène, après accord de la CPAM (Caisse Primaire d'Assurance Maladie), de bénéficier d'une surveillance médicale post-professionnelle conformément au décret n° 93-644 du 26 mars 1993 : examens médicaux tous les deux ans, libre choix du praticien, prise en charge par la CPAM.

Contrôles à l'entrée et à la sortie du site et de la zone contrôlée



- ① Entrée interdite au delà de 50 000 Bq pour les véhicules.
- ② Contrôle anthropogammamétrique destiné à s'assurer de l'absence d'exposition interne. Examen pratiqué tous les ans pour les agents EDF, en début et en fin de chantier pour les personnes extérieures.
- ③ Entrée en vestiaire chaud : en sous-vêtements.
- ④ Entrée zone de travail : tenue blanche, dosimètre et film dosimétrique.
- ⑤ Sortie zone de travail : double contrôle à l'entrée du vestiaire chaud...
- ⑥ ...et à l'entrée du vestiaire froid
- ⑦ Contrôle anthropogammamétrique destiné à s'assurer de l'absence d'exposition interne. Examen pratiqué tous les ans pour les agents EDF, en début et en fin de chantier pour les personnes extérieures.
- ⑧ Sortie interdite au delà de 3 000 Bq pour les piétons et 50 000 Bq pour les véhicules.

8.2 EXIGENCES VIS-À-VIS DES TRAVAILLEURS

8.2.1 Formalités d'accès et de sortie

Un travailleur entrant sur un site en vue d'une intervention en zone contrôlée (ZC) doit dans le domaine de la radioprotection justifier des éléments suivants :

- être classé en catégorie A ou B (voir paragraphe A2.5.1),
- avoir sa carte de suivi médical à jour,
- disposer d'une attestation de formation initiale à la prévention des risques niveau 1 (PR1) ou niveau 2 (PR2),
- être à jour au niveau du recyclage prévention des risques qui doit dater de moins de trois ans,
- être en possession du dosimètre passif du mois en cours fourni par l'employeur,
- pour les intervenants externes, avoir effectué le contrôle anthropogammamétrique en début de chantier.

Tous ces documents et informations sont regroupés dans le **carnet d'accès** pour les salariés d'entreprises intervenantes.

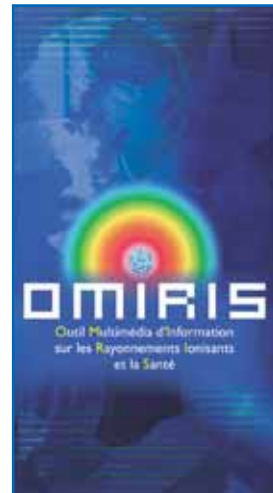
Tout problème d'ordre médical (plaie, otite...) doit être signalé au service médical qui décidera, après examen, des suites à donner.

Les personnes accédant en ZC en tant que visiteurs doivent être accompagnées par un agent habilité RP2. Elles sont considérées comme personnes du public et ne peuvent accéder aux zones à risque particulier d'exposition externe (zones orange et rouge) ou de contamination.

Lors de la sortie de ZC, le contrôle d'absence de contamination est réalisé par passage aux portiques C1 en sortie de ZC et aux portiques C2 entre le vestiaire chaud et le vestiaire froid. Les petits objets sont contrôlés à la sortie des vestiaires chauds par le contrôleur de petits objets (CPO).

Lors de la sortie de site, un passage systématique à travers les portiques C3 permet de détecter les éventuelles contaminations qui auraient échappé aux contrôles antérieurs. En fin de chantier, le contrôle d'absence d'exposition interne est effectué pour les intervenants extérieurs au site, par anthropogammamétrie au service médical.

Exemples de plaquettes d'information disponibles



Calliscope

Formations et informations complémentaires

En plus des formations obligatoires, d'autres formations plus spécifiques ou informations sont dispensées aux personnes intervenant en zone contrôlée :

- une information particulière est apportée aux femmes en état de procréer, tout comme aux salariés susceptibles d'intervenir dans le cadre d'expositions sous autorisation spéciale ou professionnelles d'urgence,
- des formations spécifiques sont également dispensées sur les modalités et conditions de port des équipements de protection individuelle et sur le risque alpha.

8.2.2 Formations et habilitations

La **formation** prévention des risques niveau 1 (PR1) est destinée aux personnes intervenant en zone contrôlée sous les ordres d'un chargé de travaux. Son but est de donner les connaissances suffisantes à l'intervenant pour :

- adopter un comportement qui lui permette de ne pas mettre sa santé en danger ou celle des autres personnes du fait de ses actes,
- connaître les risques auxquels il est exposé et leurs conséquences éventuelles sur l'organisme, et pouvoir les identifier,
- utiliser le matériel de protection individuelle adapté aux risques connus et savoir en contrôler le bon fonctionnement,
- appliquer dans une situation de travail donnée les consignes de sécurité et les recommandations concernant l'exécutant contenues dans le Recueil de Prescriptions au Personnel,
- respecter le régime de travail radiologique avec les parades individuelles et collectives préconisées.

La formation prévention des risques niveau 2 (PR2) est destinée aux chargés de travaux. Elle développe les capacités à :

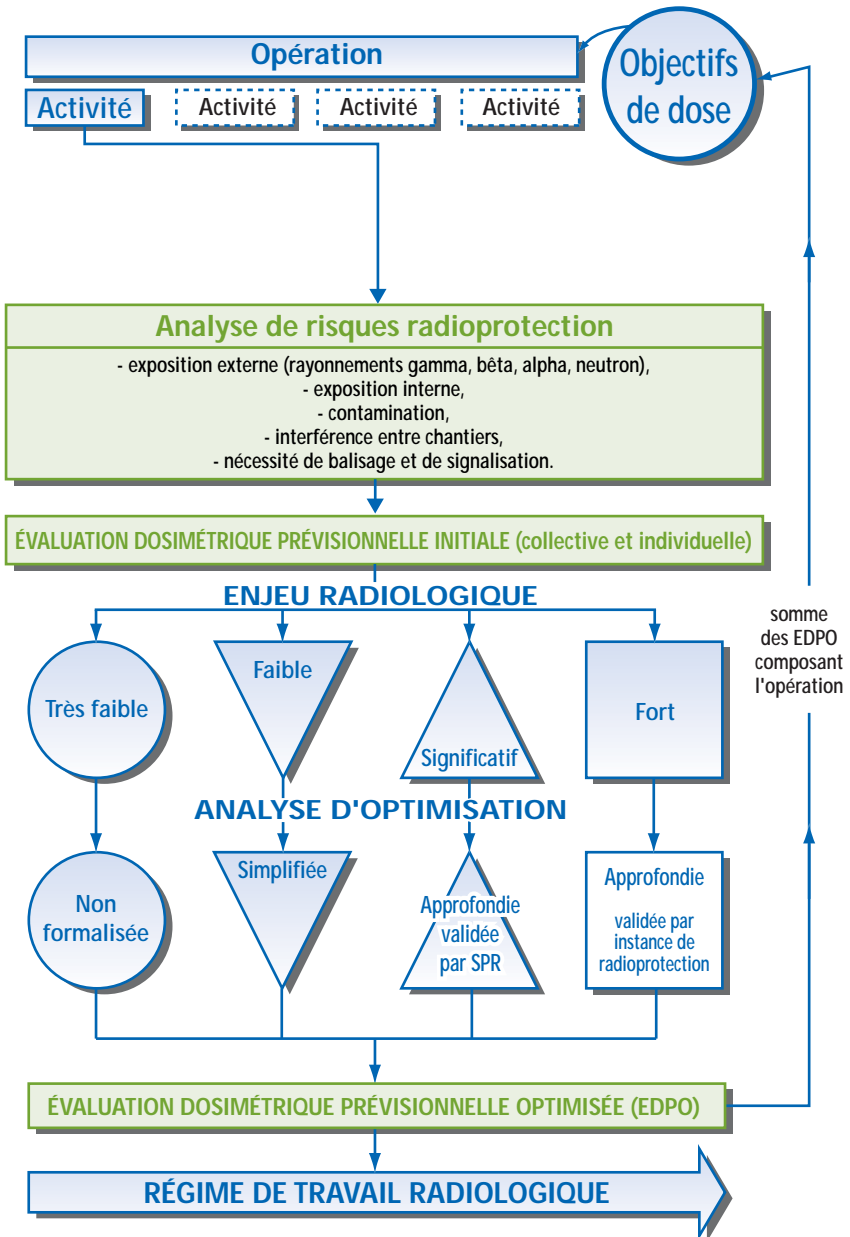
- analyser des situations de travail, en particulier pour identifier les risques, réels ou potentiels et savoir élaborer un régime de travail radiologique,
- mettre en œuvre des moyens et favoriser des comportements pour maîtriser les risques et prévenir tout accident pouvant intervenir lors des différents actes professionnels,
- expliquer aux membres de l'équipe intervenante les risques inhérents aux activités professionnelles qui seront réalisées sur l'installation.

La formation « **Recyclage PR** » doit être effectuée tous les trois ans a minima. Elle a pour but de :

- rafraîchir les connaissances acquises dans les formations PR,
- informer des évolutions de la réglementation et du matériel de protection,
- analyser la conformité des pratiques quotidiennes avec les règles en vigueur et le retour d'expérience,
- diffuser le retour d'expérience.

Une **habilitation** radioprotection niveau 1 ou 2 (RP1 ou RP2) reconnaît les capacités de la personne à intervenir en zone contrôlée. Elle est délivrée par l'employeur au vu de l'aptitude médicale, des résultats de la formation PR et de l'expérience acquise.

Optimisation de la Radioprotection



8.3 PRÉPARATION DES INTERVENTIONS EN ZONE CONTRÔLÉE

8.3.1 Définition d'objectifs de dose (ODD)

Chaque exploitant découpe le volume annuel de travail susceptible de générer des doses en plusieurs opérations, et fixe pour chacune d'elles un **objectif de dose**.

Le périmètre d'une opération pourra être par exemple un arrêt de tranche, les activités de routine tranche en fonctionnement ou des travaux de grande ampleur comme le remplacement des générateurs de vapeur ou une modification de l'installation.

Le responsable de l'opération ou le Service Compétent en Radioprotection (SCR) du CNPE s'assure que l'objectif de dose collective par opération est enveloppe à la somme des doses prévisionnelles optimisées des activités.

Lorsqu'une opération comporte un risque d'exposition pour des salariés d'entreprises extérieures, il appartient au service compétent en radioprotection du CNPE de fixer les objectifs de dose individuelle en collaboration avec l'employeur ou la Personne Compétente en Radioprotection (PCR).

8.3.2 Analyse de risques radioprotection

Chaque opération est découpée en plusieurs activités, selon la maille la plus adaptée pour l'optimisation.

Une **analyse de risques** radioprotection est conduite pour chaque activité par l'entité qui est responsable de sa préparation.

Elle analyse a minima :

- le risque d'exposition externe (rayonnements gamma, bêta, neutron) et le risque d'exposition des extrémités,
- le risque d'exposition interne et de dispersion de la radioactivité,
- le risque d'interférence entre chantiers,
- les risques spécifiques à certains locaux ou activités (accès en zone orange, accès en zone rouge et tir radio).

Elle précise la nécessité de balisage et de signalisation.

Exemple d'adaptation de l'analyse d'optimisation aux enjeux radiologiques de l'activité

| Niveau | Approfondissement de l'analyse d'optimisation |
|---|--|
| Niveau 0 Activité à enjeu radiologique très faible | La radioprotection des activités est optimisée par le respect des dispositions normales d'exploitation des installations ainsi que par le respect des règles d'accès et de séjour en zone contrôlée ou surveillée. Elles permettent de respecter les objectifs individuels et collectifs. |
| Niveau 1 Activité à enjeu radiologique faible | Analyse d'optimisation simplifiée, réalisée par le métier, permettant d'identifier les principales actions de protection à mettre en œuvre. La comparaison d'actions se fait sur la base du bon sens. L'optimisation peut se limiter à une chasse aux doses inutiles et l'application des règles de l'art. |
| Niveau 2 Activité à enjeu radiologique significatif | Analyse d'optimisation approfondie, élaborée sous la responsabilité du métier en collaboration avec le service compétent en radioprotection, permettant d'identifier les éléments contribuant à la dose et les moyens de la réduire. La synthèse de l'analyse est formalisée. |
| Niveau 3 Activité à enjeu radiologique fort | Analyse d'optimisation approfondie, élaborée sous la responsabilité du service compétent en radioprotection en collaboration avec le métier, permettant d'identifier les éléments contribuant à la dose et les moyens de la réduire. L'ensemble de l'analyse est formalisée. L'origine des débits de dose est précisée, les actions de radioprotection sont quantifiées. |

Répartition moyenne des chantiers en arrêt de tranche

| Enjeu radiologique de l'activité | Niveau 0 Très faible | Niveau 1 Faible | Niveau 2 Significatif | Niveau 3 Fort |
|----------------------------------|-------------------------|--------------------|--------------------------|------------------|
| Répartition des chantiers (%) | 20 | 55 | 20 | 5 |

8.3.3 Évaluation dosimétrique prévisionnelle initiale (EDPI)

Toute activité en zone contrôlée fait l'objet d'une **évaluation dosimétrique prévisionnelle** initiale en termes de :

- dose collective,
- dose individuelle moyenne par spécialité ou par poste de travail.

Cette évaluation prévisionnelle de dose est établie à partir des données suivantes :

- REX des interventions similaires à celles composant l'activité,
- débits de dose aux postes de travail, issus de la cartographie,
- volumes de travail exposé (nombre d'heures prévues au poste de travail exposant),
- hypothèses sur l'indice de tranche.

8.3.4 Classement des activités

Selon l'enjeu radiologique, les activités sont réparties en 4 niveaux : très faible, faible, significatif et fort.

Le classement des activités dans les niveaux d'enjeu radiologique est effectué a minima selon les critères radiologiques suivants :

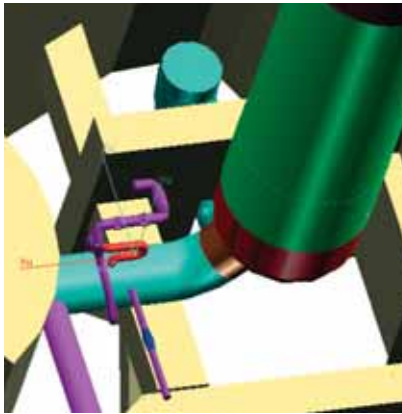
- ⇒ risque d'exposition externe
 - dose collective,
 - débit de dose équivalente,
- ⇒ risque d'exposition interne et risque de dispersion de la contamination.

Seuils pour le classement des activités

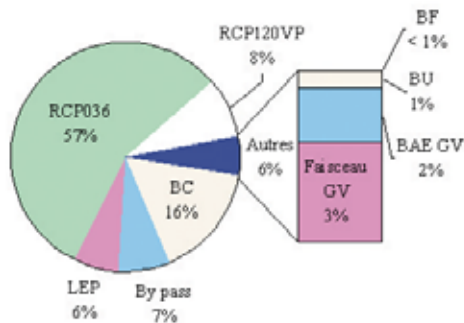
| ENJEU RADIOLOGIQUE DE L'ACTIVITÉ | Niveau 0 Très faible | Niveau 1 Faible | Niveau 2 Significatif | Niveau 3 Fort |
|------------------------------------|--|--------------------|--------------------------|------------------|
| Dose collective (homme.mSv) | < 1 | 1 à 10 | 10 à 20 | > 20 |
| Débit d'équivalent de dose (mSv/h) | < 0,1 | 0,1 à 2 | 2 à 40 | > 40 |
| Risque de contamination | Voir tableau au paragraphe 3.2 page 52 | | | |

Panthère : logiciel de modélisation

Pour des interventions dans des locaux complexes où les sources sont multiples, les études réalisées à l'aide du logiciel Panthère apportent une aide au préparateur pour choisir entre les différentes actions de prévention possibles. Le logiciel Panthère modélise le local et les sources présentes.



Il détermine la contribution de chaque source au débit de dose au niveau du poste de travail.



Il fournit des éléments pour réaliser l'analyse coût-bénéfice.

8.3.5 Optimisation de la radioprotection de l'activité

Le principe d'**optimisation** se traduit par la recherche de trois objectifs :

- réduire l'exposition externe,
- réduire le risque d'exposition interne,
- réduire le risque de dispersion de la contamination quand elle existe.

Cette démarche permet, à partir de l'évaluation dosimétrique prévisionnelle initiale :

- d'imaginer et de quantifier les actions de protection possibles,
- de retenir celles qui sont compatibles avec les ressources disponibles.

Exemples d'actions de protection

Les principales actions de radioprotection envisageables pour réduire le débit de dose au poste de travail sont :

- la planification avec les circuits en eau,
- la réalisation d'une chasse dans les circuits présentant des « points chauds »,
- la réalisation d'une décontamination,
- la mise en place de matelas de plomb au niveau des principales sources irradiantes du local.

Pour réduire le temps d'exposition ou augmenter la distance par rapport à la source, différentes options peuvent être examinées :

- l'automatisation,
- l'aménagement de la zone de travail pour en faciliter l'accès,
- l'éclairage de la zone de travail pour les tâches de précision,
- la délocalisation de certaines tâches (telle que la réalisation du « coupon témoin ») dans des zones faiblement irradiantes est envisageable. Ce genre de pratique repose plus sur le bon sens que sur une **analyse coût-bénéfice** dosimétrique.

Comparaison et sélection des options

L'efficacité des différentes actions envisagées est évaluée par une **analyse coût-bénéfice** qui prend en compte :

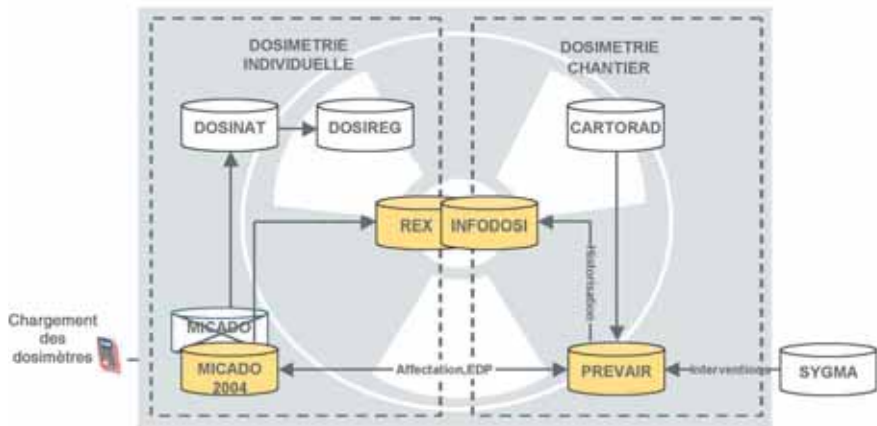
- la réduction de la dose prévue pour l'intervention,
- l'augmentation de la dose prévue pour réaliser les actions de prévention comme la pose de matelas de plomb par exemple,
- le coût financier des actions de prévention.

Contenu du Régime de Travail Radiologique

Il explicite les données radiologiques du chantier et les exigences qui s'y appliquent, notamment :

- l'identification des acteurs (donneur d'ordre, intervenant, SPR),
- les évaluations prévisionnelles dosimétriques (dose individuelle moyenne et dose collective),
- les débits de dose attendus,
- les moyens de protections collectifs et individuels notamment la délimitation de chantier par des barrières physiques,
- la conduite à tenir en cas d'atteinte d'un seuil préétabli (niveaux de dose individuelle ou collective, débits de dose, ...),
- les éléments à collecter pour le retour d'expérience (dosimétrie intégrée, écarts...).

Schéma du système d'information de la radioprotection



8.3.6 Évaluation dosimétrique prévisionnelle optimisée (EDPO)

A l'issue de la démarche d'optimisation, des doses prévisionnelles sont déterminées pour l'activité en termes de dose collective et de dose individuelle moyenne par spécialité (ou par poste de travail).

Pour les quatre niveaux (très faible, faible, significatif et fort), les **évaluations dosimétriques prévisionnelles optimisées** individuelle et collective sont formalisées et portées à la connaissance des intervenants par leur employeur.

8.3.7 Principe de validation

L'analyse et les évaluations de doses prévisionnelles optimisées des activités conçues par le CNPE sont validées soit par :

- le métier pour les niveaux à enjeux très faible et faible,
- le service compétent en radioprotection pour le niveau à enjeu significatif,
- une instance radioprotection (comité ALARA ou équivalent, validation de niveau direction) pour le niveau à enjeu fort.

8.3.8 Document radioprotection: le Régime de Travail Radiologique (RTR)

Pour toute activité en zone contrôlée, un document regroupe et présente les résultats de l'analyse de risques RP directement applicables ou contrôlables par le chargé de travaux. Il fait partie du dossier d'intervention.

8.3.9 Système d'information de la radioprotection

La préparation des interventions est réalisée avec l'aide du système d'information de la radioprotection (en cours de développement) présenté ci-contre.

L'Évaluation Dosimétrique Prévisionnelle (EDP) et son optimisation se font avec l'outil « PREVAIR » en puisant les informations :

- dans le système de gestion de la maintenance (SYGMA),
- dans l'application « CARTORAD » qui gère les cartographies des locaux,
- dans le module « REX » qui mémorise le retour d'expérience des interventions précédentes.
- dans le module « INFODOSI » qui permet d'analyser l'historique dosimétrique.

A l'entrée en zone contrôlée, le module « MICADO » autorise l'entrée de l'intervenant si la somme de sa dose individuelle au cours des 12 derniers mois et de l'EDP est inférieure aux seuils d'alerte. De plus il charge dans le dosimètre de l'intervenant les seuils d'alarme (dose et débit d'équivalent de dose) déterminés lors de la préparation de l'intervention.

Lors de la sortie de zone contrôlée, « MICADO » lit la dose mesurée par le dosimètre et met à jour le cumul de dose de l'intervenant dans DOSINAT, et l'historique dosimétrique de l'intervention dans « PREVAIR » pour le suivi et la constitution du REX.

Affichage à l'entrée des chantiers

| PREVENTION ● DES RISQUES | | |
|---|--|---|
| <p style="text-align: center; font-weight: bold; color: white; background-color: white; padding: 2px;">RISQUES</p>  <p style="font-size: small; color: red; margin-top: 5px;">Droit de vote : <input type="checkbox"/> Outil(s) :</p> <p style="text-align: center; background-color: yellow; font-weight: bold; font-size: small;">Risques particuliers</p> <div style="border: 1px solid black; height: 40px; width: 100%;"></div> | <p>LOCAL :</p> <p>Chantier :</p> <hr/> <p>Du :</p> <p>au :</p> <p>Plan de Prévention N°</p> <p style="text-align: center; font-weight: bold;">Chargé de travaux</p> <p>Nom :</p> <p>Prénom :</p> <p>Entreprise :</p> <p>Téléphone</p> <hr/> <p style="text-align: center; font-weight: bold;">Correspondant EDF</p> <p>Nom :</p> <p>Prénom :</p> <p>Service :</p> <p>Téléphone</p> <div style="background-color: red; color: white; font-size: x-small; padding: 2px;">Tous les chantiers nécessitent la révision en commun des Plans de Prévention élaborés pour le local</div> <div style="font-size: x-small; padding: 2px;">Cochez les cases des pictogrammes de Risques et de Prescriptions qui s'appliquent au chantier</div> | <p style="text-align: center; font-weight: bold; color: white; background-color: white; padding: 2px;">PRESCRIPTIONS</p>  <div style="background-color: red; color: white; font-size: x-small; padding: 2px; text-align: center;">Etiquetage des charges calorifiques</div> <div style="font-size: x-small; padding: 2px; text-align: center;">Prescriptions particulières</div> <div style="border: 1px solid black; height: 40px; width: 100%;"></div> |

| | | |
|---|---|---|
| CHANTIER À RISQUE CONTAMINATION : | | |
| DATE : HEURE : VISA PR : BIP : | | |
| CONTAMINATION ATMOS. | SURF. | DEBIT DE DOSE mSv/h |
| <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> | <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> | <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> |
| <u>- PRESCRIPTION D'ACCES</u> | | |

8.4 RÉALISATION DES TRAVAUX EN ZONE CONTRÔLÉE

8.4.1 Avant les travaux

Le **chargé de travaux**, responsable de la radioprotection de son équipe et de son **chantier** :

- prend connaissance de son dossier d'intervention et donc du type de chantier en terme de risques,
- prend connaissance du **Régime de Travail Radiologique (RTR)** et vérifie la cohérence avec les limites de dose éventuelles communiquées par le « service compétent en radioprotection » de son entreprise pour les personnes de son équipe (comme par exemple les personnes concernées par un dossier d'étalement de dose),
- prend connaissance des actions de radioprotection retenues à l'issue de la démarche d'optimisation, et formalisée dans le RTR :
 - les seuils d'alerte de doses collective et individuelle,
 - les protections biologiques,
 - l'état des circuits,
 - les moyens de récupération des effluents.
- déclenche l'installation des moyens logistiques tels que :
 - les sas (*),
 - les appareils déprimogènes (*),
 - les contrôleurs de contamination en sortie de zone de travail,
 - un contrôleur de contamination atmosphérique (*),
 - les échafaudages.

(*) : *lorsque l'analyse des risques a conclu à leur utilité*
- retire au magasin radioprotection : un radiamètre et un contaminamètre. Ces appareils doivent être rendus régulièrement au magasin RP afin de vérifier qu'ils sont toujours en bon état de fonctionnement,
- compare les conditions radiologiques réelles (débit de dose ambiant dans la zone de travail, niveau de contamination surfacique de la zone de travail et du sol) avec les conditions prévues dans le RTR, lors de la préparation.

Exemples de critère d'appel du SPR

| Critère d'appel | Pour quoi faire ? |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> - Débit de dose ambiant supérieur à l'attendu. - Dépassement prévisible de l'EDP de plus de 20 %. - Risque de dépassement du seuil d'alerte individuel. - Risque de dépassement du seuil d'alerte collectif. | <ul style="list-style-type: none"> • Recherche de point chaud. • Revoir les conditions de l'intervention (reprise analyse de risque et parade). |
| <ul style="list-style-type: none"> • Niveau de contamination non conforme à la prévision. | <ul style="list-style-type: none"> • Revoir les conditions de l'intervention ou décontamination en fonction de l'analyse de l'optimisation. |
| <ul style="list-style-type: none"> • Installation de matériel nécessitant une compétence de mesure RP : - Balise gamma, balise aérosol, balise iode. - Désinstallation du même matériel. | <ul style="list-style-type: none"> • Choisir l'emplacement en fonction de l'ambiance et de la représentativité de la mesure. |
| <ul style="list-style-type: none"> • Réalisation de mesures RP particulières : - Contamination volumique. - Mesure d'irradiation à distance. | <ul style="list-style-type: none"> • Réalisation de la mesure et interprétation pour choix des protections adaptées. • Lancement d'éventuelle action d'assainissement. • Balisage. |

8.4.2 Pendant les travaux

Le **chargé de travaux** contrôle son chantier :

- il met en et hors service les appareils de chantier (balise gamma, aérosol, iode, déprimogène) en début et fin de travaux,
- il vérifie le bon fonctionnement des appareils,
- si un appareil est défaillant, il appelle le service responsable (SPR),
- il communique aux intervenants les données de l'Évaluation Dosimétrique Prévisionnelle Optimisée (EDPO),
- il communique aux intervenants les conditions de chantier (tenue particulière par exemple, ainsi que les informations du Plan de Prévention (PdP)),
- il fait appliquer les règles édictées,
- il contrôle périodiquement (à chaque intervention de chantier et sur les phases particulières) les conditions radiologiques (Débit d'équivalent de dose et dépistage de contamination surfacique de la zone de travail) de son chantier pour vérifier la cohérence avec la préparation,
- il fait appel au SPR pour des mesures particulières (contamination volumique, mesures précises de contamination surfacique (en vue de transport par exemple), mesures alpha, débit d'équivalent de dose à distance),
- il suit les doses reçues par les intervenants sur son chantier,
- sur alarme de chantier : il fait mettre en sécurité son chantier, évacuer et applique la fiche d'alarme et balise le chantier. Il doit obtenir une autorisation pour reprendre le chantier après évacuation,
- il trie les déchets et, si problème, fait appel au spécialiste déchets,
- il indique les écarts de radioprotection dans son dossier, les améliorations mises en œuvre lors du chantier ou proposées pour un chantier futur.

Exemple de répartition des responsabilités sur le chantier






| | Logistique nucléaire | Chargé de travaux | Service Prévention des risques |
|--|----------------------|-------------------|--------------------------------|
| Balise iode Mise en place | | | X |
| Balise aérosol Choix de l'emplacement en fonction des contraintes environnement Mise sous tension Test de bon fonctionnement | | X X | X |
| Radiamètre Mesure du débit de dose ambiant Vérification de la conformité avec les débits de dose prévus lors de la préparation | | X X | |
| Balise gamma Mise en place Mise en service Test de bon fonctionnement | | X | X X |
| Radiamètre à distance / télésonde | | | X |
| Déprimogène Mise en place Mise en service Test de bon fonctionnement | X | X X | |
| Sas, Protections biologiques | X | | |
| Contrôle de contamination de la zone de travail avant le début de chantier | | X | |

8.4.3 Repli de chantier

Avec le concours des membres de son équipe, le chargé de travaux :

- contrôle le niveau de contamination du matériel en sortie de chantier (valeur dépistage = 4 Bq/cm^2) et l'emballage si nécessaire pour l'apporter en sortie de zone ou au magasin,
- transporte ses déchets jusqu'à l'emplacement défini par le site,
- demande le retrait des moyens logistiques de prévention,
- contrôle par dépistage si le local et/ou les matériels sont contaminés,
- demande leur décontamination si nécessaire,
- fait lever par le Service Prévention des Risques et/ou par le donneur d'ordre, l'éventuel point d'arrêt prévu en fin de chantier,
- organise la sortie de zone des matériels en planifiant avec les contrôleurs de sortie de zone et l'organisateur des transports et manutention,
- achemine le matériel, correctement confiné, en sortie de zone pour le contrôle final de propreté,
- retire l'affichage provisoire et le balisage du chantier.

Définition des zones

| | | Pictogramme de signalisation | Limites de débit d'équivalent de dose (DeD) |
|-----------------|--------|---|--|
| Zone surveillée | |  | Zone dans laquelle la dose annuelle reçue par les intervenants est comprise entre 1 et 6 mSv |
| | Verte |  | $7,5 \mu\text{Sv/h} \leq \text{DeD} < 25 \mu\text{Sv/h}$ |
| Zone contrôlée | Jaune |  | $25 \mu\text{Sv/h} \leq \text{DeD} < 2000 \mu\text{Sv/h}$ |
| | Orange |  | $2 \text{ mSv/h} \leq \text{DeD} < 100 \text{ mSv/h}$ |
| | Rouge |  | $\text{DeD} > 100 \text{ mSv/h}$ |

8.5 MAÎTRISE DES ZONES ET PROPRIÉTÉ RADIOLOGIQUE DES INSTALLATIONS

8.5.1 Zonage radioprotection

Le **zonage** consiste à découper l'espace en fonction du débit d'équivalent de dose ambiant, réel ou potentiel.

ZONE SURVEILLÉE

« Une zone surveillée (ZS) est une zone dans laquelle les travailleurs sont susceptibles de recevoir, dans les conditions normales de travail, une dose efficace dépassant 1mSv par an ou bien une dose équivalente dépassant un dixième de l'une des limites annuelles d'exposition fixées par la réglementation ».

L'accès à ces zones n'est pas réglementé. Les travaux dans ces zones doivent donc être signalés au Service Prévention des Risques du site. Pour tout travail en zone surveillée, les travailleurs classés A ou B doivent porter leur dosimètre passif.

ZONE CONTRÔLÉE

À partir d'un débit d'équivalent de dose ambiant de 7,5 $\mu\text{Sv/h}$, les locaux sont classés en zone contrôlée (ZC). L'accès en zone contrôlée est réservé aux travailleurs classés A ou B. Un visiteur peut y être autorisé à titre exceptionnel (pas plus de quatre fois par an) et doit être accompagné.

La zone contrôlée est découpée en 4 zones :

Zone verte

Le débit d'équivalent de dose ambiant est susceptible d'être supérieur à 7,5 $\mu\text{Sv/h}$ mais toujours inférieur à 25 $\mu\text{Sv/h}$. Une dose de 20 mSv peut y être intégrée pour une durée de travail de 800 heures.

Zone jaune

Le débit d'équivalent de dose ambiant est susceptible d'être supérieur à 25 $\mu\text{Sv/h}$ mais toujours inférieur à 2 mSv/h. Une dose de 20 mSv peut y être intégrée pour une durée de travail de 10 heures.

Le temps de travail dans cette zone est limité au strict nécessaire.

Possibilités d'accès en zones suivant le classement de la personne

| Type de zone | Travailleur exposé A | Travailleur exposé B | Public |
|--------------------------|----------------------|-----------------------|---|
| ZS | oui | oui | Transit et intervention exceptionnelle ⁽³⁾ |
| ZC verte | oui | oui | exceptionnel ⁽³⁾ |
| ZC jaune | oui | oui | exceptionnel ⁽³⁾ |
| ZC orange ⁽⁴⁾ | oui | non ⁽²⁾ | non |
| ZC rouge ⁽⁴⁾ | non ⁽¹⁾ | non ⁽¹⁾⁽²⁾ | non |

(1) La zone rouge est une zone fermée à double clés (Arrêté du 7 juillet 1977), l'accès reste exceptionnel et réglementé par une consigne spécifique.

(2) L'accès dans ces zones doit rester exceptionnel et soumis à autorisation de la Direction du site, la justification des accès des travailleurs de catégorie B doit prendre en compte leur limite annuelle de dose (soit 6 mSv).

(3) Public: l'accès dans ces zones doit rester exceptionnel et soumis à autorisation (de la Direction du site dans le cas de la zone jaune).

(4) Accès interdit pour les intervenants CDD, intérimaires, sous contrat à durée de chantier dont l'ancienneté dans l'entreprise est inférieure à 6 mois.

8.5.1 Zonage radioprotection (suite)

Les zones orange et rouge sont dites à accès spécialement réglementé. Leur accès est interdit à tout travailleur sous contrat d'intérim, de durée déterminée, ou de durée indéterminée « fin de chantier » si la durée de ce contrat est inférieure à 6 mois.

Zone orange

Le débit d'équivalent de dose (DeD) est susceptible d'être supérieur à 2 mSv/h, mais sera toujours inférieur à 100 mSv/h.

Pour pénétrer en zone orange, une autorisation nominative spéciale, visée par le donneur d'ordre et le « service compétent en radioprotection » est obligatoire.

Une zone peut être balisée « zone orange » s'il existe un risque d'évolution du DeD au delà de 2 mSv/h.

Zone rouge

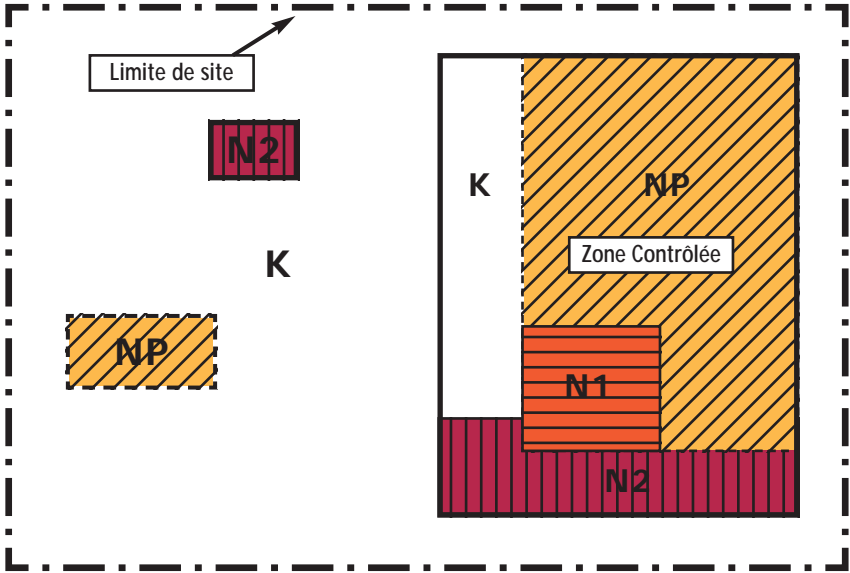
Le débit d'équivalent de dose est susceptible d'être supérieur à 100 mSv/h. Le risque radiologique est tel qu'une dose de 20 mSv peut y être atteinte en moins de 12 minutes.

L'accès en est interdit par une barrière physique. Les portes sont fermées à double clés. La procédure d'accès est strictement réglementée.

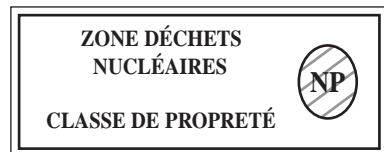
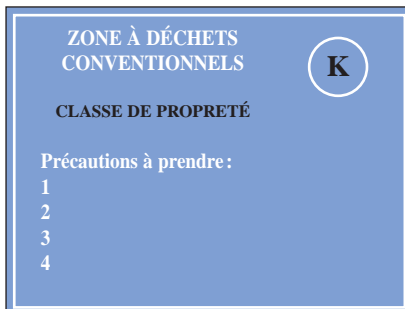
Les rares interventions dans ces zones sont programmées: soit lorsque le risque radiologique est le plus faible, soit lorsque la zone peut être déclassée, sinon en limitant au maximum le temps de présence de l'intervenant.

Pour pénétrer en zone rouge, une autorisation nominative spéciale, visée par le donneur d'ordre, le « service compétent en radioprotection », et le chef d'établissement est obligatoire.

Définition des zones propreté / déchets



Standard de signalisation



8.5.2 Zonage propreté/déchets: la Directive 104

Dans le domaine des déchets, la réglementation impose de définir les zones où les déchets produits sont conventionnels, c'est-à-dire évacuables dans des filières classiques, et les zones où les déchets produits sont nucléaires, c'est-à-dire évacuables dans des filières spécialisées (centres de stockage des déchets très faiblement ou faiblement actifs).

Dans les centrales EDF, les **zones à déchets conventionnels** sont repérées par la lettre K. En zone contrôlée, il est possible de classer quelques zones K. Il faut pour cela démontrer à l'administration que l'on peut garantir l'absence de contamination dans la durée (contamination non fixée $< 0,4 \text{ Bq/cm}^2$).

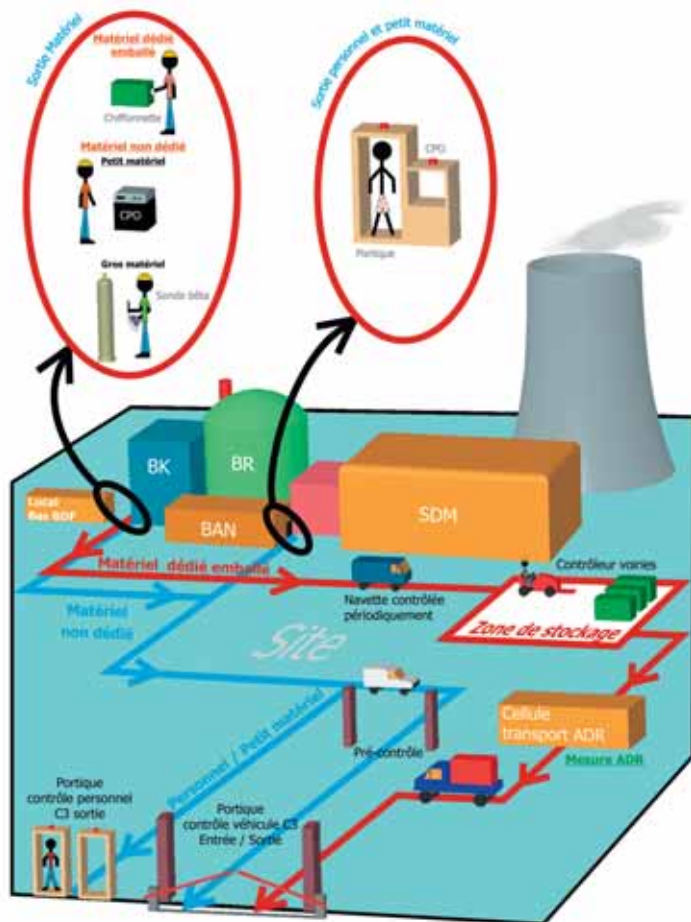
Le reste de la zone contrôlée est composée de **zones à déchets nucléaires** repérées par la lettre N. Pour maîtriser la dispersion de la contamination des sources de contamination venant des circuits véhiculant les fluides contaminés vers les zones propres, EDF a décidé de classer les différents locaux en trois niveaux de **propreté** :

- locaux nucléaires propres (NP) lorsque la contamination non fixée est inférieure à $0,4 \text{ Bq/cm}^2$,
- locaux nucléaires faiblement contaminés (N1) lorsque la contamination non fixée est inférieure à 4 Bq/cm^2 ,
- locaux nucléaires contaminés (N2) lorsque la contamination non fixée est supérieure à 4 Bq/cm^2 .

Les frontières entre les zones sont identifiées par un affichage spécifique et matérialisées par un « saut de zone ». Les consignes pour traverser la frontière visent à éviter la dispersion de la contamination (contrôle d'absence de contamination non fixée et emballage ou décontamination du matériel, contrôle des personnes - en particulier des pieds - et pose ou retrait de surbottes).

La reconquête progressive de la propreté des zones contrôlées décidée par la Direction de la Division Production Nucléaire se traduit par un programme de nettoyage associé à un contrôle périodique de la propreté des zones. Il vise à réduire le nombre de locaux classés N2 et à tendre vers un classement NP de la majorité des locaux de zone contrôlée hors bâtiment réacteur.

Principe de la Directive 82 Lignes de défense et contrôles radiologiques associés



ADR: Accord européen relatif au transport international des marchandises Dangereuses par Route

BAN: Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires

BK: Bâtiment Combustible

BR: Bâtiment Réacteur

CPO: Contrôleur de Petits Objets

SDM: Salle des Machines

8.5.3 Surveillance de la contamination hors zone contrôlée (Directive 82)

L'objectif de la Directive 82 (DI 82) est d'éviter la **dispersion de la contamination** due aux matériels utilisés en zone contrôlée.

L'organisation mise en place en respect de cette Directive vise à :

- garantir la **propreté radiologique** des matériels sortant de zone contrôlée,
- garantir l'absence de contamination des matériels retournant dans le domaine public, par des précautions particulières pendant leur séjour en zone contrôlée et un contrôle très fin lors de leur sortie,
- limiter au strict nécessaire les entrées de matériel en zone contrôlée ainsi que leur sortie.

Le principe est de créer des lignes de défense avec des contrôles radiologiques au niveau de la sortie de zone contrôlée et aux limites du site.

Dans le cas général, les matériels utilisés en zone contrôlée sont destinés à se déplacer d'une zone contrôlée vers une autre zone contrôlée ou vers une installation autorisée à recevoir des matières radioactives. Ils sont alors appelés « matériels dédiés ». Pour le transport, ces matériels sont emballés conformément à la réglementation des transports. Les contrôles en sortie de zone contrôlée et de site permettent de s'assurer de l'absence de contamination à l'extérieur de l'emballage (contamination non fixée inférieure à 0,4 Bq/cm²).

De manière plus exceptionnelle, des matériels peuvent retourner dans le domaine public après un séjour en zone contrôlée. Il s'agit par exemple d'outillages spéciaux, de bouteilles de gaz ou de documents. Ils sont appelés « matériels non dédiés ». Des précautions particulières sont prises pour éviter de mettre ces matériels en présence de contamination. Des contrôles très fins permettent de s'assurer qu'ils n'ont pas été contaminés (contamination fixée et non fixée inférieure à 0,4 Bq/cm²).

Gammagraphe de type GAM



Cegelec

Gammagraphe de type GAM en coupe



Cegelec

Appareils de gammagraphie industrielle



Signal vert : Le projecteur est en position de stockage, la source rentrée et l'appareil verrouillé



Signal jaune : le projecteur est sur le chantier, la source rentrée et l'appareil déverrouillé par sa clé de sécurité



Signal rouge : l'exposition peut être réalisée, l'obturateur est ouvert après action sur le loquet d'armement prévu à cet effet, la source est éjectée ou prête à être éjectée.



Signal rouge, point blanc : en phase d'incident, la rentrée du porte-source est incomplète.



Cegelec

8.6 TIRS GAMMAGRAPHIQUES

Les **sources radioactives** utilisées pour la **radiographie industrielle** sont très puissantes. L'exposition accidentelle d'une personne à 1 mètre de certaines des sources utilisées en centrale induirait une dose supérieure à 20 mSv en 2 minutes.

Une grande vigilance doit être observée vis-à-vis de ce risque. Les règles strictes à respecter pour éviter les incidents portent sur :

- une gestion fine et rigoureuse des sources,
- l'application stricte de procédures pour la mise en œuvre des appareils contenant les sources,
- un balisage des zones de tir visible et bien respecté par toutes les personnes présentes dans l'installation.

8.6.1 Gestion des sources

Un local source conforme à la réglementation permet le stockage de toutes les sources sous contrôle du Service Prévention des Risques.

Ce service contrôle les registres des mouvements de sources, s'assure de la conformité des conditions de stockage, contrôle l'état des sources (étanchéité...), assure leur inventaire physique, établit tous les documents nécessaires aux transferts de sources intra et extra-muros et autorise les mouvements.

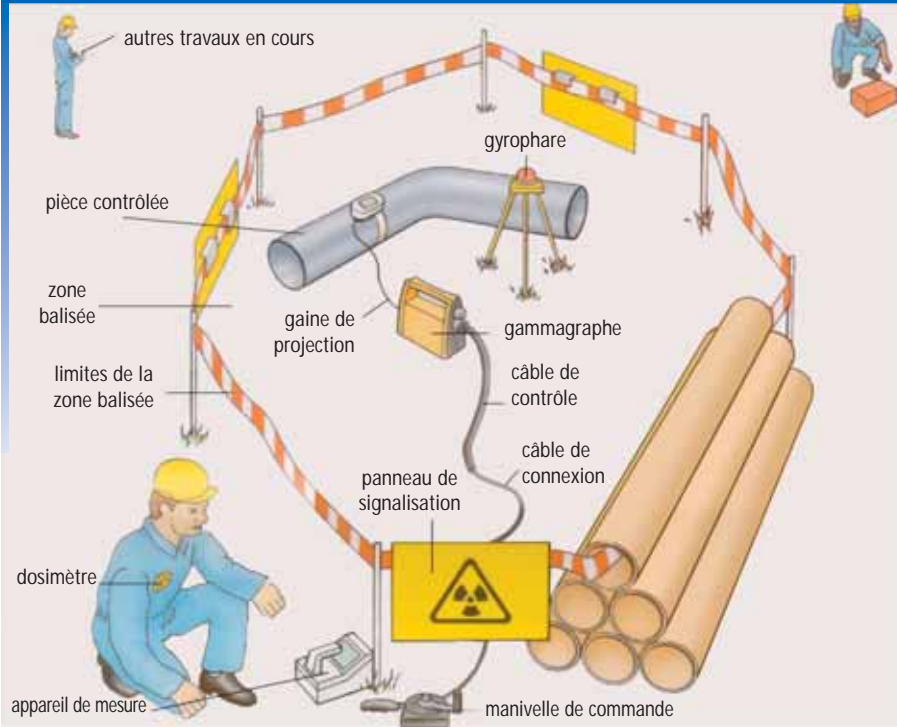
8.6.2 Mise en œuvre des appareils contenant des sources

Le contrôle radiographique est une activité réalisée par des professionnels titulaires d'un Certificat d'Aptitude à la Manipulation d'Appareils de Radioscopie et de radiographie Industrielle (CAMARI) et ayant réussi un examen des connaissances portant sur la mise en œuvre de sources radioactives.

Les appareils contenant les sources constituent un écran suffisant pour garantir la protection des intervenants pendant le transport des sources et toute la préparation du tir. La source est maintenue en position de repos à l'intérieur du projecteur avant et après le tir proprement dit. La mise en position de la source pour le contrôle du matériel à effectuer ainsi que son retrait sont pilotés à distance par l'opérateur de tir.

Des précautions sont prises pour s'assurer que la source est bien à l'intérieur du projecteur avant que quiconque ne s'en approche.

Balisage de la zone de tir



Vue d'une source dans son « porte source »



Si un tel objet, en tout ou partie, est aperçu, il est formellement interdit de le ramasser, l'objet doit être signalé, le service radioprotection doit immédiatement être informé.

8.6.3 Balisage des zones de tir

La préparation minutieuse des programmes de tir débouche sur une planification fine de ces activités et sur un programme de **balisage** des zones de tir.

Les programmes de tir sont portés à la connaissance de toutes les personnes susceptibles d'intervenir dans cette zone par voie d'affichage. Chaque opération fait l'objet d'un **permis de tir radiologique** visé par les services concernés, a minima le service donneur d'ordre, le service « conduite » et le SPR.

Le balisage consiste à rendre visible les limites de la zone de tir et de la zone de danger :

- ruban de couleur « rubalise », signaux lumineux à éclat,
- gyrophare à proximité de la pièce à contrôler, donc de la source quand celle-ci est sortie en position de tir.

Ces moyens sont mis en place sur le terrain et retirés par le chargé de tir radiographique.

Si une intervention d'urgence devait avoir lieu à l'intérieur d'un balisage, tout intervenant doit d'abord s'adresser au chargé de tir qui interrompra le tir et retirera partiellement le balisage.

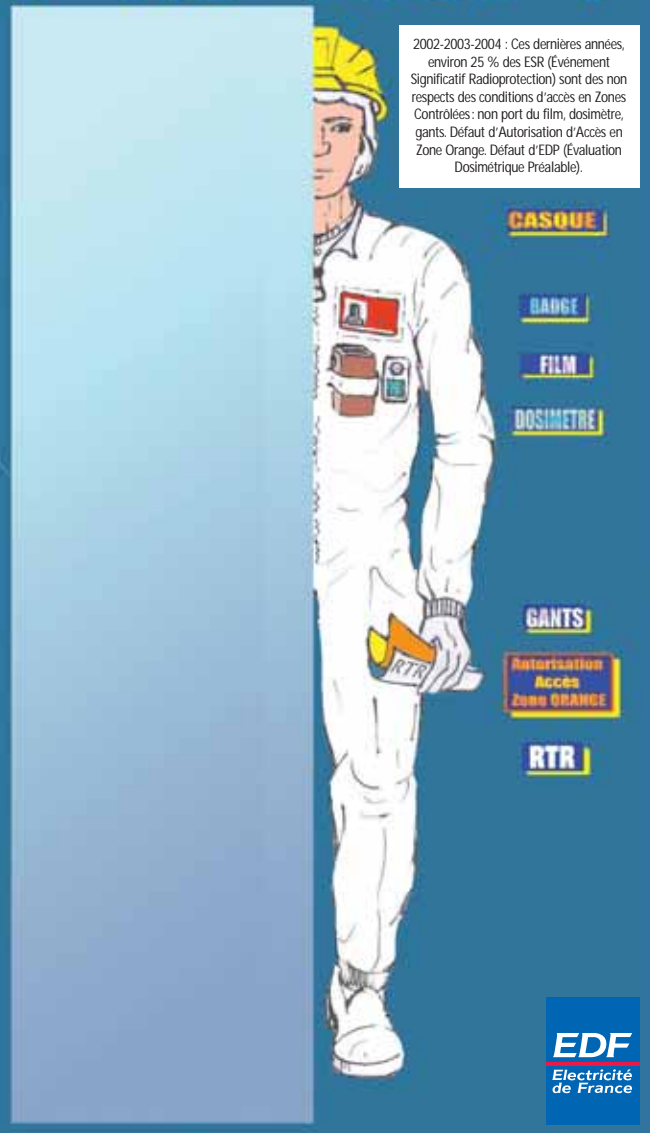
Si un intervenant pénètre par mégarde à l'intérieur d'un balisage, il doit :

- sortir immédiatement de la zone balisée en s'éloignant le plus possible de la pièce contrôlée (signalée par un gyrophare),
- informer le chargé de tir,
- faire prévenir immédiatement le service compétent en radioprotection qui prendra les mesures nécessaires, en relation avec le médecin du travail.

Miroir de contrôle à l'entrée de zone contrôlée

T'AS TOUT ?

2002-2003-2004 : Ces dernières années, environ 25 % des ESR (Evènement Significatif Radioprotection) sont des non respects des conditions d'accès en Zones Contrôlées : non port du film, dosimètre, gants. Défaut d'Autorisation d'Accès en Zone Orange. Défaut d'EDP (Evaluation Dosimétrique Préalable).



Il permet de ne pas oublier un élément important en entrant en zone contrôlée.

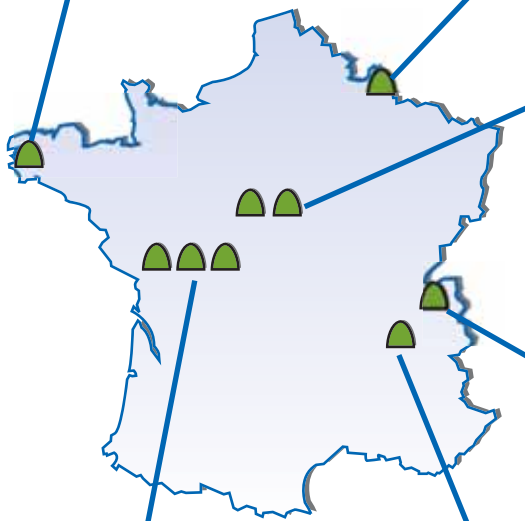
Les centrales en déconstruction



Brennilis



Chooz A



Saint-Laurent A



Creys-Malville



Chinon A



Bugey 1








Chapitre

9



**9 RADIOPROTECTION
EN DÉCONSTRUCTION**

- ...  **9.1** Stratégie de déconstruction des réacteurs arrêtés
- ...  **9.2** Grandes phases techniques de la déconstruction
- ...  **9.3** Risques liés à la radioprotection en phase de démantèlement
- ...  **9.4** Enseignements des premières opérations de démantèlement
- ...  **9.5** Nécessité de disposer de filières d'évacuation des déchets produits

Programme de déconstruction des différentes filières de réacteur

| | Centrale | Filière | Combustible | Modérateur | Fluide Caloporteur | Fin prévue des travaux |
|--|---|--|--|---------------|--------------------|------------------------|
| 1 ^{ère} vague du programme de déconstruction | Brennilis (ou centrale des Monts d'Arrée ou EL4) | eau lourde | uranium légèrement enrichi | eau lourde | gaz carbonique | 2015 |
| | Chooz A (ou centrale nucléaire des Ardennes) | eau pressurisée | uranium enrichi ou uranium + plutonium | eau | eau | 2020 |
| | Creys-Malville (ou Super- Phénix) | neutrons rapides (RNR) | uranium naturel + plutonium | néant | sodium liquide | 2025 |
| | Bugey 1 | uranium naturel et graphite gaz (UNGG) | uranium naturel | graphite | gaz carbonique | 2025 |
| 2 ^{ème} vague après retour d'expérience Bugey 1 | Saint-Laurent A1 et A2 | | | | | |
| | Chinon A1, A2 et A3 | | | | | |

9.1 STRATÉGIE DE DÉCONSTRUCTION DES RÉACTEURS ARRÊTÉS

Jusqu'en 2000, la politique d'EDF en matière de **déconstruction** des centrales mises à l'arrêt était de réaliser d'abord un **démantèlement** partiel et de différer le démantèlement complet à 40 ou 50 ans. Cette longue phase d'attente devait permettre de profiter de la décroissance radioactive des structures activées ou contaminées pour diminuer de manière importante la dosimétrie des opérations.

En contrepartie, cette stratégie comportait un certain nombre d'inconvénients, tels que la perte de mémoire des installations ou le vieillissement des équipements et structures, qui auraient annulé en grande partie les gains escomptés sur la dosimétrie liés à la décroissance radioactive.

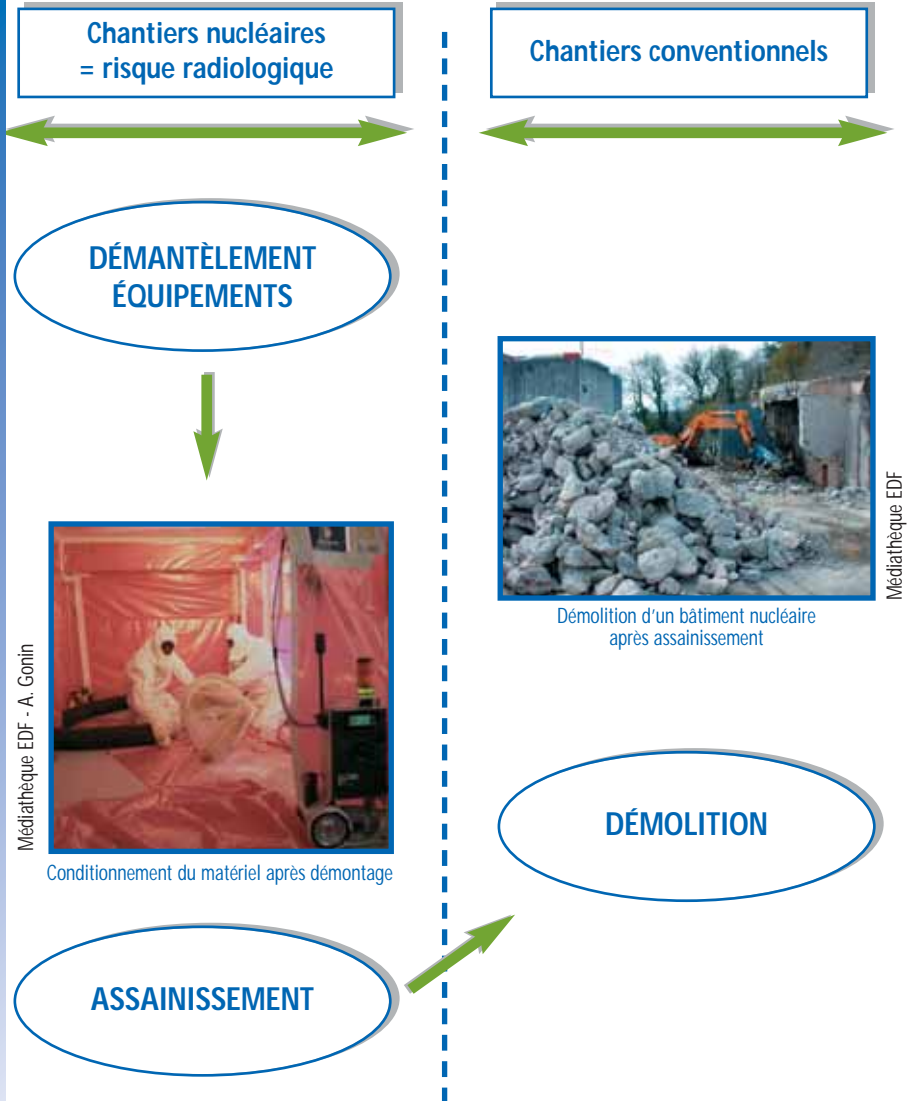
Début 2001, EDF s'est donc engagée dans une nouvelle stratégie en décidant un vaste programme de déconstruction sur 20 à 25 ans sans phase d'attente longue avant démantèlement total. La déconstruction complète en deux vagues des centrales de première génération et du réacteur de Creys-Malville est prévue aux alentours de 2025. La deuxième vague est décalée d'environ 3 ans après la première afin de permettre un retour d'expérience suffisant.

Outre la déconstruction des centrales de Brennilis, Chooz A, Creys-Malville et Bugey 1, la première vague de déconstruction prévoit également l'engagement du traitement avant 2010 des chemises graphite des combustibles UNGG actuellement entreposées dans un bâtiment spécifique à Saint-Laurent.

En adoptant cette stratégie, EDF fait le choix de démontrer sa capacité à déconstruire ses centrales nucléaires définitivement arrêtées en réalisant effectivement ce travail dans un délai raisonnable, facilement appréhendable à l'échelle d'une vie humaine, même si les enjeux de radioprotection sont plus importants compte tenu d'une plus faible décroissance radioactive.

Les missions liées à la déconstruction ont été confiées à une unité créée à cet effet en janvier 2001 : le Centre d'Ingénierie Déconstruction et Environnement (CIDEN).

Principales phases de la déconstruction



9.2 GRANDES PHASES TECHNIQUES DE LA DÉCONSTRUCTION

Une fois l'arrêt de production déclaré puis l'évacuation du combustible et des fluides radioactifs réalisée, les grandes phases techniques de la déconstruction vont se succéder de la manière suivante :

- démantèlement des matériels actifs,
- **assainissement** puis déclassement des locaux,
- démolition des bâtiments.

Les risques de radioprotection sont principalement rencontrés lors des chantiers de démantèlement des matériels et d'assainissement des locaux (murs et sols) ainsi que tout au long des opérations de gestion des déchets.

Après assainissement, des contrôles radiologiques sont réalisés pour vérifier le caractère conventionnel des parties restantes avant de procéder à leur **déclassement** puis à leur démolition.

TERMINOLOGIE

(extraits de « Vocabulaire de l'ingénierie nucléaire »)

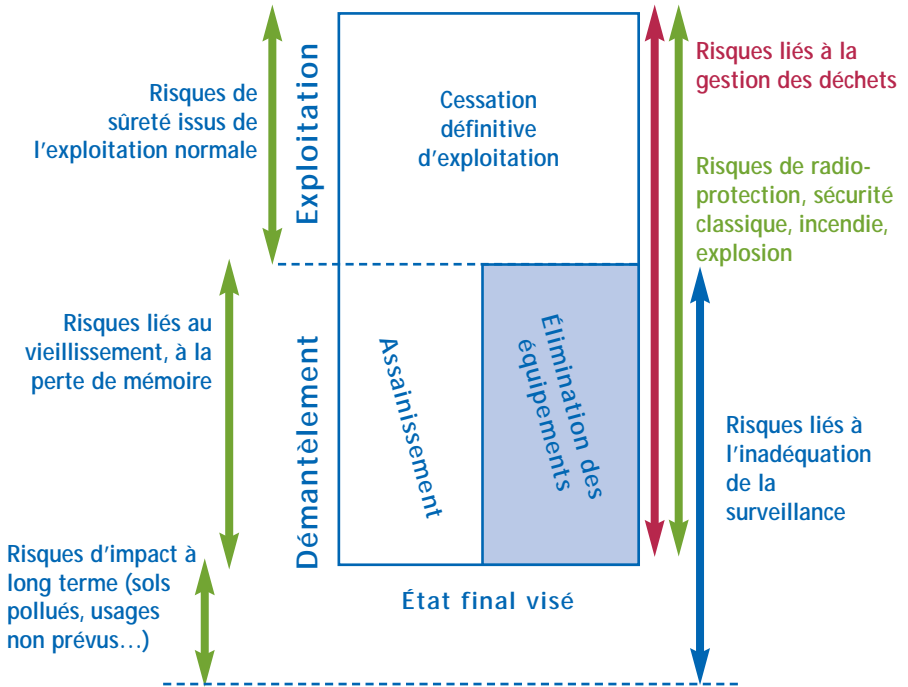
Déconstruction : Ensemble des opérations administratives et techniques conduisant dans un délai donné, par une suite programmée de démantèlements successifs, à l'élimination totale d'une installation nucléaire et à la complète réhabilitation du site.

Démantèlement : Ensemble des opérations techniques qui conduisent une installation nucléaire à un niveau de déclassement choisi.

Assainissement radioactif : Ensemble des opérations réalisées sur des installations ou des sites visant à réduire leur radioactivité notamment par décontamination ou évacuation.

Déclassement : Ensemble des opérations administratives et réglementaires destinées à changer le statut administratif de l'installation.

Les risques lors de la déconstruction



9.3 RISQUES LIÉS À LA RADIOPROTECTION EN PHASE DE DÉMANTÈLEMENT

La déconstruction d'une installation a pour objectif d'éliminer progressivement les équipements et structures présents afin d'atteindre un état final où le risque résiduel est le plus faible possible. L'installation est ainsi en évolution permanente et ce caractère évolutif nécessite une attention particulière lors de la préparation des chantiers.

Le combustible irradié et les fluides radioactifs ayant été évacués, un certain nombre de risques (neutrons, iode, ...) sont absents mais les enjeux liés à la radioprotection restent encore importants compte tenu :

- des structures activées par le flux neutronique en phase d'exploitation,
- des dépôts de produits radioactifs (produits de corrosion et d'activation, boues, résines...) qui n'ont pu être éliminés lors de l'exploitation ou des opérations de mise à l'arrêt définitif,
- de la contamination des équipements et des locaux suite à d'éventuels incidents d'exploitation,
- du fait que, contrairement aux chantiers de maintenance sur le parc en exploitation, on ne dispose généralement que de peu de retour d'expérience d'interventions similaires.

L'établissement d'un **inventaire radiologique** précis est donc une étape indispensable dans la déconstruction.

Chariot télécommandé pour réalisation de cartographies



Médiathèque EDF

Local avant et après démantèlement électromécanique



Médiathèque EDF



Médiathèque EDF

9.3.1 Connaissance de l'état radiologique de l'installation

L'**inventaire radiologique** doit être engagé le plus tôt possible, idéalement dès la mise à l'arrêt définitif du réacteur, car les résultats de cette caractérisation :

- orientent de manière très importante la stratégie et les techniques de démantèlement à mettre en œuvre (manuel, automatique ou téléopéré),
- permettent d'évaluer l'intérêt d'éventuelles décontaminations préalables des matériels et structures,
- permettent de définir les filières de traitement, d'évacuation et de stockage des déchets.

L'établissement de cet inventaire comprend 3 volets distincts :

- le premier est relatif à la détermination de l'activité des équipements et structures proches du cœur et ayant été activés par le flux neutronique ; l'utilisation de codes de calculs spécifiques est nécessaire ;
- le second concerne l'analyse d'échantillons (carottes de béton, dépôts de produits de corrosion...) prélevés sur les structures activées ou les circuits ; les résultats obtenus (activité massique des composants ou activité déposée dans les circuits) permettent soit de conforter les résultats des calculs d'activation précédents, soit d'orienter de nouvelles campagnes de calculs ou de mesures ;
- le troisième concerne l'analyse de l'historique d'exploitation des locaux pour déterminer la présence ou non de contamination (rupture de confinement, débordement, fuites...).

Démantèlement électromécanique

Médiathèque EDF



Démantèlement électromécanique

Médiathèque EDF



Assainissement d'un local

Démantèlement = risque
d'exposition interne important
pour de nombreux chantiers

Étude de poste =
risque radiologique
+
risque sécurité classique

Médiathèque EDF



Chantier de découpe

Médiathèque EDF



Travaux de découpe

9.3.2 Préparation des chantiers de démantèlement

Dans le cadre de la démarche d'optimisation et à l'instar de ce qui est réalisé en exploitation, des mesures de débit de dose et de contamination sont réalisées préalablement à chaque chantier de démantèlement afin de disposer d'un état des lieux.

Bien que les objectifs de radioprotection (minimiser la dose intégrée par les intervenants) et de propreté radiologique (garantir une non-dissémination de la contamination) soient identiques, la préparation des chantiers de démantèlement doit tenir compte de risques pouvant être différents. On considère notamment :

a) un risque d'exposition interne plus fréquent qu'en exploitation dû à :

- des travaux (découpe, assainissement, meulage...) générant une remise en suspension importante de poussière et d'aérosols,
- la présence plus fréquente de contamination sèche car la majorité des circuits ou capacités ont été vidangés,
- une contamination alpha parfois importante suite à des incidents sur le combustible en phase d'exploitation. Pour les tranches en démantèlement, l'arrêt depuis de nombreuses années des réacteurs conduit souvent à un rapport « émetteurs bêta-gamma/alpha » plus faible que celui observé sur les réacteurs en exploitation. La seule connaissance du niveau de contamination en éléments émetteurs bêta et gamma ne permet donc pas toujours de se prémunir du risque alpha comme cela est la règle en exploitation et l'analyse d'échantillons est souvent le seul moyen pour déterminer le niveau du risque alpha avant de débiter un chantier,
- des risques spécifiques liés à la filière du réacteur tels que la présence importante de tritium à Brennilis. Ce radionucléide qui a la particularité de diffuser facilement à travers la peau lorsqu'il est sous forme de vapeur d'eau tritiée, peut nécessiter des protections complémentaires spécifiques (gants en néoprène-butyl...) en plus des protections habituelles (tenue ventilée) lorsque le niveau de contamination atmosphérique est très élevé, comme cela est le cas pour le démantèlement de certains circuits de la centrale de Brennilis.

Assainissement

STMI



« Décapage » téléopéré des murs

Médiathèque EDF



« Décapage » téléopéré des murs

Médiathèque EDF



Assainissement de sol

Médiathèque EDF



Retrait des épaisseurs contaminées du sol

Débit de dose faible
+
chantier de longue durée
=
une dose pouvant être importante

9.3.2 Préparation des chantiers de démantèlement (suite)

b) un risque d'**exposition externe** de nature différente :

- un débit de dose très élevé, parfois supérieur à plusieurs dizaines de Sv/h, lorsqu'il s'agit de retirer les structures activées proche du cœur. Des techniques de démantèlement par téléopération ou sous eau doivent être mises en œuvre,
- les volumes de déchets produits sont très importants et les risques liés à leur gestion sont présents tout au long de la déconstruction. Le retour d'expérience montre que la dosimétrie liée à la gestion des déchets de démantèlement constitue une part très importante de la dose collective,
- lorsque le débit de dose ambiant est faible, la durée très longue de certains chantiers (traitement de déchets, assainissement...) peut engendrer une dose collective importante qu'il est nécessaire d'optimiser,
- une **dose aux extrémités** qui peut être non négligeable pour certaines opérations.

c) les dispositifs de surveillance de radioprotection (chaînes fixes) ou de protection collective (ventilation) prévus pour la phase d'exploitation peuvent avoir été modifiés ou supprimés ; la question de leur remplacement par d'autres moyens plus adaptés doit être posée avant chaque chantier.

d) les risques de sécurité classique susceptibles d'avoir des conséquences du point de vue de la radioprotection sont en permanence présents (manutention de gros composants, incendie...).

Les éléments précédents montrent que l'analyse des risques liés à la radioprotection et à la préparation des chantiers de déconstruction doit être faite avec autant de soin qu'en exploitation.

Conditionnement de déchets



Médiathèque EDF

Opération d'injection de béton

La gestion des déchets
=
risque important d'exposition

Aire d'entreposage de déchets



Médiathèque EDF

9.4 ENSEIGNEMENTS DES PREMIÈRES OPÉRATIONS DE DÉMANTÈLEMENT

Certains réacteurs ayant été arrêtés depuis de nombreuses années, le risque lié à la perte de mémoire de l'installation nécessite aussi d'être intégré dans l'analyse des risques. Pour les centrales les plus anciennes, des incidents d'exploitation peuvent par exemple ne pas avoir été tracés.

Le retour d'expérience montre également que les dispositifs de prévention utilisés en sécurité classique et en radioprotection peuvent parfois être en contradiction. A titre d'exemple, la tenue Mururoa n'est généralement pas recommandée pour les travaux en hauteur et n'est pas compatible avec le port des casques de protection. La prise en compte des risques classiques doit donc être intégrée dans la démarche d'optimisation de la radioprotection.

Enfin, des Équipements de Protection Individuelle (EPI) qui ne sont pas habituellement utilisés sur les chantiers en exploitation ne doivent pas être systématiquement écartés. Il est nécessaire de réaliser au cas par cas un examen objectif des avantages et inconvénients de leur mise en œuvre sur les chantiers de déconstruction. En tout état de cause, les risques d'anoxie ou de présence de gaz toxiques seront toujours intégrés dans l'analyse.

9.5 NÉCESSITÉ DE DISPOSER DE FILIÈRES D'ÉVACUATION DES DÉCHETS PRODUITS

L'ampleur du programme conduira à la production de quantités importantes de déchets de divers types. De fait, de nouvelles aires d'entreposage « tampon » sur les sites en déconstruction devront être créées afin de limiter une évacuation en flux tendu vers les centres de stockage de l'ANDRA.

De plus, en complément des centres existants de stockage FMA (Faible et Moyenne Activité) et TFA (Très Faible Activité), il conviendra de disposer avant 2010 de filières complémentaires :

- d'un stockage dédié pour le graphite,
- d'un entreposage de déchets de moyenne activité à vie longue en attente d'un futur centre de stockage.



Comme pour la préparation des chantiers de déconstruction, les risques liés à la radioprotection des opérations de traitement et d'entreposage des déchets devront être évalués avec précision et faire l'objet d'une démarche d'optimisation.



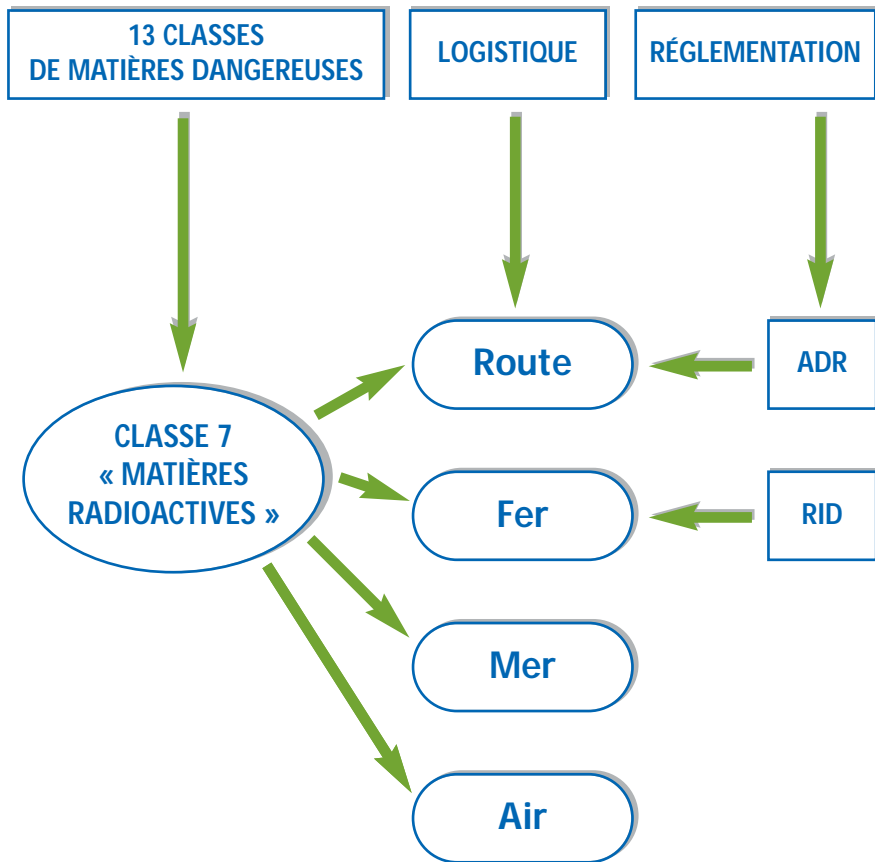
Chapitre

10

...  **10 ASPECTS RADIOPROTECTION DU
TRANSPORT DE MATIÈRES
ET OBJETS RADIOACTIFS**

- ...  **10.1** Règlements pour le transport
de matières radioactives
- ...  **10.2** Organisation du transport
de matières radioactives

Réglementation et classification des transports de matières dangereuses



10.1 RÈGLEMENTS POUR LE TRANSPORT DE MATIÈRES RADIOACTIVES

10.1.1 Texte de base : l'ADR

L'Accord européen relatif au transport international des marchandises Dangereuses par Route (ADR) est complété pour les transports effectués sur le territoire français par l'arrêté du 5 décembre 2002 (dit « arrêté ADR »).

L'ADR définit les différents critères de classement des matières dangereuses et impose des obligations concernant :

- le matériel de transport et ses équipements,
- les documents de bord,
- la formation des conducteurs,
- la circulation des véhicules (stationnement, signalisation),
- le chargement et le déchargement (dont la formation du personnel),
- la conception, la fabrication des colis.

Des règlements distincts traitent des transports par mer, par voies fluviales, par air ainsi que par voies ferrées.

Les transports nationaux par chemin de fer sont soumis à l'arrêté français du 5 juin 2001 dit « arrêté RID » auquel est annexé le Règlement concernant le transport International ferroviaire des marchandises Dangereuses (RID). Ils comprennent les mêmes chapitres que l'ADR.

10.1.2 Matières radioactives classe 7

Les matières dangereuses sont réparties en 13 classes ; la classe 7 concerne les matières radioactives. Chaque matière radioactive est identifiée par :

- un numéro (numéro d'identification de la matière selon la codification de l'ONU. Par exemple : UN2913 pour l'outillage contaminé),
- sa désignation officielle de transport.

Ces informations permettent à l'expéditeur, responsable du chargement :

- d'appliquer les prescriptions relatives au conditionnement, à l'étiquetage des colis, au marquage, à la signalisation des véhicules et à la déclaration de chargement,
- d'informer le transporteur sur la nature exacte de la marchandise et des dangers qu'elle présente.

Les prescriptions de la classe 7 ont été établies sur la base des dispositions du règlement des matières radioactives de l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (édition de 1996 revue en 2000). Elles sont applicables à tous les modes de transport : route, fer, air, mer.

Objectifs fixés pour la préparation du colisage

- veiller à débarrasser préalablement le matériel de la contamination qui pourrait se disperser facilement,
- assurer le confinement de la matière radioactive durant le transport,
- arrimer parfaitement le matériel et le colis,
- limiter les risques de contamination en particulier lors du déballage (éliminer l'eau résiduelle et la contamination non fixée, obturer les orifices, ajouter des protections vinyle ou des absorbants),
- limiter les risques d'exposition au déballage (protections biologiques amovibles sur les points chauds),
- associer au colis les informations importantes et nécessaires pour le déballage (cartographies par exemple).

Transport classe 7 : différentes catégories

| INDICE DE TRANSPORT d'un colis | DÉBIT DE DOSE MAXIMAL EN SURFACE du colis | CATÉGORIE (étiquette) |
|--------------------------------|---|--|
| < 0,05 | < 0,005 mSv/h | I-Blanche (7A) |
| Entre 0 et 1 | Entre 0,005 et 0,5 mSv/h | II-Jaune (7B) |
| Entre 1 et 10 | Entre 0,5 et 2 mSv/h | III-Jaune (7C) |
| > 10 | Entre 2 et 10 mSv/h | III-Jaune (7C) Transport réservé à un seul expéditeur |

L'indice de transport (IT) d'un colis est calculé par la formule : intensité de rayonnement mesurée à 1 m du colis en mSv/h x 100.

10.2 ORGANISATION DU TRANSPORT DE MATIÈRES RADIOACTIVES

10.2.1 Emballage et son contenu : le colis

La sûreté en matière de transport des matières radioactives repose sur le **colis** (colis = emballage + contenu). En effet, c'est l'emballage qui assure le confinement des matières transportées et qui limite les rayonnements externes par l'épaisseur de ses parois ou par ses protections biologiques.

10.2.2 Contrôles en radioprotection autour des colis

La réglementation des transports de matières radioactives définit le seuil autorisé de contamination radioactive maximale sur les parois externes du colis à 4 Bq/cm² pour la contamination β et γ et à 0,4 Bq/cm² pour la contamination α .

Pour le transport des colis ne relevant pas de la réglementation des transports des matières radioactives (« colis exceptés »), la contamination radioactive surfacique fixée et non fixée doit être inférieure à 0,4 Bq/cm² pour la contamination β et γ et à 0,04 Bq/cm² pour la contamination α . Ceci concerne les transports de matières radioactives, dont l'activité massique ou l'activité totale transportée est inférieure aux seuils d'exemption des normes de base de sécurité de l'AIEA.

La limite fixée pour l'intensité du rayonnement est de 2 mSv/h au contact du colis et de 0,1 mSv/h à un mètre du colis. Lorsque le convoi est en utilisation exclusive (transport réservé à un seul expéditeur) la limite s'applique à la mesure du débit de dose à deux mètres du véhicule.

10.2.3 Signalétique : les étiquettes de danger

L'étiquette collée sur l'emballage permet de prévenir du danger induit par le rayonnement du colis. La réglementation des transports classe en trois catégories les colis selon leur intensité de rayonnement.

Lorsque le convoi comporte plusieurs colis, c'est la catégorie du colis la plus élevée qui est retenue pour le classement du convoi.

Transport de fûts

Médiathèque EDF



Contrôle du débit de dose au contact

Médiathèque EDF



Chargement de fûts

Livraison de combustible neuf

Médiathèque EDF



Évacuation de combustible utilisé

Médiathèque EDF



10.2.4 Programme de protection radiologique

EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES :

La réglementation des transports demande de prendre des dispositions systématiques dont le but est de faire en sorte que les mesures de protection radiologique soient dûment prises en considération.

En application de cette réglementation, chaque site établit un **programme de protection radiologique** qui définit l'ensemble des dispositions prises.

DISPOSITIONS PRATIQUES :

La nature et l'ampleur des mesures à mettre en œuvre dans ce programme sont adaptées à la valeur et la probabilité des expositions aux rayonnements et il faut adopter une démarche rigoureuse et systématique prenant en compte les interactions entre le transport et d'autres activités.

La protection et la sécurité sont optimisées pour que la valeur des doses individuelles, le nombre de personnes exposées et la probabilité de subir une exposition soient maintenus aussi bas qu'il est raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux. Les mesures prises doivent permettre de garantir que les doses individuelles restent inférieures aux limites.

Dès que le véhicule est sur le domaine de l'installation nucléaire de base et si le débit de dose à 1 mètre est supérieur à $2,5 \mu\text{Sv/h}$, il est nécessaire d'appliquer les mesures suivantes :

- pendant les opérations de chargement et de déchargement, l'équipe chargée de la manutention veille à ce que le personnel non concerné se tienne à distance,
- le stationnement des véhicules se fait à l'écart des zones fréquentées et des bureaux,
- l'aire de stationnement est surveillée (vision directe du Poste d'Accès Principal, d'un gardien en poste ou du conducteur) ou balisée.

La surveillance visuelle est le moyen adapté au stationnement de courte durée ; si le camion doit stationner plusieurs jours, un balisage est prescrit.










Médiathèque EDF

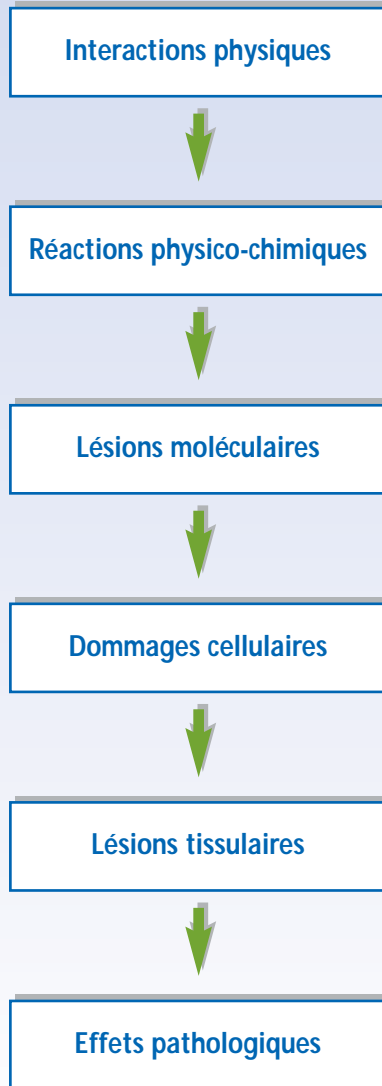


Annexe
A1

...  **A1 EFFETS BIOLOGIQUES
DES RAYONNEMENTS IONISANTS**

- ...  **A1.1** Mécanismes d'actions des rayonnements ionisants
- ...  **A1.2** Effets déterministes
- ...  **A1.3** Irradiation globale ou localisée à forte dose
- ...  **A1.4** Effets stochastiques
- ...  **A1.5** Effets génétiques et héréditaires
- ...  **A1.6** Effets sur l'embryon et le fœtus
- ...  **A1.7** Effets de l'iode sur la glande thyroïde

Les effets biologiques des rayonnements ionisants



A1.1 MÉCANISMES D'ACTIONS DES RAYONNEMENTS IONISANTS

Les **effets des rayonnements ionisants** résultent d'un transfert d'énergie à la matière vivante.

C'est un processus complexe que l'on peut décrire en plusieurs étapes :

- Réactions physico-chimiques

Qu'il s'agisse de particules directement ionisantes (α , β) ou indirectement ionisantes (n , X , γ), l'interaction avec les électrons et les noyaux d'atomes du milieu se fait sur un temps très court (milliardième de seconde). Les rayonnements cèdent tout ou partie de leur énergie par **ionisation**, **excitation** ou **transfert thermique**.

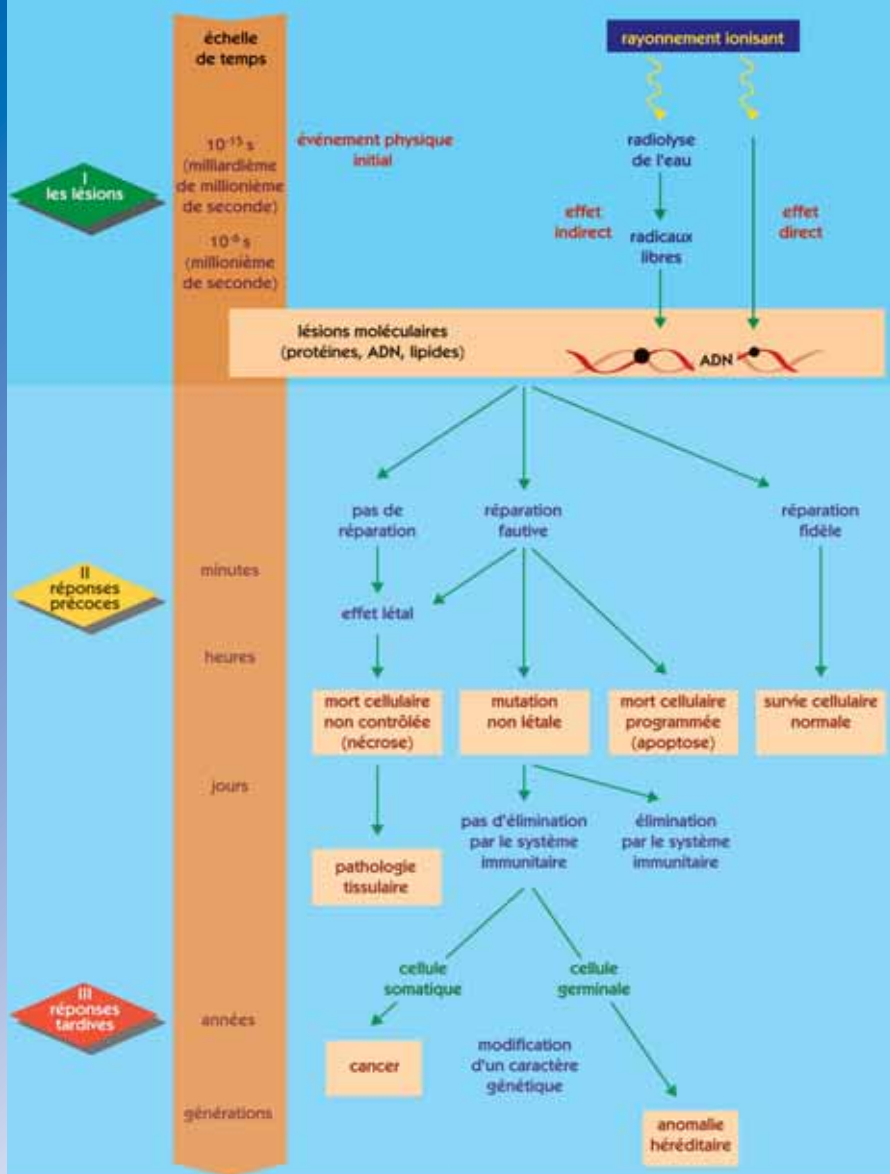
Dans le cas d'une **ionisation**, il y a « arrachement » d'un électron d'un atome et formation d'une paire d'ions composée de l'électron expulsé chargé négativement et d'un ion positif.

Dans le cas de l'**excitation**, l'énergie communiquée à la matière est insuffisante pour l'ioniser mais suffisante pour la faire passer du niveau énergétique fondamental à un niveau supérieur. L'atome est dit « excité ».

On parlera de **transfert thermique** si l'énergie communiquée à un électron de la matière est insuffisante pour exciter l'atome auquel il est lié, et donc d'augmenter sa chaleur. Cette énergie sera néanmoins suffisante pour augmenter l'énergie cinétique de translation ou de rotation de la molécule à laquelle il est lié.

Ces ionisations, excitations ou transferts thermiques vont provoquer des lésions moléculaires.

Les rayonnements, l'ADN et la cellule



Effets biologiques des rayonnements ionisants. Évolutions possibles au niveau cellulaire en fonction du temps.
N.B. Tous les événements indiqués n'ont pas la même probabilité de se produire. La survie cellulaire normale, par exemple, est le cas le plus fréquent après réparation de l'ADN.

A1.1 MÉCANISMES D' ACTIONS DES RAYONNEMENTS IONISANTS (SUITE)

- Lésions moléculaires

Les molécules présentes au sein des cellules peuvent être lésées de manière directe par action du rayonnement sur la dite molécule ou indirecte par action des radicaux libres issus de la radiolyse de l'eau.

Les lésions engendrées auront des conséquences différentes selon l'importance biologique de la molécule lésée (protéine, sucre, lipide, acide ribonucléique - ARN - ou désoxyribonucléique - ADN). L'atteinte de l'ADN, élément constitutif des chromosomes, est responsable des effets cellulaires.

Ces lésions sont très fréquentes en l'absence d'exposition aux radiations et la grande majorité est réparée.

- Dommages cellulaires

Le devenir d'une cellule exposée dépendra du nombre et de la nature des lésions moléculaires. Si celles-ci sont fidèlement réparées, l'effet de l'exposition est nul. Si les lésions sont non ou mal réparées, plusieurs situations peuvent se présenter, allant de la mort cellulaire (c'est le cas le plus fréquent) à la mutation cellulaire.

- Lésions tissulaires

La mort d'une ou de quelques cellules n'entraîne, dans la plupart des cas, aucune lésion tissulaire décelable et n'a donc aucune conséquence pour l'individu. Par contre, la mort d'un très grand nombre de cellules peut se traduire par des lésions tissulaires entraînant une expression pathologique.

Les tissus à renouvellement cellulaire rapide (intestins, moelle osseuse) sont plus radiosensibles que ceux à renouvellement cellulaire lent (tissu nerveux). Les tissus peuvent être classés en fonction de leur radiosensibilité intrinsèque (cf. chapitre 1).

- Effets pathologiques

Les manifestations pathologiques d'une radioexposition sont classées en **effets déterministes et/ou effets stochastiques**.

L'échelle des risques

Les effets précoces
d'une dose globale instantanée



LIMITE ANNUELLE
REGLEMENTAIRE



Dose (Sievert)
exprimée en
nombre de DOSE-REPÈRE

0,3 Sv
soit

125 X



Pas d'expression
du moindre signe clinique.
Pour quelques personnes:
des nausées.

0,7 Sv
soit

290 X



Apparition de nausées
passagères pendant quelques
heures : parfois vomissements et
un peu de fièvre. Aucun problème
médical, tout rentre dans l'ordre
même sans traitement.

1,5 Sv
soit

600 X



Début d'expression pathologique:
vomissements puis risque
d'infections, baisse de la tension
artérielle, fatigue, fièvre, risque
d'hémorragie. L'hospitalisation est
nécessaire.

4 Sv
soit

1700 X



Vomissements précoces, fatigue
importante, fièvre, troubles
digestifs avec diarrhées graves,
hémorragies, infections sérieuses,
chute de cheveux.
Issue fatale fréquente sans
traitement.

6 Sv
soit

2500 X



Aux signes précédents s'ajoutent
des signes neurologiques:
vertiges, désorientation.
Le risque de décès est très grand
malgré le traitement
(greffe de moelle).

8 Sv
soit

3 400 X



Le pronostic est très sombre
quel que soit le traitement.

En cas
d'exposition
accidentelle
aiguë, les signes
biologiques et
cliniques peuvent
a posteriori être
indicateurs des
doses reçues.
La dosimétrie
biologique est
obtenue à partir
d'une Numération
Formule Sanguine
(NFS) et d'un
caryotype ⁽¹⁾
pratiqués le plus
tôt possible après
l'exposition.

NB : Les conséquences indiquées sont celles observées
en l'absence de traitement.

(1) Caryotype : analyse des chromosomes
et de leurs anomalies.

A1.2 EFFETS DÉTERMINISTES

Les **effets déterministes** sont des effets qui apparaissent avec certitude dès le franchissement d'un seuil de dose. Leur gravité augmente avec la dose et dépend du débit de dose. Ils sont d'autant plus précoces que la vitesse de renouvellement cellulaire du tissu lésé est élevée et que la dose est élevée. Ils sont réversibles dans une large gamme de doses et ne sont pas spécifiques des rayonnements ionisants. Ils peuvent être suivis d'**effets stochastiques** quelques années plus tard.

Les expressions pathologiques et leur gravité dépendent des organes irradiés. Les plus radiosensibles sont les tissus où la multiplication cellulaire est importante comme les tissus reproducteurs (ovaires, testicules), les cellules de la moelle osseuse qui fabriquent les globules rouges et les globules blancs ou encore les cellules intestinales.

Exemples de seuil d'effets déterministes pour des expositions localisées :

- une dose de 8 à 10 Sv sur l'œil est susceptible d'entraîner une cataracte (opacification du cristallin), le cristallin étant un organe radiosensible,
- une dose supérieure ou égale à 6 Sv au niveau testiculaire entraîne une stérilité,
- une dose de 12 à 15 Sv aux ovaires entraîne une stérilité,
- une dose supérieure à 4 Sv en une fois au niveau de la peau est nécessaire pour entraîner un érythème (effet coup de soleil).

Pour mémoire, la limite réglementaire de dose annuelle pour un travailleur est fixée à 20 mSv. La dose individuelle moyenne des intervenants exposés (agents EDF et prestataires) en centrale nucléaire est de 1,9 mSv en 2003.

Le respect des limites réglementaires « travailleurs » protège de la survenue des effets déterministes. Ceux-ci ne peuvent être observés que dans un contexte de situation accidentelle.

**EXPOSITION GLOBALE
À FORTE DOSE**



**MISE EN JEU POSSIBLE
DU PRONOSTIC VITAL**

**EXPOSITION LOCALE
À FORTE DOSE**



**RISQUE FONCTIONNEL AU NIVEAU
DE L'ORGANE OU DU TISSU IRRADIÉ**

A1.3 EXPOSITION GLOBALE OU LOCALISÉE À FORTE DOSE

Dans le cas d'une irradiation ou **exposition globale**, l'exposition concerne le corps en entier. Elle est considérée comme homogène.

Dans le cas d'une **exposition partielle**, seule une partie du corps est concernée (ex. : main, tête, jambe...).

Dans le cas d'une exposition globale à forte dose, le tissu biologique le plus sensible est la moelle osseuse suivie des muqueuses digestives. Les modifications pathologiques seront en premier lieu des modifications de la formule sanguine, puis des troubles digestifs (nausées, vomissements).

Pour une dose supérieure à 1 Sv (50 fois la dose réglementaire), la précocité et la gravité des manifestations pathologiques augmentent avec la dose.

Une exposition à forte dose survient toujours en situation accidentelle et nécessite un diagnostic précoce et des interventions médicales.

Une dose d'exposition corps entier de 2 Sv (100 fois la dose réglementaire) justifie l'hospitalisation afin de prévenir les infections et les hémorragies. En absence de soin, plus de la moitié d'une population irradiée à 4,5 Sv en mourrait (« dose létale 50 »).

Au-delà de cette dose (par exemple 6 Sv) et malgré le traitement instauré, le pronostic est très incertain.

Dans le cas d'une exposition partielle à forte dose, les expressions pathologiques et leur gravité dépendent directement des organes irradiés. Les plus radiosensibles sont les tissus reproducteurs, la peau, le cristallin, les poumons, la muqueuse gastrique...

Au niveau cutané, une dose supérieure à 4 Sv en une fois est nécessaire pour entraîner un **érythème** (effet coup de soleil), 5 à 8 Sv pour une **épidermite sèche**, 12 à 20 Sv pour une **épidermite exsudative** et plus de 25 Sv pour une **nécrose**.

Dans le cas particulier d'une contamination par l'iode 131, celui-ci est concentré par un mécanisme très efficace dans la thyroïde. Une contamination même faible peut être responsable d'une exposition interne significative de la thyroïde.

Pour une même dose, l'effet biologique potentiel est d'autant plus important que cette dose est reçue en un temps court (fort débit d'équivalent de dose).

Selon les régions du monde, la dose naturelle moyenne peut varier de 1 mSv par an à plus de 200 mSv par an (Iran). Aucune augmentation globale des cancers ni des malformations héréditaires n'a pu être mise en rapport avec les variations géographiques de l'exposition à la radioactivité naturelle dans cette gamme de doses.

Pour continuer à progresser dans la connaissance et la maîtrise de la radioprotection, EDF est très attentive aux résultats des études épidémiologiques internationales évaluant les effets des faibles doses sur les travailleurs de l'industrie nucléaire.

Une étude publiée par le CIRC (Centre International de Recherche sur le Cancer) a porté sur près de 100 000 travailleurs de l'industrie nucléaire dans trois pays (USA, Grande Bretagne, et Canada).

Alors que les doses reçues lors de leurs activités professionnelles ont varié de 0 à plus de 400 mSv, cette étude ne montre pas de lien direct entre une exposition aux rayonnements ionisants et une augmentation de la mortalité par cancer chez les travailleurs du nucléaire.

Les cancers observés sont moins nombreux que les cancers attendus (par rapport à la moyenne nationale de la population) : ainsi 10 cas de leucémies ont été identifiés sur 100 000 personnes contre 90 cas attendus.

Élargie à 17 pays, dont la France, cette étude porte maintenant sur près de 600 000 personnes.

Pour la France, l'étude distingue les personnels de chaque exploitant (EDF, CEA, Cogema) et des entreprises intervenantes.

Les premiers résultats seront disponibles en 2005.

A1.4 EFFETS STOCHASTIQUES

Ils apparaissent de façon aléatoire, même pour des doses élevées. Dans l'état actuel des connaissances, il n'est pas possible d'identifier un seuil même si les données épidémiologiques ne mettent pas en évidence de cancer chez l'adulte pour une dose inférieure à 100 mSv. C'est pour cette raison et par prudence qu'il est admis que la relation entre la dose et la survenue de cancer est linéaire et sans seuil.

Ces effets apparaissent tardivement, quelques années à quelques dizaines d'années après l'exposition. Leur nombre augmente avec la dose, mais pas la gravité. Il s'agit des cancers et des leucémies se développant chez l'individu exposé (effets somatiques). Ils ne sont pas spécifiques des rayonnements ionisants.

L'étude du risque d'effets stochastiques repose sur les **enquêtes épidémiologiques**.

Limites des études épidémiologiques

L'épidémiologie est fondamentale dans l'étude du risque de cancer associé aux rayonnements ionisants, mais elle se heurte à plusieurs difficultés :

- Plus la dose est faible, plus le risque - s'il existe - est réduit et plus l'effectif de la population à étudier doit être important.
- La période de latence des cancers dus aux rayonnements ionisants est longue : au moins deux ans pour des leucémies, au moins cinq à dix ans pour les autres cancers.
- La mortalité naturelle par cancer est élevée (environ 28 % des causes de décès en France) et les cancers dus aux rayonnements ionisants ne se différencient en rien des cancers naturels.
- Il existe de nombreux autres agents cancérigènes (tabac, facteurs alimentaires, alcool, benzène et pesticides) dont l'influence est importante.
- La mise en évidence d'un effet des rayonnements ionisants nécessite donc une méthodologie très rigoureuse.
- Par ailleurs, une étude épidémiologique isolée n'est pas suffisante pour démontrer scientifiquement un fait. Il est nécessaire de croiser plusieurs études pour conclure.

Les études sur les survivants d'Hiroshima et Nagasaki ne montrent à ce jour aucune augmentation des maladies génétiques et héréditaires. Mais les lois de la génétique et les atteintes observées (mutations radio-induites) montrent qu'il faudrait attendre 5 à 10 générations, soit 150 à 300 ans, pour conclure de façon formelle.

Le développement de la biologie moléculaire au cours des dernières années ouvre de nouvelles perspectives permettant de mieux connaître les mécanismes biologiques à l'origine des cancers. La Radiation Effects Research Foundation (RERF) se lance dans ce nouveau champ d'action. Les études génétiques portant sur la banque d'ADN de plus de 1 000 familles aideront à la compréhension des effets à long terme des rayonnements ionisants sur la descendance.

A1.5 EFFETS GÉNÉTIQUES ET HÉRÉDITAIRES

Des modifications du matériel génétique peuvent se produire soit spontanément, sans action de facteur(s) extérieur(s), soit sous l'influence de causes externes diverses comme un toxique chimique (ex. : benzène) ou physique (ex. : rayonnements ionisants). Ces modifications portent le nom de **mutations** et englobent des atteintes de nature et de conséquence très différentes.

Les mutations concernent les chromosomes et peuvent modifier leur nombre ou leur structure, caractéristiques d'une espèce donnée. Dans l'espèce humaine par exemple, les noyaux des cellules sont constitués de 23 paires de chromosomes dont une paire de chromosomes sexuels (XX chez la femme et XY chez l'homme).

Si l'atteinte touche un gène, c'est-à-dire une partie du chromosome, il touche directement la matrice de l'information génétique, l'acide désoxyribonucléique (ADN). Cette molécule est le support de la mémoire des informations utiles au fonctionnement de toute cellule quelle qu'elle soit.

Si l'atteinte intéresse les cellules somatiques, c'est-à-dire non reproductrices (ex. : cellules thyroïdiennes, hépatiques, pulmonaires...), on parle de mutations somatiques correspondant à l'apparition de caractères génétiques nouveaux (**effet génétique**) qui peuvent jouer un rôle dans le vieillissement de l'organisme et/ou l'apparition de certains cancers.

Si l'atteinte touche les cellules reproductrices (ovules, spermatozoïdes) et que la lésion est compatible avec la survie cellulaire, les mutations induites sont des caractères génétiques nouveaux transmissibles de génération en génération (**effet héréditaire**).

Limites d'exposition pendant la grossesse et l'allaitement

Pour mémoire, les précautions suivantes sont prises en application de la réglementation pour l'exposition du personnel féminin :

- dès que la grossesse est déclarée, la limite de dose retenue pour le fœtus est de 1mSv pour la durée de la grossesse,
- pendant la durée de l'allaitement, tout risque d'exposition interne doit être écarté,
- les expositions exceptionnelles sont interdites.



Médiathèque EDF

Technicienne chimiste : CNPE de Golfech

A1.6 EFFETS SUR L'EMBRYON ET LE FŒTUS

Exposition pendant la grossesse :

Les conséquences potentielles d'une exposition accidentelle aux rayonnements ionisants sur le développement de l'embryon et du fœtus ont été mises en évidence pour des doses supérieures ou égales à 200 mSv.

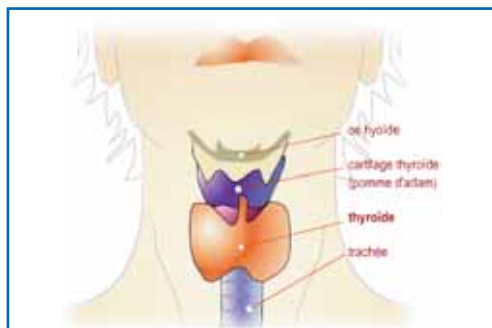
La prévention des expositions aux rayonnements ionisants pendant la grossesse a pour but de minimiser le risque d'effets sur l'embryon et le fœtus.

Exposition médicale : conduite à tenir

Le médecin du travail doit être prévenu le plus tôt possible d'une **grossesse**. Il est tout aussi important d'en informer son médecin traitant ou son radiologue avant la réalisation d'un examen radiologique ou de médecine nucléaire.

Tout examen radiologique pendant la grossesse doit être justifié, autrement dit, les bénéfices attendus (informations médicales) devraient être supérieurs aux risques encourus.

Effets de l'iode sur la glande thyroïde



OMIRIS - Calliscope

L'iode stable administré par voie orale sature la thyroïde et empêche la fixation des iodes radioactifs.

Le comprimé d'iode stable est un moyen de protection simple et efficace pour protéger la thyroïde des iodes radioactifs qui pourraient être relâchés par les circuits en cas d'accident nucléaire majeur.

Les autorités françaises ont fixé le seuil de prise des comprimés d'iode stable à une dose prévisionnelle de 100 mSv à la thyroïde.

Dans le cadre du Plan Particulier d'Intervention (PPI), déclenché suite à un accident nucléaire, la prise de comprimé d'iode serait ordonnée par le Préfet.

Posologie recommandée :

Dissoudre dans un verre d'eau, de lait ou de jus de fruits :

1 comprimé pour un adulte (> 12 ans)

1/2 comprimé pour les enfants de 3 à 12 ans

1/4 de comprimé pour les nourrissons ou les enfants jusqu'à 3 ans

A1.7 EFFETS DE L'IODE SUR LA GLANDE THYROÏDE

La **thyroïde** est une glande située sur la face antérieure du cou. Elle a pour fonction spécifique de synthétiser et de sécréter les hormones thyroïdiennes. Celles-ci sont nécessaires à la croissance et au développement du fœtus et de l'enfant ainsi qu'au contrôle du métabolisme de l'adulte. Pour cela un apport en iode (entre 150 et 200 µg par jour) par l'alimentation est nécessaire.

Au-delà d'un certain niveau d'exposition de la thyroïde (100 mGy chez l'enfant et 500 mGy chez l'adulte) les iodes radioactifs qui se concentrent rapidement dans la thyroïde peuvent entraîner le développement de tumeurs de la thyroïde.

La thyroïde du fœtus, du nouveau-né ou du nourrisson est la plus sensible aux iodes radioactifs. La radiosensibilité chez les enfants âgés de 4 ans est 5 fois plus importante que celle des 10 - 14 ans. Le risque est de plus en plus faible après 20 ans.

Pour protéger la thyroïde contre les effets des iodes radioactifs, il convient de saturer la glande par la prise rapide d'iode stable, c'est-à-dire non radioactif, qui se présente sous la forme d'un comprimé.

Le comprimé d'iode

Le **comprimé d'iode** stable est un **médicament** dosé à 130 mg d'iodure de potassium. Fabriqué par la Pharmacie Centrale des Armées, il possède une Autorisation de Mise sur le Marché (AMM) comme tout médicament.

Il se présente en plaquette de 10 comprimés sécables en 4, administrés par voie orale et solubles dans l'eau.

- Contre-indication :

L'hypersensibilité (allergie) à l'iode est extrêmement rare et évaluée à moins d'un cas sur 10 millions de personnes.

- Interactions médicamenteuses :

Aucun traitement ne contre-indique la prise d'iodure de potassium.

- Effets indésirables possibles :

Le risque d'effet indésirable consécutif à la prise d'un comprimé d'iode est très faible (< 3 ‰) et les contre-indications exceptionnelles.

En cas d'administration d'iode stable pendant la grossesse ou chez le nouveau-né, la fonction thyroïdienne du fœtus et du nouveau-né devra être surveillée.

Les personnes les plus concernées par la prise d'iode stable sont les enfants, les jeunes de moins de 20 ans et les femmes enceintes.

DÉFINITIONS RELATIVES À L'ANNEXE 2

Hierarchie des textes réglementaires

TRAITÉ (droit international public) :

Accord conclu entre États (ou autres sujets de la société internationale), en vue de produire des effets de droit dans leurs relations mutuelles.

DIRECTIVE (droit international public) :

Dans le droit communautaire, acte liant les États membres destinataires quant au résultat à atteindre, tout en leur laissant le choix des moyens et de la forme.

CONSTITUTION : Charte, textes fondamentaux qui déterminent la forme du gouvernement d'un pays et dans lesquels s'inscrivent les lois.

LOI : Règle écrite, générale et permanente, élaborée par le parlement.

LOI ORDINAIRE (droit constitutionnel) :

Acte voté par le parlement selon la procédure législative et dans l'une des matières que la Constitution lui réserve expressément.

ORDONNANCE (droit constitutionnel) :

Acte fait par le Gouvernement, avec l'autorisation du Parlement, dans les matières qui sont du domaine de la loi. Le pouvoir de faire des ordonnances est limité dans sa durée et dans son objet. Avant sa ratification par le Parlement, l'ordonnance a valeur de règlement ; après sa ratification, elle prend valeur de loi.

DÉCRET (droit administratif, droit constitutionnel) :

Décision exécutoire à portée générale ou individuelle signée soit par le Président de la République (contresignée par le Premier Ministre), soit par le Premier Ministre. Dans les 2 cas, les décrets sont contresignés « le cas échéant, par les ministres chargés de leur exécution ».

ARRÊTÉ (droit administratif, droit constitutionnel) :

Décision exécutoire à portée générale ou individuelle émanant d'un ou de plusieurs ministres (arrêté ministériel ou interministériel) ou d'autres autorités administratives (arrêté préfectoral, municipal, etc.).

CIRCULAIRE (droit administratif) :

Instruction de service écrite adressée par une autorité supérieure à des agents subordonnés en vertu de son pouvoir hiérarchique.

Source : Dalloz. Lexique des termes juridiques



Annexe
A2

📁 **A2 PRINCIPAUX TEXTES RÉGLEMENTAIRES**

- ... 📄 **A2.1** Introduction
- ... 📄 **A2.2** Transposition des directives EURATOM
- ... 📄 **A2.3** Ordonnance n° 2001-270 du 28 mars 2001
- ... 📄 **A2.4** « Décret Population »
(Décret n° 2002-460 du 4 avril 2002)
- ... 📄 **A2.5** « Décret Travailleurs »
(Décret n° 2003-296 du 31 mars 2003)
- ... 📄 **A2.6** « Décret Interventions »
(Décret n° 2003-295 du 31 mars 2003)

Directive Euratom 96/29

La directive EURATOM 96/29 du Conseil du 13 mai 1996 intitulée « Normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants » abaisse notablement les limites de dose pour la population et les travailleurs, renforce de façon significative le principe d'optimisation et introduit des contrôles plus sévères.

Elle s'applique à tous les domaines d'activité comportant un risque dû aux rayonnements ionisants qu'ils soient issus d'une source artificielle ou d'une source naturelle. Elle couvre également l'augmentation notable de l'exposition des travailleurs ou du public mis en présence de sources naturelles de rayonnement du fait d'une activité professionnelle.

Elle s'applique également aux situations d'interventions destinées à prévenir ou à réduire un risque radiologique consécutif à un accident entraînant la dispersion de substances radioactives dans l'environnement. Son champ d'application est aussi très large puisqu'il concerne la population, les travailleurs, les apprentis, les étudiants, mais aussi les travailleurs indépendants.

A2.1 INTRODUCTION

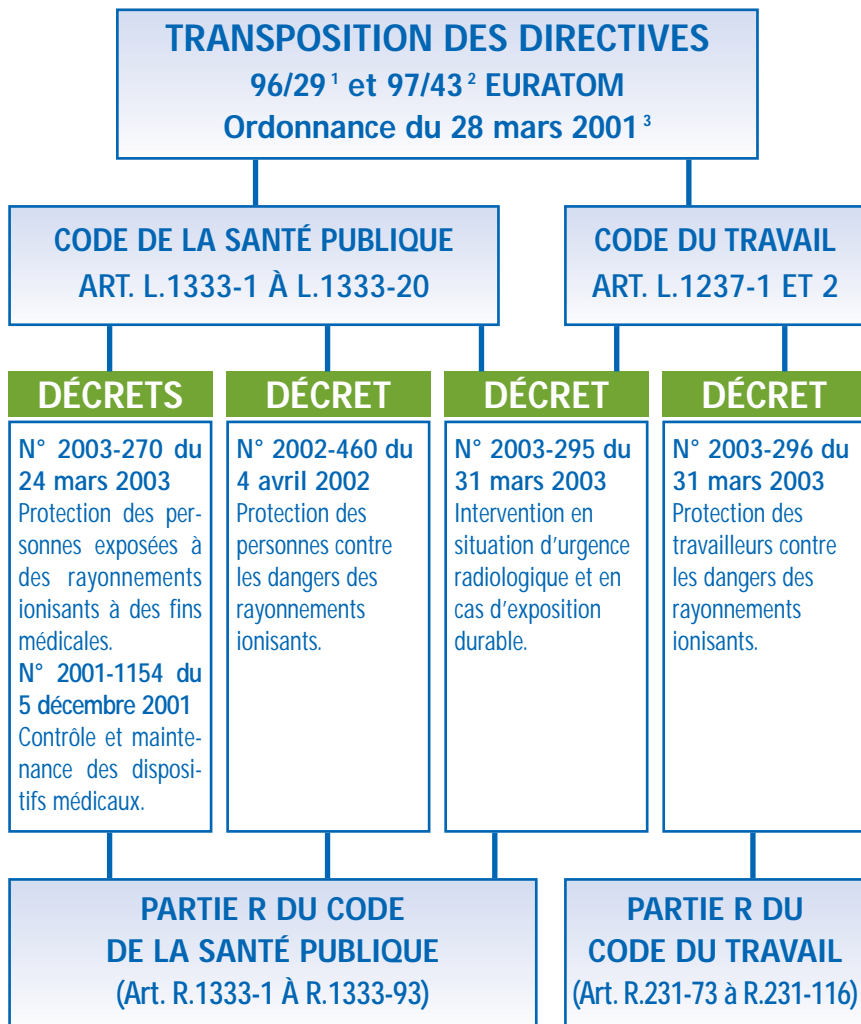
La radioprotection repose sur des principes généraux et des règles de protection pour l'utilisation de la radioactivité et des rayonnements ionisants, définis par la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) sous la forme de recommandations.

Entre les grandes organisations internationales, Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA), Organisation Mondiale de la Santé (OMS), Commission Européenne... il existe un consensus pour prendre en compte les recommandations de la CIPR.

Ces recommandations sont régulièrement actualisées pour tenir compte des nouvelles données scientifiques disponibles. Leur publication entraîne au niveau de la communauté européenne l'écriture de nouvelles **directives EURATOM** qui à leur tour sont transposées dans le droit de chacun des états membres.

La publication 60 de la CIPR en 1990 a entraîné l'écriture des directives EURATOM 96/29 et 97/43 ayant pour objet la protection de la population, des travailleurs et des patients.

La transposition de ces directives dans le droit français a été l'occasion d'une mise à jour complète des dispositions législatives et réglementaires concernant la radioprotection figurant dans le code de la santé publique et dans le code du travail avec un souci de simplification et de clarification.



- 1 - Directive 96/29 EURATOM du Conseil du 13 mai 1996 fixant les normes de base relatives à la protection des travailleurs et de la population contre les dangers des rayonnements ionisants.
- 2 - Directive 97/43 EURATOM du Conseil du 30 juin 1997 relative à la protection des personnes exposées à des fins médicales.
- 3 - Ordonnance N° 2001-270 du 2 mars 2001 relative à la transposition des directives communautaires dans le domaine de la protection contre les rayonnements ionisants.

A2.2 TRANSPOSITION DES DIRECTIVES EURATOM

L'architecture des textes relatifs à la radioprotection suite à la transposition des directives EURATOM 90/641 et 96/29 est la suivante :

- l'ordonnance n° 2001-270 du 28 mars 2001 qui permet les adaptations législatives nécessaires à la transposition des directives EURATOM 90/641 et 96/29.
- le décret n° 2002-460 du 4 avril 2002, relatif à la protection générale des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants rédigé par le Ministère chargé de la **Santé**.
- le décret n° 2003-296 du 31 mars 2003, relatif à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants, rédigé par le Ministère chargé du **Travail**.
- le décret n° 2003-295 du 31 mars 2003, relatif aux interventions en situation d'urgence radiologique et en cas d'exposition durable, rédigé par le Ministère de l'**Intérieur**.

N.B. : En application de la directive EURATOM 97/43 du 30 juin 1997 relative à la protection des personnes exposées à des fins médicales, l'ordonnance introduit également le « décret patient », décret n° 2003-270 du 24 mars 2003 relatif à la protection des personnes exposées à des rayonnements ionisants à des fins médicales. Ce décret précise les modalités d'application des principes de justification et d'optimisation énoncés à l'article L.1333-1 du code de la santé pour les applications médicales des rayonnements ionisants.

Procédures d'autorisation et de déclaration des sources de rayonnements ionisants

Le nouveau régime d'autorisation ou de déclaration qui s'étend à toutes les sources de rayonnements ionisants est maintenant entièrement décrit dans le livre 3, titre 3, chapitre 3 du code de la santé publique.

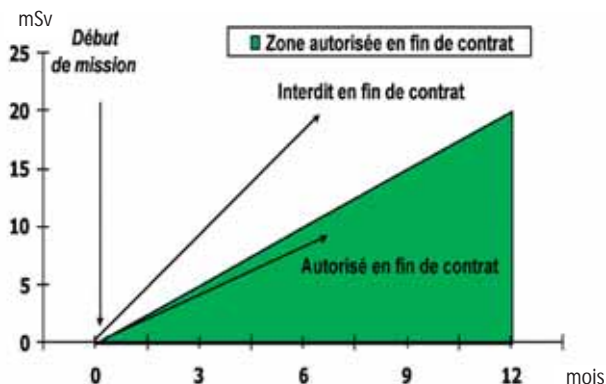
Toutes les applications médicales, industrielles et de recherche sont concernées : fabrication, détention, distribution de sources, y compris importation et exportation, et utilisation de radionucléides, de produits ou dispositifs en contenant.

Le régime d'autorisation s'applique sans distinction aux entreprises ou établissements qui détiennent sur place des radionucléides, mais aussi à ceux qui en font le commerce sans les détenir directement. S'appliquant déjà en France, cette disposition apparaît conforme à la directive EURATOM 96/29 qui mentionne explicitement l'importation et l'exportation.

Du point de vue de la sécurité sanitaire, cette obligation est nécessaire pour suivre au plus près les mouvements de sources et éviter l'accident résultant de sources en déséquence (perte, vol, utilisation non maîtrisée...).

Conformément à l'article L.1333-4 du code de la santé publique, les autorisations concernant les industries relevant du code minier, les installations nucléaires de base et les installations classées pour la protection de l'environnement tiennent lieu d'autorisation au titre de la radioprotection.

Prorata Temporis



A2.3. ORDONNANCE N° 2001-270 DU 28 MARS 2001 RELATIVE À LA TRANSPOSITION DES DIRECTIVES COMMUNAUTAIRES DANS LE DOMAINE DE LA PROTECTION CONTRE LES RAYONNEMENTS IONISANTS.

- **Dispositions relatives à la protection de la population qui modifient le code de la santé publique (articles L.1333-1 à L.1333-17 et L.1336-5 à L.1336-9);**

L'ordonnance introduit (article L.1333-1) les grands principes de radioprotection (justification, optimisation et limitation des doses) et, sur ces bases, met à jour (L.1333-4 à L.1333-9) le régime des interdictions et des autorisations pour l'utilisation des **sources** de rayonnements ionisants. Elle établit les fondements des règles de gestion des radioéléments artificiels en les étendant aux radioéléments naturels. Cette mise à jour a pour effet de soumettre tous les industriels ou exploitants au droit commun, en particulier le CEA qui bénéficiait jusqu'alors d'une dérogation permanente pour détenir des sources radioactives.

L'ordonnance introduit de plus des dispositions nouvelles (L.1333-10) pour évaluer et réduire l'exposition au rayonnement naturel, lorsque les activités humaines contribuent à son renforcement.

En outre, un nouveau régime de sanctions pénales accompagne les **autorisations** et les **interdictions** visant la détention et l'utilisation de sources de rayonnements ionisants (Articles L.1336-5 à L.1336-9).

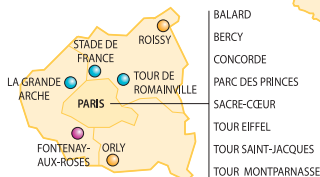
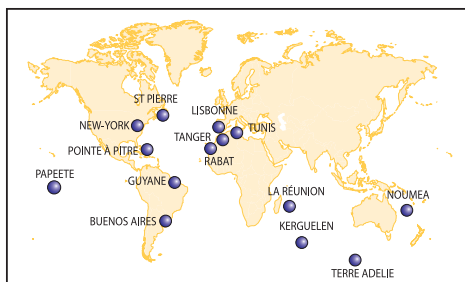
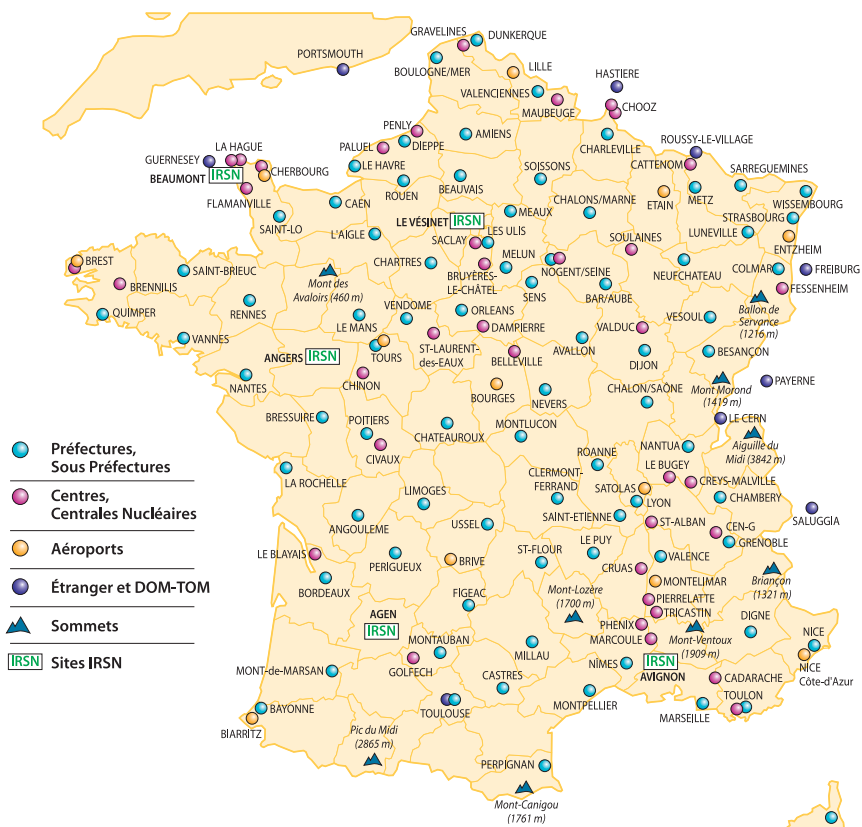
- **Dispositions relatives à la protection des travailleurs qui modifient le code du travail (articles L.122-3-17, L.124-22 et L.231-1, L.231-2 et L.231-7-1);**

Le nouvel article L.231-7-1 du code du travail prévoit l'extension des règles de radioprotection aux travailleurs non salariés intervenant dans des entreprises.

La protection sanitaire et sociale est renforcée pour les travailleurs à statut précaire (travailleurs sous contrat de travail temporaire et travailleurs intérimaires) pour lesquels il convient d'éviter que de fortes expositions subies sur le lieu de travail ne conduisent à réduire leurs possibilités futures de retrouver un emploi.

Dans cette perspective, dérogeant au principe de la liberté contractuelle, l'article L.122-3-17 – pour les travailleurs sous contrat à durée déterminée – et l'article L.124-22 – pour les travailleurs sous contrat de travail temporaire – mettent en place un dispositif de « prorata temporis » en vertu duquel l'exposition pendant un contrat ne peut dépasser un seuil de dose égal à la valeur limite annuelle rapportée à la durée du contrat. Ces articles stipulent qu'à échéance du contrat et dans l'hypothèse où un dépassement de la dose initialement fixée est constaté, l'employeur doit proposer une prorogation du contrat (CDD) ou proposer un ou plusieurs contrats (intérim) jusqu'à ce que la dose redevienne conforme à la valeur limite calculée suivant le prorata temporis.

Carte du réseau Téléray



A2.4 « DÉCRET POPULATION » (DÉCRET N° 2002-460 DU 4 AVRIL 2002 RELATIF À LA PROTECTION GÉNÉRALE DES PERSONNES CONTRE LES DANGERS DES RAYONNEMENTS IONISANTS)

SECTION 1: MESURES GÉNÉRALES

Les principales innovations de cette section sont :

- l'abaissement de la **limite d'exposition** des populations du fait des activités mettant en œuvre des rayonnements ionisants de 5 à 1 mSv par an. Pour cela, le chef d'établissement doit mettre en œuvre les moyens et les dispositifs permettant d'assurer un niveau optimal de protection de la population contre les rayonnements ionisants.
- la création d'un réseau national de mesures de la radioactivité dans l'environnement, géré par l'IRSN et destiné à évaluer l'exposition de la population. Il complète le réseau Téléray existant qui mesure le rayonnement γ ambiant.

Tout rejet d'effluents radioactifs ou toute élimination de déchets radioactifs produits par des installations nucléaires médicales ou industrielles sont interdits dans l'environnement s'ils ne sont pas rigoureusement autorisés, contrôlés et inventoriés. Cet article ne concerne pas les effluents et les déchets radioactifs produits par les INB*, les INBS*, les ICPE* et les sites miniers qui sont soumis à des règles particulières.

SECTION 2: EXPOSITION AUX RAYONNEMENTS IONISANTS D'ORIGINE NATURELLE

La prise en compte de la radioactivité naturelle constitue une innovation issue de la directive 96/29.

Les activités professionnelles qui impliquent la présence de sources naturelles de rayonnement entraînant une augmentation notable de l'exposition des travailleurs ou du public doivent faire l'objet d'une estimation des doses délivrées aux populations voisines. Les actions éventuellement nécessaires à la réduction de leur exposition doivent être mises en œuvre.

En cas de présence dans les biens de consommation et dans les produits de construction, de radionucléides naturels, il peut être défini des limites de radioactivité dans les produits ainsi que les informations nécessaires à diffuser aux consommateurs. Cette section définit aussi les mesures qui doivent être prises concernant le radon dans les lieux ouverts au public où la concentration peut être élevée.

SECTION 3: RÉGIME GÉNÉRAL DES AUTORISATIONS ET DÉCLARATIONS

Cette section aborde toutes les procédures de **déclaration** ou d'**autorisation**, quels que soient les secteurs d'activité (producteurs, détenteurs, utilisateurs, importateurs et exportateurs de sources radioactives), les circonstances au cours desquelles des personnes peuvent être exposées et l'origine des rayonnements (secteur industriel ou médical, sources radioactives ou générateurs électriques).

Elle précise dans chaque cas, quelle est l'Autorité administrative responsable de l'autorisation. D'une manière générale, les simples déclarations (appareils à rayons X médicaux par exemple) sont déconcentrées au niveau préfectoral alors que les autorisations sont gérées au niveau national.

* INB: Installation nucléaire de base - INBS: Installation nucléaire de base spéciale - ICPE: Installations classées pour la protection de l'environnement.

Champ d'application

Ce décret s'applique aux établissements soumis à un régime de déclaration ou d'autorisation comme les INB, les ICPE mais également à tous ceux qui ne sont ni des INB, ni des ICPE dans lesquels sont mis en œuvre des sources radioactives ou des appareils électriques émetteurs de rayonnements ionisants et qui sont soumis à un régime de déclaration ou d'autorisation en application de l'article L.1333.4 du code de la santé publique. Le décret s'applique aussi aux entreprises extérieures intervenant dans les INB. Dans ce cas particulier, cette responsabilité propre de l'entreprise extérieure s'exerce sans porter préjudice aux prescriptions particulières d'hygiène et de sécurité applicables aux travaux effectués dans un établissement par une entreprise extérieure.

Responsabilité des employeurs

L'article R. 231-74 rend responsable le chef de l'établissement de toutes les mesures à prendre en matière de radioprotection sur les lieux de travail. En outre, cet article renvoie aux prescriptions communes du code du travail (R. 237-1 et suivants) en matière de radioprotection en cas de travaux effectués dans un établissement par une entreprise extérieure.

Il est en particulier précisé, conformément au droit commun du travail, qu'aucun transfert de responsabilité de la radioprotection n'est envisageable d'un chef d'entreprise extérieur vers le chef d'établissement utilisateur à l'égard de son propre personnel, même si le texte prévoit la possibilité d'accords de collaboration pour la mise à disposition de moyens de mesure ou de protection individuelle.

Évaluation des risques

L'article R. 231-75 précise qu'en vue d'optimiser les expositions au niveau « le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre » le chef d'entreprise doit faire procéder pour toute opération sous rayonnement, à une « évaluation prévisionnelle de la dose collective et des doses individuelles que les travailleurs sont susceptibles de recevoir » et doit faire définir préalablement par la personne compétente en radioprotection des objectifs de dose pour l'opération.

Limites de dose

Les articles R. 231-76 et R. 231-77 fixent les limites d'exposition à ne pas dépasser annuellement par les travailleurs.

Ces limites sont applicables en toutes circonstances (Article R. 231-79) sauf à titre exceptionnel, sur justification et après une autorisation spéciale de l'inspecteur du travail délivrée dans les conditions fixées aux articles R. 231-103 et 231-104, ou dans les cas de situation d'urgence radiologique. Mais elles ne s'appliquent pas aux expositions subies du fait des examens médicaux.

A2.5 « DÉCRET TRAVAILLEURS » (DÉCRET N° 2003-296 DU 31 MARS 2003, RELATIF À LA PROTECTION DES TRAVAILLEURS CONTRE LES DANGERS DES RAYONNEMENTS IONISANTS)

A2.5.1 CLASSIFICATION DES TRAVAILLEURS (ARTICLE R. 231-88)

Les travailleurs exposés sont classés en deux catégories selon l'importance de leur exposition. Cette **classification** est effectuée par l'employeur après avis du médecin du travail.

Les deux catégories sont définies de la façon suivante :

- Les travailleurs de catégorie A: ce sont les personnes dont les conditions habituelles de travail sont susceptibles d'entraîner une exposition dépassant 6 mSv/an ou une dose équivalente supérieure aux trois dixièmes des autres limites réglementaires annuelles d'exposition.
- Les autres travailleurs exposés, c'est-à-dire ceux susceptibles de recevoir une dose comprise entre 1 et 6 mSv/an, sont classés en catégorie B.

Des dispositions sont prises pour que l'exposition des femmes enceintes soit telle que l'exposition de l'enfant à naître dès la déclaration de la grossesse jusqu'à l'accouchement ne dépasse pas 1mSv pendant toute cette période.

Les femmes allaitantes, les femmes enceintes et les jeunes âgés de 16 à 18 ans ne peuvent être classés en catégorie A.

Évolution des limites de dose

| Personnes Exposées | Date d'application | Dose efficace/an (exposition externe + interne) | Dose efficace sur cinq ans | Dose équivalente/an (mains, avant-bras, pieds, chevilles) | Dose équivalente/an (peau) | Dose équivalente/an (cristallin) |
|-------------------------------------|--------------------|---|----------------------------|---|----------------------------|----------------------------------|
| Travailleurs « adultes » | Avant avril 2003 | 50 mSv | *** | 500 mSv | 500 mSv | 150 mSv |
| Travailleurs « adultes » | avril 2003 | 35 mSv | 100 mSv | 500 mSv | 500 mSv | 150 mSv |
| Travailleurs « adultes » | avril 2005 | 20 mSv | 100 mSv | 500 mSv | 500 mSv | 150 mSv |
| Femmes allaitantes | avril 2003 | 6 mSv Pas d'exposition interne | *** | *** | *** | *** |
| Étudiants, apprentis de 16 à 18 ans | avril 2003 | 6 mSv | *** | 150 mSv | 150 mSv | 50 mSv |

A2.5.2 SUIVI DOSIMÉTRIQUE ET MÉDICAL DES TRAVAILLEURS EXPOSÉS

Suivi dosimétrique des travailleurs (Articles R.231-93 et R.231-94)

Chaque travailleur intervenant en zones surveillée et contrôlée bénéficie d'une surveillance dosimétrique adaptée (dosimétrie passive en zone surveillée et en zone contrôlée et dosimétrie opérationnelle en zone contrôlée). Ce suivi et l'accès aux résultats ont fait l'objet d'évolutions par rapport à la réglementation antérieure et un employeur ne peut plus être autorisé à effectuer lui-même le suivi dosimétrique passif de ses propres salariés. Les règles de communication des résultats de la dosimétrie passive et opérationnelle sont définies dans les deux articles R.231-93 et R.231-94 du code du travail et résumées ci-dessous :

La personne compétente en radioprotection accède aux dosimétries nominatives passives et opérationnelles, sur une durée n'excédant pas douze mois. Ce suivi ainsi que l'évaluation prévisionnelle de la dose préalable à une opération peuvent lui permettre de prévenir un éventuel dépassement des limites de dose d'un travailleur. Le chef d'établissement est informé par la personne compétente de tout dépassement prévisible des valeurs limites de dose et peut en conséquence prendre les mesures de prévention adaptées. Pour la dosimétrie passive, en cas de dépassement des valeurs limites d'exposition, l'employeur est immédiatement prévenu, ainsi que le médecin du travail, par les organismes agréés ou par l'IRSN en tant qu'organisme de prestation en matière de dosimétrie (R.231-93-IV). Cette mesure permet éventuellement de qualifier une infraction à l'encontre de l'employeur. En revanche, le chef d'établissement accède maintenant aux résultats nominatifs de la dosimétrie opérationnelle mise en œuvre dans son établissement. Il en préserve la confidentialité.

Mesures de surveillance médicale des travailleurs exposés (Articles R.231-98 à R.231-102)

Elle diffère de la situation qui prévalait antérieurement sur deux points :

- d'une part, la fréquence semestrielle de l'**examen médical** est ramenée à au moins une fois par an. Mais le temps consacré à la prévention est maintenu avec l'objectif principal de favoriser la prévention primaire (études de postes, des conditions de travail, participation à la préparation des chantiers...);
- d'autre part, la distinction entre les catégories A et B en matière de surveillance médicale est supprimée.

Situations anormales de travail (Articles R.231-103 et R.231-104)

Seuls les travailleurs classés en catégorie A et satisfaisant à certaines conditions peuvent être soumis à des expositions sous autorisation spéciale (dépassement des limites hors situations accidentelles) et aux expositions dans les situations d'urgence radiologique (incident ou accident). Les conditions requises pour obtenir les autorisations sont de même nature que celles existant antérieurement. A noter que les femmes enceintes, les femmes allaitantes et les jeunes de 16 à 18 ans ne peuvent être affectés à des tâches impliquant des expositions de ce type. Le chef d'établissement doit aménager des procédures de secours et dans les installations nucléaires de base ou installations nucléaires de base spéciales, disposer en outre d'une équipe de sécurité.

Personne compétente en radioprotection (Article R.231-106)

Une personne compétente au moins doit être désignée par l'employeur dès qu'il y a un risque d'exposition de salariés aux rayonnements ionisants. Les missions de cette personne compétente sont assez sensiblement élargies. Elle joue un rôle important en matière d'évaluation des risques et d'optimisation. Dans les INB, ces personnes sont regroupées au sein d'un service compétent en radioprotection. La personne compétente est formée par des formateurs certifiés. Elle agit sous la responsabilité de l'employeur :

- elle procède à l'évaluation préalable des risques, fixe les objectifs d'optimisation,
- elle a accès à la dosimétrie opérationnelle et alerte le médecin en cas de dépassement,
- elle veille au respect des mesures de protection,
- elle recense les modes de travail susceptibles de conduire à des expositions exceptionnelles ou accidentelles des travailleurs,
- elle élabore un plan d'intervention en cas d'accident, doit pouvoir le mettre en œuvre et prendre les mesures d'urgence,
- elle participe à la formation à la sécurité des travailleurs exposés intervenants en zone surveillée ou contrôlée (L.231-3-1 du code du travail).

Rôle des inspecteurs des INB

Les inspecteurs des INB voient leur rôle élargi.

Ils peuvent se faire communiquer par le chef d'établissement :

- les relevés des sources de rayonnements ionisants,
- les résultats de la dosimétrie opérationnelle de tous les travailleurs sous une forme non nominative,
- les mesures prises pour mettre en œuvre le principe d'optimisation visé à l'article R.231-75 (évaluation prévisionnelle des doses et objectif de dose pour les opérations de maintenance ainsi que pour les opérations de chargement, transport ou déchargement du combustible et des matières radioactives).

A2.5.3 RÈGLES TECHNIQUES D'AMÉNAGEMENT DES LOCAUX DE TRAVAIL (ARTICLES R.231-81 À R.231-87)

Zones contrôlées et zones surveillées

Une **zone surveillée** doit être délimitée lorsque, à proximité d'une source de rayonnement, la dose reçue annuellement est susceptible de dépasser 1 mSv. Dès lors que la dose est susceptible de dépasser 6 mSv/an, il s'agit d'une **zone contrôlée** dont l'accès est réservé aux travailleurs informés des risques et des moyens de s'en prémunir (notice de l'article R.231-90). A l'intérieur de la zone contrôlée, peuvent être définies des zones spécialement réglementées ou interdites à partir de certains niveaux de dose fixés par arrêté après avis de l'IRSN. Les chefs d'établissement ont 18 mois à compter du 3 avril 2003 pour modifier la délimitation des zones.

Contrôles techniques

Dans les zones surveillées ou contrôlées, les sources émettrices et les risques doivent être signalés. Par ailleurs, le chef d'établissement doit faire effectuer divers **contrôles techniques** des sources ou des appareils émetteurs de rayonnement à tous les stades de leur utilisation (Article R.231-84) mais aussi des contrôles d'ambiance (Article R.231-86: cartographies d'exposition et de contamination) par l'IRSN ou un organisme agréé et dans certains cas, par le service compétent en radioprotection. Les contrôles techniques et les contrôles d'ambiance doivent être effectués au moins une fois par an par un organisme agréé. Les résultats de ces contrôles sont tenus à la disposition des agents de l'État chargés des inspections dans le domaine de la radioprotection.

Niveaux d'intervention associés à la protection de la population



Extrait du classeur « Infographies pour une communication sur le nucléaire ».

Niveaux de référence d'exposition individuelle par les équipes d'intervention

| | Niveau de référence |
|---|--|
| 1 ^{er} groupe équipes spéciales d'intervention technique ou médicale préalablement constituées pour faire face à une situation d'urgence radiologique | - 100 millisieverts - 300 millisieverts lorsque l'intervention est destinée à protéger des personnes. |
| 2 ^{ème} groupe personnels n'appartenant pas à des équipes spéciales mais intervenant au titre des missions relevant de leur compétence | - 10 millisieverts* |

*Un dépassement des niveaux de référence pourra être admis exceptionnellement, afin de sauver des vies humaines, pour des intervenants volontaires et informés du risque que comporte leur intervention.

A2.6 « DÉCRET INTERVENTIONS » (DÉCRET N° 2003-295 DU 31 MARS 2003 RELATIF AUX INTERVENTIONS EN SITUATION D'URGENCE RADIOLOGIQUE ET EN CAS D'EXPOSITION DURABLE).

La **situation d'urgence radiologique** est définie à l'article R.1333-76 du code de la santé publique comme résultant d'un accident ou d'un incident susceptible d'entraîner une exposition des populations portant atteinte à la santé publique, tandis que la situation d'exposition durable définie à l'article R.1333-77 en est la conséquence dans le temps. Une exposition durable peut aussi résulter d'une ancienne activité nucléaire polluante (sites radifères). L'auteur de la pollution d'un site est responsable de son assainissement. A défaut, c'est le propriétaire du site qui doit mettre en œuvre les mesures de protection et de surveillance imposées par l'autorité compétente.

Interventions en cas de situation d'urgence radiologique

L'article R.1333-79 rappelle la responsabilité du chef d'établissement dont l'activité est en cause en matière d'évaluation des risques et des conséquences de la situation, de mise en œuvre du Plan d'Urgence Interne (PUI) et d'information des autorités et des populations, tandis que l'article R.1333-80 stipule que les autorités compétentes doivent assurer la protection des populations dès lors que les prévisions de doses reçues dépassent des « niveaux d'intervention » fixés par arrêté du Ministre de la Santé (arrêté du 13 octobre 2003).

Intervenants en situation d'urgence radiologique

Les intervenants qui, en principe, doivent bénéficier des garanties et des protections prévues par le livre II du code du travail, notamment en matière de surveillance médicale et radiologique ainsi que de formation, sont répartis en deux groupes (Article R.1333-84) : les équipes spéciales « d'urgentistes » et les autres intervenants.

Des niveaux de référence d'exposition individuelle sont attachés à chacun de ces deux groupes (Article R.1333-86) : il s'agit de « repères pratiques » et non de « limites réglementaires ».



Centrale de Ling'ao (Chine)



Annexe
A3

...  **A3 ORGANISMES INTERNATIONAUX
ET FRANÇAIS RELATIFS
À LA RADIOPROTECTION**

...  **A3.1** Organismes internationaux

...  **A3.2** Organismes français



Parlement européen de Bruxelles (Belgique)

A3.1 ORGANISMES INTERNATIONAUX

A3.1.1 Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR)



www.icrp.org

Créée en 1928, elle émet ses premières recommandations en 1934 en s'appuyant sur les résultats des expérimentations animales et médicales. Dès 1950, elle propose un système cohérent et complet de recommandations, établissant les principes fondamentaux de la radioprotection et les modalités pratiques de leur application. A cette époque, la limite annuelle de dose était déjà fixée à 50 mSv. Les recommandations de la CIPR sont édictées dans des publications numérotées qui sont ensuite complétées ou révisées.

La CIPR est une organisation non gouvernementale, aussi ses recommandations n'ont aucun caractère obligatoire. Néanmoins, ses textes servent de référence à de nombreuses autres organisations ou pays. Ce caractère international et reconnu permet une certaine homogénéisation des pratiques en radioprotection au niveau international.

Les dernières recommandations générales de la CIPR ont fait l'objet de la publication n° 60 (CIPR 60) en 1990. Elles ont préconisé l'abaissement de la limite de dose annuelle moyenne à 20 mSv (100 mSv sur cinq ans).

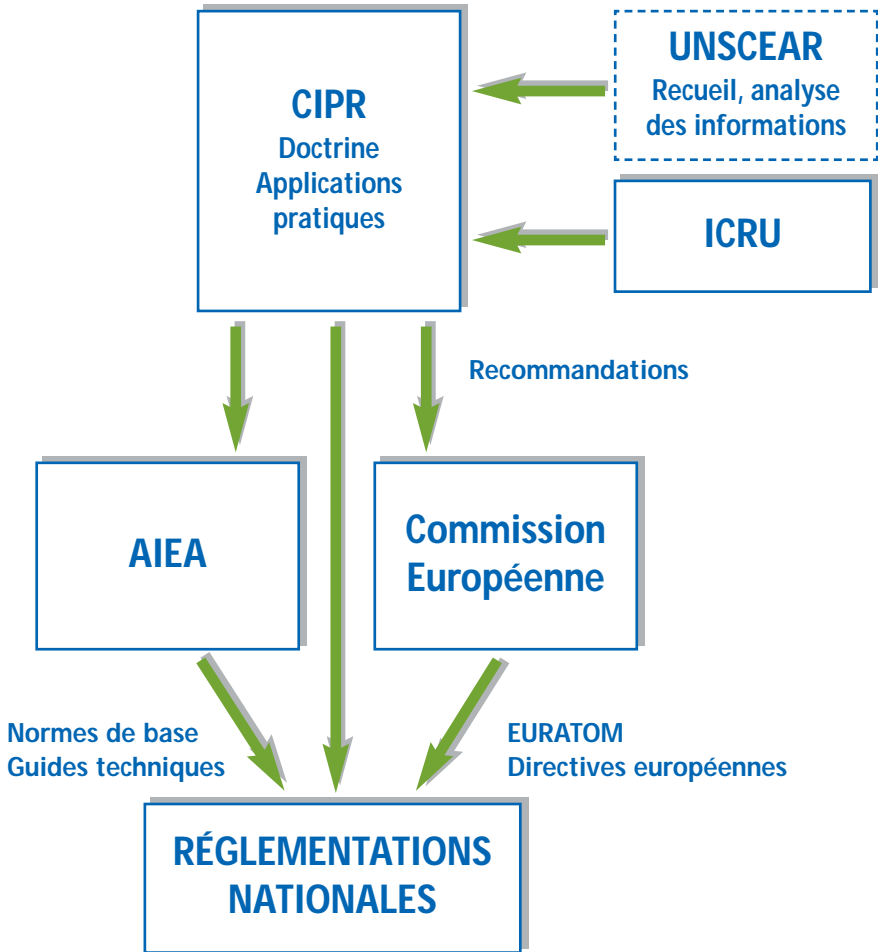
A3.1.2 Commission Internationale des Unités et mesures Radiologiques (ICRU)



www.icru.org

Cette commission est l'équivalent de la CIPR dans le domaine de la métrologie liée aux rayonnements ionisants. La CIPR définit le cadre de protection vis-à-vis des rayonnements ionisants (limite à respecter au niveau sanitaire). L'ICRU définit le cadre de conformité des mesures. Les normes qui en découlent sont appliquées pour réaliser les mesures, en particulier celles exigées par la réglementation.

Origine des réglementations nationales



A3.1.3 Comité Scientifique des Nations Unies pour l'Étude des Effets des Rayonnements Ionisants (UNSCEAR)



www.unscear.org

Suite aux inquiétudes suscitées par l'élévation du niveau de radioactivité ambiant du fait des essais nucléaires, l'assemblée générale des Nations Unies a créé en 1955 un comité scientifique connu sous le nom d'**UNSCEAR** (United Nations Scientific Committee of the Effects of Atomic Radiations). Ce comité est chargé d'une mission complémentaire à celle de la CIPR : regrouper et analyser toutes les données concernant les niveaux de radioactivité ambiante, ainsi que les résultats des recherches sur les effets des rayonnements ionisants.

Les données relatives aux rejets liquides et gazeux des centrales nucléaires sont transmises annuellement à l'UNSCEAR.

L'UNSCEAR publie régulièrement des rapports détaillés qui sont utilisés en particulier par les experts de la CIPR.

A3.1.4 Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA)



www.iaea.org

Cette organisation internationale et autonome a été créée en 1957 sous l'égide de l'ONU. Elle est aussi connue sous le terme « Agence de Vienne », ville où est situé son siège. Elle a pour mission de favoriser l'échange de renseignements techniques et scientifiques dans ce domaine. Elle assure un contrôle sur les matières fissiles afin de veiller à la non prolifération des armes nucléaires.


Elle publie régulièrement des normes de base en radioprotection ainsi que des guides pratiques. Ces documents sont généralement basés sur les dernières recommandations de la CIPR et les déclinent de façon pratique.

Le règlement du transport des matières radioactives de l'**AIEA** est le document de référence dans la grande majorité des pays.

L'AIEA organise à la demande des autorités de sûreté des États membres, des missions d'évaluation de la sûreté des installations nucléaires comme par exemple celles connues sous le sigle « OSART » (Operating Safety Review Team).

L'AIEA fait appel aux différents exploitants mondiaux pour composer les équipes OSART qui traitent notamment du domaine de la radioprotection.

Les réacteurs nucléaires dans l'Union Européenne à 25

|  | Réacteurs à eau pressurisée | Réacteurs à eau bouillante | Réacteurs graphite-gaz | Autres types de réacteurs |
|---|-----------------------------|----------------------------|------------------------|---------------------------|
| Allemagne | 13 | 6 | | |
| Belgique | 7 | | | |
| Espagne | 7 | 2 | | |
| Finlande | 2 VVER | 2 | | |
| France | 58 | | | 1 (neutrons rapides) |
| Hongrie | 4 VVER | | | |
| Lithuanie | | | | 2 (RBMK) |
| Pays-Bas | | 1 BWR | | |
| Rép. Tchèque | 6 VVER | | | |
| Royaume-Uni | 1 | | 14 (AGR) | 13 (Magnox) |
| Slovaquie | 6 VVER | | | |
| Slovénie | 1 | | | |
| Suède | 3 | 8 | | |

Les différents types de filières

Graphite gaz

- ➔ AGR (réacteur avancé refroidi au gaz)
- ➔ Magnox (réacteur refroidi au CO₂)

Eau lourde

- ➔ PHWR (dont CANDU filière canadienne)

Eau ordinaire

- ➔ BWR (eau bouillante)
- ➔ PWR (eau pressurisée)
- ➔ VVER (eau pressurisée, filière russe)

Neutrons rapide

- ➔ FBR (filiale rapide)

Eau-graphite

- ➔ RBMK, GLWR

A3.1.5 Commission européenne (CE)



www.europa.eu.int

L'Union européenne (UE) est constituée des pays européens décidés à œuvrer ensemble à la paix et à la prospérité. Elle est dotée de cinq institutions, qui jouent chacune un rôle spécifique : le Parlement européen, le Conseil de l'Union européenne, la Cour de justice, la Cour des comptes et la Commission européenne (le moteur de l'Union et son organe exécutif).

La Commission européenne (CE) élabore les propositions de nouvelles lois européennes qu'elle soumet au Parlement européen et au Conseil, veille à la bonne exécution des décisions de l'UE, supervise la manière dont les fonds européens sont dépensés et veille au respect des traités européens et du droit communautaire. Elle accomplit une grande partie du travail quotidien nécessaire au fonctionnement de l'UE et compte 24 000 fonctionnaires européens répartis entre 36 départements appelés « Directions Générales » (DG) ou « services ».

La DG TREN (Transport Énergie) traite les questions relatives au nucléaire : la sûreté, les déchets, le démantèlement, le transport et la radioprotection. Cette DG comporte également l'Agence EURATOM composée d'inspecteurs chargés de vérifier la comptabilisation des matières nucléaires dans les centrales européennes.

L'UE s'est fixée une politique de radioprotection fondée sur l'établissement et l'incorporation dans les législations nationales de normes de base uniformes. La CE est chargée de l'élaboration de ces normes de base et de la surveillance de leur application. Elle s'appuie sur le groupe d'experts « article 31 » (dont certains membres participent aussi à la CIPR). Les premières normes de base européennes ont été publiées en 1959 et ont été ensuite révisées par des Directives. La dernière révision des normes de base en radioprotection date de 1996 (Directive prenant en compte la CIPR 60). Les textes des Directives européennes sont juridiquement applicables dans les États Membres. Chaque État Membre doit intégrer la Directive européenne dans sa propre réglementation. Chaque exploitant veille ensuite à respecter sa réglementation nationale.



Conseil de l'Europe

A3.1.6 Agence Européenne pour l'Énergie Nucléaire (AEN) de l'Organisation de Coopération et de Développement Économique (OCDE)



www.nea.fr

Cette agence a été créée en 1958 pour encourager l'harmonisation des pratiques réglementaires, notamment en ce qui concerne la sûreté et la radioprotection dans les installations nucléaires. Basée à Paris, cette agence favorise les échanges entre les différents pays membres.

En radioprotection, sur une initiative de l'AEN, fut créée en 1992 une base de données dosimétriques appelée **ISOE** (Information System on Occupational Exposure). Cet outil est accompagné par la programmation tous les deux ans d'un séminaire de radioprotection qui est l'occasion pour des radioprotectionnistes de différents pays d'échanger des bonnes pratiques. Le système ISOE est soutenu par l'AEN et par l'AIEA; le programme de travail est géré par un comité directeur dont le président est un exploitant. L'AEN diffuse un rapport annuel centré sur les résultats tirés de la base de données ISOE.

A3.1.7 Association Mondiale des Exploitants Nucléaires (WANO)



www.wano.org.uk (accès limité)

Créée en 1989, cette association dont le centre coordonnateur est à Londres est gérée à travers 4 centres régionaux: Paris, Atlanta, Moscou et Tokyo. Comme l'AIEA, **WANO** (World Association of Nuclear Operators) organise chaque année un programme complet d'évaluations (Peer Reviews) par une équipe d'exploitants, portant sur les aspects techniques et managériaux, y compris la radioprotection. WANO organise également des réunions d'experts ou des ateliers sur les problématiques d'exploitation.

De plus WANO favorise l'intercomparaison des performances de chaque centrale au travers d'indicateurs dont la dosimétrie collective.

A3.1.8 Institut des Exploitants Nucléaires (INPO):



www.inpo.org (accès limité)

Suite à l'incident de la centrale nucléaire américaine de Three Miles Island (TMI), l'**INPO** (Institute of Nuclear Power Operations) a été créé en 1980 pour favoriser le retour d'expérience et la recherche d'excellence dans les centrales nucléaires nord-américaines. EDF participe aux différents travaux de l'INPO qui concernent en particulier la radioprotection.

Réorganisation de la radioprotection en France

La réorganisation de la radioprotection par voie réglementaire a débuté lors de la publication de deux décrets, le 26 février 2002. La principale motivation était de rééquilibrer les moyens entre sûreté et radioprotection, de réduire le nombre et la dispersion des institutions en charge de la radioprotection et de mieux répartir leur rôle.

Cette réorganisation a consisté à élargir les compétences de l'ancienne DSIN (Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires) au domaine de la radioprotection, en créant la DGSNR (Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection) sous la triple tutelle des ministères chargés de l'industrie, de la santé et de l'environnement. Le décret de création de cette direction a été publié au J.O. du 26/02/2002 (décret n° 2002-255 du 22/02/2002).

L'appui technique de l'ancienne DSIN en matière de sûreté était l'IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire); le nouvel appui technique de la DGSNR doit aussi avoir des compétences en matière de radioprotection. Un EPIC (Établissement Public à caractère Industriel et Commercial) baptisé IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) a ainsi été créé. Il est issu de la fusion de l'OPRI (Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants) et de l'IPSN. Il est sous la tutelle des ministères chargés de la défense, de l'environnement, de l'industrie, de la recherche et de la santé. Un décret fixant les attributions de l'IRSN a été publié au J.O. du 26/02/2002 (décret n° 2002-254 du 22/02/2002).

Notons que les domaines de la protection des travailleurs et les conditions de travail sont toujours dans les attributions de la DRT (Direction des Relations du Travail) du ministère chargé du travail, qui garde la responsabilité de l'écriture des textes réglementaires qui couvrent ce domaine.

A3.1.9 Association Internationale des Sociétés de Radioprotection (IRPA)



www.irpa.net

L'objectif premier de l'IRPA est de favoriser les échanges entre tous les professionnels de la radioprotection dans tous les pays. L'IRPA souhaite aussi promouvoir une protection optimale de l'homme et de l'environnement dans tous les domaines liés à la radioprotection comme la recherche, la médecine, l'industrie et le nucléaire.

Depuis 1966, l'IRPA organise tous les quatre ans un congrès international.

A3.2 ORGANISMES FRANÇAIS

A3.2.1 Organismes français élaborant la réglementation

Ministère chargé du Travail

Au sein du Ministère du Travail, les textes réglementaires du domaine de la radioprotection des travailleurs sont rédigés par la Direction des Relations du Travail (DRT), comme par exemple le décret dit « travailleurs » du 31/03/2003.

Ministère chargé de l'Industrie

C'est un des ministères de tutelle de l'autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (DGSNR, voir paragraphe A3.2.2).

Ministère chargé de la Santé

C'est un des ministères de tutelle de la DGSNR mais il ne s'implique plus dans la radioprotection des travailleurs depuis que la DGSNR a été chargée de ce domaine. Il a rédigé le décret dit « population » du 04/04/2002 fixant une nouvelle limite de dose pour le public à 1 mSv/an.

Ministère chargé de l'Environnement

C'est un des ministères de tutelle de la DGSNR.

Ministère chargé de l'Intérieur

La **Mission nationale d'Appui à la gestion du Risque Nucléaire (MARN)** est une équipe spécifique de la Direction de la Sécurité Civile qui, dans le cadre d'une convention avec l'exploitant nucléaire, a pour but d'aider les services préfectoraux en cas de crise. La MARN est également à l'origine du décret dit « interventions » qui précise les modalités d'intervention des personnels de secours en cas d'urgence radiologique.

Les Directions régionales et départementales de l'action sanitaire et sociale (DRASS, DDASS)

Les DRASS et les DDASS exercent leur activité dans une zone géographique donnée, région administrative ou département.

Elles participent au contrôle de la radioprotection à la fois dans l'environnement et en milieu hospitalier :

- surveillance radiologique des eaux potables ;
- surveillance du radon dans les établissements recevant du public et dans l'habitat ;
- contrôle de la gestion des déchets et effluents des établissements de soin.

Les DRASS et les DDASS participent également à la préparation et à la gestion des situations d'urgence radiologiques, notamment au travers de :

- l'appui au préfet en cas d'incident ou d'accident ;
- la contribution à l'élaboration des plans d'urgence établis par les préfets ;
- la constitution des stocks de comprimés d'iode et leur distribution ;
- la participation aux exercices périodiques de crise.

Enfin, les DDASS participent à l'instruction des procédures de déclaration pour la détention et l'utilisation de générateurs de rayons X à des fins radiologiques.

Bureau de contrôle des chaudières nucléaires

Le Bureau de Contrôle des Chaudières Nucléaires (BCCN) exerce trois missions principales :

- administration centrale sous l'autorité de la DGSNR pour tout ce qui relève des circuits primaires principaux et des circuits secondaires principaux des réacteurs à eau sous pression,
- contrôle de la construction de ces circuits,
- appui technique à l'Autorité de Sécurité.

Le BCCN est implanté à la DRIRE de la Région Bourgogne à Dijon.

A3.2.2 Autorités de sûreté et de radioprotection

Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection (DGSNR)



www.asn.gouv.fr

La **DGSNR** a été instituée par le décret du 26 février 2002. Elle exerce un contrôle sur la sûreté et la radioprotection des installations nucléaires. Ce contrôle se concrétise notamment par des inspections, programmées ou inopinées, portant sur le respect de la réglementation (examen de la documentation relative à l'organisation de la radioprotection, visites de chantier ou de terrain pour vérifier sa mise en œuvre...).

La DGSNR s'appuie sur les Divisions de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection (DSNR) des Directions Régionales de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement (DRIRE) et sur l'expertise de l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN).

Les Divisions de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection (DSNR) sont au nombre de 9 : Bordeaux, Caen, Châlons-en-Champagne, Dijon, Douai, Lyon, Marseille, Orléans et Strasbourg.

Les DSNR participent au contrôle des installations nucléaires de base et des transports de matières radioactives par :

- des inspections,
- l'examen des incidents et accidents,
- le contrôle des arrêts de tranche.

Ce contrôle vise à s'assurer que les exploitants des INB respectent non seulement la réglementation relative à la sûreté nucléaire propre aux INB, mais aussi la réglementation relative à la radioprotection, aux prélèvements d'eau et rejets d'effluents, aux installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) et aux équipements sous pression (ESP).

Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)



www.irsn.fr

L'**Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire** est issu par décret du 26/02/2002 de la fusion de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) et de l'Office de Protection contre les Rayonnements Ionisants (OPRI).

Outre l'appui à la DGSNR, l'IRSN poursuit les activités de l'OPRI, à savoir, les contrôles environnementaux et des prestations de service en dosimétrie individuelle (fourniture et développement de films mensuels par exemple).

Nombre de travailleurs exposés en France répartis suivant les laboratoires développant leur film (dosimétrie passive) en 2003

Pour l'industrie nucléaire, 80 500 travailleurs exposés dont :

- 21 400 suivis par le LCIE
- 17 100 suivis par l'IRSN
- 25 700 suivis par le CEA
- 14 000 suivis par COGEMA
- 2 300 suivis par le CERN

Pour le médical et l'industrie hors INB, 166 200 travailleurs exposés dont :

- 109 800 suivis par l'IRSN
- 33 300 suivis par le LCIE
- 23 100 suivis par PHILIPS

A3.2.3 Organismes fondés à l'initiative des exploitants

Comité français de certification des Entreprises pour la Formation et le suivi du personnel travaillant sous Rayonnements Ionisants (CEFRI)



www.cefri.fr

Créé en 1990 à la fois par les exploitants et par les professions réunies au sein du Groupement Intersyndical des Industries du Nucléaire, le **CEFRI** contribue à l'amélioration de la prévention des risques liés au travail dans les installations nucléaires. Il délivre des certifications, après audit des entreprises prestataires, des entreprises de travail temporaire et des organismes de formation et s'assure que l'organisation et les moyens mis en œuvre par les entreprises sont en conformité avec la réglementation. Le certificat CEFRI est exigé par EDF pour les entreprises de travail temporaire et pour les entreprises prestataires ayant des travailleurs exposés.

Les exploitants nucléaires français exigent de la part de leurs salariés prestataires la possession d'une attestation de formation conforme au référentiel du CEFRI et en cours de validité.

Centre d'étude sur l'Évaluation de la Protection dans le domaine Nucléaire (CEPN)



www.cepn.asso.fr

(www.ean.cepn.asso.fr - www.isoec.cepn.asso.fr)

Le **CEPN**, basé à Fontenay-aux-Roses, conduit des études et analyses dans le domaine de la radioprotection et principalement sur la déclinaison du principe ALARA dans les installations nucléaires, médicales ou industrielles. Le CEPN est également le Centre Technique Européen d'ISOE (AEN/OCDE et AIEA) et le coordinateur du réseau ALARA européen (EAN) pour le compte de la Commission européenne.

Publications de la SFRP et de l'ATSR



A3.2.4 Associations et « sociétés savantes »

Société Française de RadioProtection (SFRP)



www.sfrp.asso.fr

La **Société Française de RadioProtection** est une société savante rassemblant de nombreux radioprotectionnistes, médecins et scientifiques. Elle organise des colloques et des séminaires à thème dans le domaine de la radioprotection. Elle diffuse également la revue « Radioprotection ».

Parmi l'ensemble de ses sections, la section de protection technique de la SFRP se focalise davantage sur les aspects pratiques de la protection radiologique des travailleurs exposés.

En particulier :

- les techniques de radioprotection sur les diverses installations,
- les méthodes et l'instrumentation de surveillance radiologique,
- les équipements individuels de protection,
- les moyens d'intervention en situation accidentelle,
- l'aide à la formation.

Association pour les Techniques et Sciences de Radioprotection (ATSR)



www.cc-pays-de-gex.fr/assoc/atser-ri/welcome.html

L'**ATSR**, historiquement ancrée dans la vallée du Rhône, mais qui couvre aujourd'hui toute la France, rassemble de nombreux spécialistes de radioprotection. Elle a pour but de servir de lien entre les professionnels de la radioprotection, de contribuer à son développement, de diffuser un enseignement de qualité ainsi que d'informer le public.



| Mot clés | Page(s) |
|--|-----------------|
| actinides | 35 |
| ADR | 207 |
| AEN | 257 |
| AIEA | 253 |
| ALARA | 19 |
| alpha | 13, 35, 55, 199 |
| analyse coût-bénéfice | 165 |
| analyse de risques | 161, 201 |
| analyses radiotoxicologiques | 81 |
| anthropogammamètre | 79 |
| assainissement | 193 |
| ATSR | 265 |
| autorisation, autorisations | 237, 239 |
| azote 16 | 59 |
| balisage | 185 |
| balises gamma | 101 |
| becquerel | 15 |
| bêta | 13 |
| carnet d'accès | 79, 157 |
| carnet d'examens anthropogammamétriques | 79 |
| cartographie | 49 |
| CEFRI | 263 |
| CEPN | 263 |
| chaînes KRT | 99 |
| chantier | 169 |
| chargé de travaux | 169, 171 |
| chélation | 85 |
| CIDEN | 191 |
| CIPR | 251 |
| classification | 241 |
| Comité d'Information des Professions de Santé | 136 |
| Comité des Responsables Radioprotection | 139 |
| Comité de Sûreté Nucléaire | 135 |
| Comité Exécutif | 135 |
| Comité Radioprotection du Parc en Exploitation | 139 |
| Commission d'Épidémiologie | 137 |
| Commission Scientifique | 137 |
| comprimé d'iode | 229 |
| confinement | 53, 123 |
| confinement dynamique | 41, 53, 123 |
| confinement statique | 41, 53 |
| confinement statique ventilé | 123 |
| Conseil de Radioprotection | 135 |
| contamination | 15, 19, 53 |
| contamination atmosphérique | 107 |
| contamination externe | 69, 71, 87 |
| contamination surfacique | 105 |

| Mot clés | Page(s) |
|--|---------------------|
| contrôle radiologique | 109 |
| contrôles techniques | 245 |
| débit de dose | 17 |
| débitmètres neutrons | 103 |
| déchets | 203 |
| déclaration | 239 |
| déclassement | 193 |
| déconstruction | 191 |
| démantèlement | 191 |
| détecteurs | 95 |
| DGSNR | 261 |
| Diéthylène Triamine Penta Acétique (DTPA) | 85 |
| dilution isotopique | 85 |
| directives EURATOM | 233, 235 |
| dispersion | 53 |
| dispersion de la contamination | 181 |
| distance | 21, 39, 51 |
| dose absorbée | 15 |
| dose collective | 17, 145 |
| dose cumulée | 69 |
| dose efficace | 17 |
| dose engagée | 17 |
| dose équivalente | 15 |
| doses individuelles | 145 |
| dosimètre actif | 73 |
| dosimètre bêta | 73 |
| dosimètre neutrons | 73, 117 |
| dosimètre passif | 73 |
| dosimètres extrémités | 73 |
| dosimétrie active | 69, 115 |
| dose aux extrémités | 201 |
| dosimétrie passive | 69, 113 |
| dossiers prévisionnels | 75 |
| écran | 21, 37, 51 |
| effet génétique | 225 |
| effet héréditaire | 225 |
| effets des rayonnements ionisants | 215 |
| effets déterministes | 217, 219 |
| effets stochastiques | 217, 219, 223 |
| enquêtes épidémiologiques | 223 |
| évaluation dosimétrique prévisionnelle initiale | 163 |
| évaluations dosimétriques prévisionnelles optimisées | 167 |
| examen médical | 243 |
| exposition | 19 |
| exposition externe | 19, 71, 201 |
| exposition globale | 19, 223 |
| exposition interne | 19, 69, 71, 77, 199 |



| Mot clés | Page(s) |
|--|---------------|
| exposition partielle | 19, 223 |
| exposition sous autorisation | 91 |
| formation | 159 |
| fragments de fission | 27 |
| gamma | 13 |
| gants | 125 |
| gestion des sources radioactives | 153 |
| grossesse | 89, 227 |
| Groupe Prévention des Risques | 138, 139 |
| habilitation | 159 |
| heaume ventilé | 127, 129, 131 |
| hiérarchie opérationnelle | 151 |
| ICRU | 251 |
| indice de tranche | 49 |
| INPO | 257 |
| Inspection Générale chargée de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection | 135 |
| Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire | 261 |
| interdictions | 237 |
| inventaire radiologique | 195, 197 |
| iode | 55, 85, 229 |
| iode radioactif | 83 |
| ionisation | 215 |
| IRPA | 259 |
| ISOE | 257 |
| isotopes | 9 |
| justification | 19 |
| limitation | 19 |
| limite d'exposition | 239 |
| médecin du travail | 155 |
| Mission nationale d'Appui à la gestion du Risque Nucléaire (MARN) | 259 |
| mouchages | 81 |
| mutations | 225 |
| neutrons | 59 |
| objectif de dose | 161 |
| optimisation | 19, 165, 199 |
| oxygénation | 43 |
| période | 11 |
| permis de tir radiologique | 185 |
| personnel féminin | 89 |
| Personnes Compétentes en Radioprotection | 153 |
| points chauds | 45, 49 |
| portique de contrôle | 109, 111 |
| PR1 | 159 |
| PR2 | 159 |
| prélèvements biologiques | 81 |
| produits d'activation | 29 |

| Mot clés | Page(s) |
|--|---------------|
| produits de corrosion | 31 |
| produits de fission | 27 |
| programme de protection radiologique | 209 |
| projet ALARA | 145 |
| Projet Propreté Radiologique | 147 |
| propreté | 179 |
| propreté radiologique | 181 |
| protections biologiques | 121 |
| radiamètres | 101 |
| radioactivité | 11 |
| radiochimie | 43 |
| radiographie industrielle | 183 |
| radioprotection | 19 |
| recyclage PR | 159 |
| réduction des sources | 51 |
| référentiel de radioprotection | 141, 153 |
| Régime de Travail Radiologique (RTR) | 169 |
| responsabilité | 151 |
| saturation | 85 |
| Service de Radioprotection | 135 |
| seuils d'alerte locaux | 75 |
| sievert | 15 |
| situation d'urgence radiologique | 91, 247 |
| Société Française de Radioprotection | 265 |
| source, sources | 11, 237 |
| sources radioactives | 183 |
| surtenue non tissée | 125 |
| surveillance dosimétrique | 243 |
| surveillance médicale spéciale | 65 |
| temps d'intervention | 51 |
| temps d'exposition | 21, 39 |
| tenue de base | 125 |
| tenue étanche ventilée (TEV) | 127, 129, 131 |
| terme source | 25 |
| thyroïde | 229 |
| traitements spécifiques | 85 |
| transports | 207 |
| tritium | 199 |
| UNSCEAR | 253 |
| visites médicales | 67 |
| WANO | 257 |
| zonage | 175 |
| zone contrôlée | 157, 175, 245 |
| zone surveillée | 175, 245 |
| zones à déchets conventionnels | 179 |
| zones à déchets nucléaires | 179 |

RÉFÉRENCES BIBLIOGRAPHIQUES

- Santé, Radioactivité et Rayonnements Ionisants
2003, Académie Nationale de Médecine et al., 88 p. SPSCOM.
- Manuel Pratique de Radioprotection
Gambini D.J., Granier R.
1997, Nucléon, 510 p. 2^{ème} édition
- Le Guen B., Hémidy P.Y.,
Les iodes radioactifs.
Encycl Med Chir (Ed.Scientifiques et Médicales Elsevier SAS, Paris)
Toxicologie-Pathologie Professionnelle, 2002, 16-002-J-10, 12 p.
- OMIRIS (Outil Multimédia d'Information sur les Rayonnements Ionisants et la Santé), 2004.
- Brochure EDF « Effets biologiques des rayonnements ionisants », Mars 1998.
- Ouvrage du Docteur Bertin « Les effets biologiques des rayonnements ionisants », publié par EDF en 1991.

REMERCIEMENTS

Cet ouvrage a été conçu et réalisé sous la Direction de **Yves GARCIER**, Directeur Délégué à la radioprotection de la Division Production Nucléaire, par :

René GUERS

Pilote de l'élaboration du mémento,
Attaché au Délégué d'État Major Radioprotection
de la Division Production Nucléaire,

Françoise BIDARD,

Chargée de communication
à la Branche Production Ingénierie,
Et

Philippe COLSON

Ingénieur au Groupe Prévention des Risques
du Centre d'Appui au Parc en Exploitation ;

Ont également contribué à cet ouvrage :

Dr Michèle GONIN du Service Central d'Appui en Santé au Travail,

Hervé DELABRE de l'État Major Radioprotection

Pierre-Yves HEMIDY du Service de Radioprotection,

Bruno CORGNET et **Marie-Claire PERRIN** du SEPTEN,

Long PHAN HOANG du Centre d'Ingénierie Déconstruction et Environnement,

Gonzague ABELA, **Virginie CREPIEUX**, **Pierre GUYOT**, **Didier HARANGER**

et **Philippe WAREMBOURG** du Groupe Prévention des Risques du Centre d'Appui au Parc en Exploitation.

La relecture a été assurée par :

Dr Catherine BAILLOEUIL, Yves-Hervé BOUGET, Yves CHELET, Bruno CORAÇA, Xavier DELERUE,

Anne-Marie DUMONT, Philippe GAGNEUX, Dr Michèle GONIN, Pierre-Yves HEMIDY,

Dr Jeannine LALLEMAND, Jacques MICHARD, Dominique MINIÈRE, Laurent STRICKER,

Pr Constantin VROUSOS, des ingénieurs des services de prévention des risques des CNPE de

NOGENT, BELLEVILLE, CRUAS, et FESSENHEIM et des formateurs du Service de la Formation Professionnelle.

Si vous avez des remarques ou des suggestions à formuler sur ce mémento, vous pouvez les adresser par courrier à :

Groupe Prévention des Risques et Environnement de l' U. N. I. E.

EDF Division Production Nucléaire

1 place Pleyel

93282 Saint Denis Cedex