

### Les détecteurs de contamination alpha

La sensibilité d'un détecteur alpha dépend de la surface et de l'épaisseur de sa fenêtre. Celle-ci a généralement une surface de 50 cm<sup>2</sup> ou plus et une masse surfacique de 1 mg/cm<sup>2</sup> ou moins. Les détecteurs de contamination alpha devraient être insensibles au rayonnement bêta et gamma de façon à minimiser l'effet du rayonnement de fond. On leur donne en général cette caractéristique en intégrant un discriminateur d'amplitude d'impulsion dans leur circuit de comptage.

Les appareils alpha portables sont soit des compteurs proportionnels à gaz, soit des compteurs à scintillations au sulfure de zinc.

### Les détecteurs de contamination bêta

Divers appareils portables peuvent servir à la détection de la contamination bêta. Les compteurs de Geiger-Müller (G-M) ont ordinairement une fenêtre mince (masse surfacique comprise entre 1 et 40 mg/cm<sup>2</sup>). Les compteurs à scintillations (à anthracène ou à scintillateurs plastiques) sont très sensibles aux particules bêta et relativement insensibles aux photons. Les détecteurs bêta portables ne permettent généralement pas de détecter la contamination au tritium (<sup>3</sup>H) parce que, dans ce cas, les particules bêta émises sont à très faible énergie.

Tous les appareils utilisés pour détecter la contamination bêta réagissent également au rayonnement de fond. Il faut en tenir compte lorsqu'on interprète les lectures obtenues.

En présence de niveaux élevés de rayonnement de fond, les appareils portables sont d'une valeur limitée parce qu'ils ne peuvent pas indiquer de petites augmentations sur des taux de comptage élevés au départ. Il est recommandé dans ces cas de recourir aux contrôles par frottis.

### Les détecteurs de contamination gamma

Comme les émetteurs gamma émettent aussi des particules bêta, la plupart des détecteurs de contamination mesurent à la fois les rayons bêta et gamma. On se sert ordinairement d'appareils sensibles aux deux types de rayonnements ionisants afin d'obtenir une sensibilité accrue, car la détection des particules bêta est souvent plus efficace que celle des rayons gamma. Les scintillateurs plastiques et les cristaux d'iodure de sodium sont plus sensibles aux photons que les compteurs G-M et sont donc recommandés pour la détection des rayons gamma.

### Les appareils de prélèvement et de contrôle de l'air

Le contrôle des aérosols contaminants de l'air se fait par prise d'échantillons qui sont ensuite soumis à l'une des méthodes suivantes: sédimentation, filtrage, impact et précipitation électrostatique ou thermique. Le filtrage est cependant la méthode la plus courante (l'air est pompé à travers un filtre dont on mesure ensuite la radioactivité). Les débits d'échantillonnage sont habituellement supérieurs à 0,03 m<sup>3</sup>/min; par contre, dans la plupart des laboratoires, ils ne dépassent pas 0,3 m<sup>3</sup>/min. Les échantillonneurs peuvent être de type intermittent ou continu. Les appareils à prélèvement d'air en continu sont équipés d'un papier filtre fixe ou mobile. Ils devraient comprendre une alarme, étant donné que leur principale fonction est de donner un avertissement en cas de changement sensible de la contamination de l'air ambiant.

Comme les particules alpha ont un parcours extrêmement court, des filtres de surface (comme les filtres à membrane) doivent être utilisés pour mesurer la contamination alpha. L'échantillon recueilli doit également être mince. Il faut tenir compte du laps de temps qui s'écoule entre la collecte et la mesure à cause de la désintégration des descendants du radon.

Les radio-isotopes de l'iode (<sup>123</sup>I, <sup>125</sup>I, <sup>131</sup>I) peuvent être détectés sur papier filtre (surtout si le papier est chargé de charbon de bois ou de nitrate d'argent), car une partie de l'iode se dépose sur le

filtre. Toutefois, pour effectuer des mesures quantitatives, il est nécessaire de recourir à des filtres ou à des cartouches au charbon actif ou au zéolithe d'argent pour assurer une absorption efficace.

L'eau tritiée et le tritium gazeux sont les formes primaires de contamination au tritium. Même si l'eau tritiée a une certaine affinité avec la plupart des papiers filtres, ces derniers se prêtent mal à l'échantillonnage de l'eau tritiée. Les méthodes de mesure les plus sensibles et les plus précises se basent sur l'absorption d'un condensat de vapeur d'eau tritiée. Le tritium dans l'air (par exemple, sous forme d'hydrogène, d'hydrocarbure ou de vapeur d'eau) peut être mesuré efficacement à l'aide d'une chambre de Kanne (chambre d'ionisation en flux continu). L'absorption de la vapeur d'eau tritiée présente dans un échantillon d'air peut être réalisée en filtrant celui-ci sur un tamis moléculaire au gel de silice ou en le faisant barboter dans de l'eau distillée.

Selon l'opération ou le processus exécuté, il peut être nécessaire de contrôler les gaz radioactifs. Cela peut se faire au moyen de chambres de Kanne. Les dispositifs les plus couramment utilisés pour l'échantillonnage par absorption sont les laveurs de gaz et les impacteurs. Il est également possible de recueillir de nombreux gaz en abaissant la température de l'air au-dessous du point de congélation du gaz en question et en recueillant le condensat. Cette méthode est le plus souvent utilisée dans le cas de l'oxyde de tritium et des gaz rares.

Il existe plusieurs méthodes pour obtenir des échantillons ponctuels. La méthode choisie devrait être adaptée au gaz à détecter ainsi qu'à la méthode requise d'analyse ou de mesure.

### Le contrôle des effluents

Le contrôle des effluents consiste à en mesurer la radioactivité au point où ils sont rejetés dans l'environnement. Il est relativement facile à réaliser à cause de la nature contrôlée du point d'échantillonnage, habituellement situé dans un courant d'effluents rejetés par une cheminée ou une conduite.

Un contrôle continu de la radioactivité de l'air peut être nécessaire. En sus du dispositif de collecte, qui est ordinairement un filtre, on se sert en général d'un système de prélèvement de particules composé d'une pompe, d'un débitmètre et des conduites nécessaires. La pompe est placée en aval du dispositif de prélèvement pour que l'air passe d'abord par le filtre avant d'arriver dans le reste du système d'échantillonnage. Les conduites, surtout en amont du dispositif de prélèvement, devraient être aussi courtes que possible et exemptes de coudes et de zones de turbulence ou de résistance à l'écoulement de l'air. Le prélèvement de l'air devrait se faire à volume constant sur une plage suffisante de chute de pression. L'échantillonnage en continu destiné à détecter les radio-isotopes du xénon (Xe) ou du krypton (Kr) est réalisé par adsorption sur du charbon actif ou par cryogénie. Les ballons à scintillation (cellules de Lucas), qui représentent l'une des techniques les plus anciennes, demeurent le moyen le plus courant de mesurage des concentrations de radon. Ils sont maintenant remplacés par des détecteurs solides optiques de traces dans les mines.

Il est parfois nécessaire de contrôler en continu les liquides et les conduites d'évacuation pour détecter les matières radioactives. C'est le cas, par exemple, des conduites d'évacuation des laboratoires chauds et des laboratoires de médecine nucléaire, ainsi que des conduites du système caloporteur des réacteurs. Toutefois, le contrôle continu peut consister en une analyse périodique en laboratoire d'un petit échantillon proportionnel au débit d'effluents. Il existe des appareils pouvant prélever des parties aliquotes périodiques ou extraire en continu de petites quantités de liquide. Ils sont maintenant remplacés par des détecteurs solides optiques de traces dans les mines.

L'échantillonnage ponctuel est le plus courant lorsqu'il s'agit de déterminer la concentration de matières radioactives dans des

Tableau 48.14 • Appareils de détection de la contamination radioactive

Appareil	Echelle de comptage et autres caractéristiques <sup>1</sup>	Applications typiques	Observations
<b>Détecteurs de surface <math>\beta</math> et <math>\gamma</math><sup>2</sup></b>			
<i>Applications générales</i>			
Compteur (compteur G-M <sup>3</sup> à paroi ou fenêtre mince)	0-1 000 i/min 0-10 000 i/min	Surfaces, mains, vêtements	Simple, fiable, alimenté par piles
Compteur G-M de laboratoire à fenêtre mince	0-1 000 i/min 0-10 000 i/min 0-100 000 i/min	Surfaces, mains, vêtements	Fonctionnement sur ligne
<i>Personnel des installations</i>			
Détecteur pour mains et chaussures, de type G-M ou à scintillations	Entre 1½ et 2 fois le rayonnement de fond	Contrôle rapide de la contamination	Fonctionnement automatique
<i>Applications spéciales</i>			
Détecteur pour la buanderie, les planchers, les portes et les véhicules	Entre 1½ et 2 fois le rayonnement de fond	Contrôle de la contamination	Commode et rapide
<b>Détecteurs de surface <math>\alpha</math></b>			
<i>Applications générales</i>			
Compteur proportionnel à air, portable avec sonde	0-100 000 i/min sur 100 cm <sup>2</sup>	Surfaces, mains, vêtements	Ne pas utiliser sous forte humidité, alimentation par piles, fenêtre fragile
Compteur portable à circulation de gaz avec sonde	0-100 000 i/min sur 100 cm <sup>2</sup>	Surfaces, mains, vêtements	Alimentation par piles, fenêtre fragile
Compteur portable à scintillations avec sonde	0-100 000 i/min sur 100 cm <sup>2</sup>	Surfaces, mains, vêtements	Alimentation par piles, fenêtre fragile
<i>Usage personnel</i>			
Moniteur pour mains et chaussures de type compteur proportionnel	0-2 000 i/min sur environ 300 cm <sup>2</sup>	Contrôle rapide de la contamination des mains et des chaussures	Fonctionnement automatique
Moniteur pour mains et chaussures de type compteur à scintillations	0-4 000 i/min sur environ 300 cm <sup>2</sup>	Contrôle rapide de la contamination des mains et des chaussures	Robuste
Moniteur pour plaies	Détection des photons à faible énergie	Contrôle du plutonium	Conception spéciale
<b>Contrôle de l'air</b>			
<i>Appareils à prélèvements d'aérosols</i>			
A papier filtre, grand débit	1,1 m <sup>3</sup> /min	Echantillons ponctuels rapides	Usage intermittent, nécessite un compteur distinct
A papier filtre, petit débit	0,2-20 m <sup>3</sup> /h	Contrôle en continu de l'air ambiant	Usage continu, nécessite un compteur distinct
Modèle boutonnière	0,03 m <sup>3</sup> /min	Contrôle en continu de l'air respiré	Usage continu, nécessite un compteur distinct
Filtre électrostatique	0,09 m <sup>3</sup> /min	Contrôle en continu	Dépôts recueillis sur boîtier cylindrique, nécessite un compteur distinct
Impacteur	0,6-1,1 m <sup>3</sup> /min	Contamination alpha	Applications spéciales, nécessite un compteur distinct
<i>Moniteurs de tritium</i>			
Chambre d'ionisation à courant gazeux	0-370 kBq/m <sup>3</sup> /min	Contrôle en continu	Peut être sensible à d'autres sources d'ionisation
<i>Systèmes complets de contrôle de l'air</i>			
Papier filtre fixe	Activité minimale détectable $\alpha \approx 0,04$ Bq/m <sup>3</sup> ; $\beta\gamma \approx 0,04$ Bq/m <sup>3</sup>		Le niveau du rayonnement de fond peut masquer les faibles niveaux d'activité, compteur compris
Papier filtre mobile	$\alpha \approx 0,04$ Bq/m <sup>3</sup> ; $\beta\gamma \approx 0,04$ Bq/m <sup>3</sup>		Enregistrement en continu de l'activité de l'air, le moment de la mesure peut varier entre le moment de la collecte et n'importe quel moment ultérieur

<sup>1</sup> i/min = impulsions par minute. <sup>2</sup> Les moniteurs de surface peuvent rarement détecter le tritium (<sup>3</sup>H). On recourt plutôt aux frottis et aux compteurs à scintillation liquide. <sup>3</sup> G-M = compteur de Geiger-Müller.

réservoirs de rétention. L'échantillon doit être prélevé après recirculation pour qu'il soit possible de comparer le résultat aux taux de rejet admissibles.

Théoriquement, les résultats du contrôle des effluents devraient être en harmonie avec ceux du contrôle de l'environnement, les seconds devant pouvoir être déduits des premiers à l'aide de différents modèles. Toutefois, il faut reconnaître que le contrôle des effluents, si efficace et complet qu'il soit, ne peut pas se substituer à des mesures réelles de radioactivité de l'environnement.

## ● LA PROTECTION RADIOLOGIQUE

Robert N. Cherry, Jr.

Cet article décrit quelques aspects des programmes de protection radiologique. L'objet de la radioprotection est d'éliminer ou de minimiser les effets nocifs des rayonnements ionisants et des matières radioactives sur les travailleurs, le public et l'environnement, tout en profitant de leurs applications bénéfiques.

La plupart des programmes de radioprotection n'auront pas à inclure chacun des éléments décrits ci-dessous, la conception de chacun dépendant du type de rayonnements ionisants en cause et de la façon dont ils sont utilisés.

### Les principes de radioprotection

La Commission internationale de protection radiologique (CIPR) a proposé que l'utilisation des rayonnements ionisants et l'application des normes de sécurité radiologique se fondent sur les principes suivants:

1. aucune pratique impliquant une exposition aux rayonnements ne doit être adoptée à moins qu'elle n'apporte des avantages suffisants aux individus exposés ou à la société qui compensent largement le détriment radiologique qu'elle induit (*justification des pratiques*);
2. pour toute source associée à une pratique, le niveau des doses individuelles, le nombre de personnes exposées, ainsi que la probabilité de subir des expositions, en cas d'incertitude au sujet de ces dernières, doivent être maintenus aussi bas qu'il est raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux (principe ALARA (As Low As Reasonably Achievable)). Cette condition devrait s'appliquer compte tenu d'une restriction des doses individuelles (contraintes de dose), afin de limiter les effets inévitables susceptibles de résulter des jugements économiques et sociaux associés à la pratique en question (*optimisation de la radioprotection*).
3. L'exposition des individus qui résulte de la combinaison de toutes les pratiques en cause doit être soumise à des limites de dose ou à une certaine limitation du risque dans le cas d'expositions potentielles. Ces limites ont pour but d'assurer qu'aucun individu ne soit exposé à des risques radiologiques jugés inacceptables du fait de ces pratiques dans des circonstances normales. Toutes les sources ne sont pas susceptibles d'être maîtrisées par des actions à la source et il est donc nécessaire de spécifier celles qui doivent être prises en compte avant de fixer une limite de dose (*limitation des expositions individuelles*).

Tableau 48.15 • Limites de dose recommandées par la Commission internationale de protection radiologique (CIPR)<sup>1</sup>

Application	Limite de dose	
	Travailleurs	Public
<i>Dose efficace</i>	20 mSv par an, moyenne sur 5 années consécutives <sup>2</sup>	1 mSv par an <sup>3</sup>
<i>Equivalent de dose annuel pour différents organes et tissus</i>		
Cristallin	150 mSv	15 mSv
Peau <sup>4</sup>	500 mSv	50 mSv
Mains et pieds	500 mSv	

<sup>1</sup> Les limites s'appliquent à la somme des doses applicables provenant de sources externes durant la période indiquée, et de la dose engagée sur 50 ans (jusqu'à 70 ans pour les enfants) incorporée pendant la même période. <sup>2</sup> En outre, la dose efficace ne doit pas dépasser 50 mSv pour une année donnée. D'autres restrictions s'appliquent à l'exposition professionnelle des femmes enceintes. <sup>3</sup> Dans des circonstances particulières, on peut admettre une dose efficace supérieure pour une année donnée, pourvu que la moyenne sur 5 ans ne dépasse pas 1 mSv par an. <sup>4</sup> La limite de la dose efficace suffit pour protéger la peau contre les effets stochastiques. Une limite supplémentaire est nécessaire pour les expositions localisées afin de prévenir les effets déterministes.

### Les normes de sécurité radiologique

Il existe des normes d'exposition aux rayonnements pour les travailleurs et le public ainsi que des normes portant sur les limites annuelles d'incorporation (LAI) de radionucléides. Des normes relatives aux concentrations de radionucléides dans l'air et dans l'eau peuvent être calculées à partir des LAI.

La Commission internationale de protection radiologique (CIPR) a publié des listes complètes de LAI et de concentrations correspondantes de radionucléides dans l'air et dans l'eau. Un résumé des limites de dose recommandées figure dans le tableau 48.15.

### La dosimétrie

La dosimétrie permet de déterminer les équivalents de dose que les travailleurs reçoivent par suite de l'exposition subie dans des zones d'irradiation *externe*. Les dosimètres se distinguent par le type du dispositif, le genre de rayonnement qu'il est conçu pour mesurer et la partie du corps pour laquelle la dose absorbée doit être indiquée.

Trois principaux types d'appareils sont d'un usage courant: les dosimètres thermoluminescents, les dosimètres à film et les chambres d'ionisation. Parmi les autres types (que nous n'examinons pas ici), il y a lieu de signaler les détecteurs solides de trace à fission («fission foil»), de traces («track-etch») et à bulle plastique («plastic bubble») d'Apfel (dosimètre individuel).

Les dosimètres thermoluminescents sont les plus courants des dosimètres individuels. Ils tirent parti du fait que certaines substances ayant absorbé l'énergie de rayonnements ionisants peuvent la conserver pour la restituer plus tard sous forme de lumière lorsqu'elles sont chauffées. La quantité de lumière émise est, dans une grande mesure, directement proportionnelle à l'énergie absorbée provenant du rayonnement ionisant et, par conséquent, à la dose absorbée par la substance. Cette proportionnalité se maintient sur une très large plage d'énergie et de débit de dose absorbée.

Un équipement spécial est nécessaire pour traiter les dosimètres thermoluminescents parce que la lecture détruit l'information qu'ils contiennent. Par contre, un traitement approprié permet de s'en servir à nouveau.

Les substances utilisées dans ces dosimètres doivent être transparentes à la lumière qu'elles émettent. Les plus courantes sont le

fluorure de lithium (Fli) et le fluorure de calcium (F<sub>2</sub>Ca), qui sont parfois dopés ou dotés d'une composition isotopique précise pour servir à des fins particulières, comme la dosimétrie des neutrons.

Beaucoup de dosimètres comportent plusieurs pastilles thermoluminescentes associées chacune à un filtre différent permettant de distinguer divers types de rayonnement et valeurs d'énergie.

Les dosimètres à film étaient les plus courants parmi les appareils destinés au personnel avant l'arrivée des dosimètres thermoluminescents. Le degré de noircissement de la pellicule dépend de l'énergie ionisante absorbée, mais la relation n'est pas linéaire. La réaction de la pellicule dépend davantage de la dose totale absorbée, du débit de dose absorbée et de l'énergie de rayonnement que dans le cas des dosimètres thermoluminescents, ce qui en limite le champ d'application. Cependant, le dosimètre à film a l'avantage de produire une preuve permanente de la dose absorbée à laquelle il a été exposé.

On peut recourir à diverses émulsions photographiques et à différentes gammes de filtres à des fins particulières, telles que la dosimétrie des neutrons. Comme dans le cas des dosimètres thermoluminescents, un équipement spécial est nécessaire pour effectuer correctement les analyses.

La pellicule photographique est en général beaucoup plus sensible à l'humidité et à la température ambiantes que les substances thermoluminescentes et peut donc donner des lectures faussement élevées dans des conditions défavorables. D'un autre côté, les équivalents de dose indiqués par les dosimètres thermoluminescents peuvent être faussés par un choc, par exemple si on les laisse tomber sur une surface dure.

Seuls les plus grands établissements ont leurs propres services de dosimétrie. La plupart des autres obtiennent ces services en s'adressant à des entreprises spécialisées. Il importe alors de s'assurer que ces entreprises sont autorisées ou accréditées par une autorité indépendante d'une compétence reconnue.

Des petites chambres d'ionisation à lecture directe, appelées «chambres de poche», servent à obtenir une information dosimétrique immédiate, notamment lorsque des travailleurs doivent entrer dans des zones hautement ou très hautement radioactives où ils peuvent recevoir d'importantes doses absorbées en un court laps de temps. Les chambres de poche sont souvent étalonnées sur place. Comme elles sont très sensibles aux chocs, il faudrait toujours les utiliser en sus de dosimètres thermoluminescents ou à film, qui sont plus précis et sûrs, mais ne donnent pas d'indications immédiates.

La dosimétrie est nécessaire lorsqu'un travailleur a une probabilité raisonnable d'accumuler un certain pourcentage, d'ordinaire 5 à 10%, de l'équivalent de dose maximale admissible pour le corps entier ou certaines parties du corps.

Un dosimètre pour le corps entier doit être porté entre les épaules et la taille, au point que l'on pense être le plus fortement exposé. Si les conditions d'exposition le justifient, le travailleur peut être équipé d'autres dosimètres aux doigts ou au poignet, au niveau de l'abdomen, sur une coiffe ou un bandeau porté au front ou encore sur un collier, afin d'évaluer l'exposition localisée des extrémités, celle d'un fœtus ou d'un embryon, ou celle de la thyroïde ou du cristallin. La réglementation applicable précise s'il faut porter les dosimètres du côté intérieur ou extérieur de vêtements protecteurs tels que tabliers, gants et protège-thyroïde au plomb.

Les dosimètres destinés au personnel ne mesurent que le rayonnement auquel *les appareils eux-mêmes* sont soumis. Il n'est acceptable d'assimiler l'équivalent de dose du dosimètre à celui d'une personne ou d'un organe que si les doses en cause sont petites ou négligeables. Des lectures élevées, surtout si elles dépassent largement les normes réglementaires, doivent être soigneusement analysées, en tenant compte de la position du dosimètre et des champs de rayonnement réels auxquels le travailleur a été exposé,

pour estimer la dose réelle que celui-ci a reçue. Il importe dans ces cas d'obtenir une déclaration du travailleur et de la porter au dossier dans le cadre de l'enquête. Toutefois, les valeurs indiquées très élevées sont le plus souvent dues à une exposition délibérée du dosimètre sans que la personne ne le porte à ce moment.

### Les analyses biologiques

Les analyses biologiques ou radiobiologiques consistent à déterminer le genre, la quantité ou la concentration et, parfois, l'emplacement de substances radioactives dans l'organisme soit par mesure directe (comptage *in vivo*), soit par analyse et évaluation de matériaux d'*excreta* ou d'échantillons prélevés sur le sujet.

Les analyses biologiques visent en général à évaluer l'équivalent de dose reçu par un travailleur par suite de l'ingestion ou de l'inhalation d'une matière radioactive. Elles permettent également de juger l'efficacité de mesures concrètes prises pour prévenir l'incorporation de telles matières. On y recourt aussi à l'occasion pour estimer la dose qu'un travailleur a reçue par suite d'une irradiation externe massive (par exemple, par numération des globules blancs ou examen des anomalies chromosomiques).

Des examens biologiques sont nécessaires si un travailleur a des chances raisonnables d'avoir reçu ou de retenir dans son organisme plus qu'un certain pourcentage (d'ordinaire 5 ou 10%) de la LAI d'un radionucléide. La forme physique et chimique du radionucléide recherché détermine la nature du test nécessaire pour le déceler.

Le dosage radiobiologique peut consister à analyser des échantillons (urines, fèces, sang ou cheveux) pour y rechercher des radio-isotopes. Dans ce cas, sur la base de la radioactivité du prélèvement, on peut évaluer la radioactivité présente dans l'organisme de la personne et, par conséquent, la dose de rayonnement reçue ou engagée pour le corps ou pour certains organes. Un biodosage du tritium dans l'urine est un exemple d'analyse de ce genre.

Diverses techniques d'imagerie médicale appliquées à tout le corps ou à certains organes peuvent servir à déceler les radionucléides émetteurs de rayons X ou gamma d'une énergie mesurable à l'extérieur du corps. La détection de l'iode 131 (<sup>131</sup>I) dans la glande thyroïde est un exemple d'analyse de ce genre.

On peut effectuer les analyses sur place ou envoyer les échantillons ou le personnel en cause dans un laboratoire spécialisé. Dans les deux cas, un étalonnage adéquat de l'équipement et l'agrément des méthodes utilisées sont essentiels pour garantir l'obtention de résultats exacts, précis et non contestables (au sens médico-légal).

### Les équipements de protection

L'employeur fournit des équipements de protection pour réduire la possibilité de contamination radioactive des travailleurs et de leurs vêtements (vêtements, gants, capuchons et bottes anticontamination) et pour atténuer l'intensité des rayonnements bêta, X et gamma auxquels ils sont exposés (tabliers, gants et lunettes plombés).

### La protection respiratoire

Un dispositif de protection respiratoire est un appareil servant à réduire l'inhalation de poussières radioactives en aérosols dans l'air.

Dans la mesure du possible, les employeurs doivent recourir à des procédés industriels appropriés ou à d'autres moyens de prévention technique (par exemple, confinement ou ventilation) pour limiter la teneur de l'air en poussières radioactives. S'il est impossible de ramener par ces moyens la concentration des matières radioactives dans l'air en deçà de la valeur à laquelle une zone est dite radioactive, l'employeur doit, conformément à son obligation de maintenir l'équivalent total de dose efficace au niveau le plus

bas (principe ALARA) que l'on puisse raisonnablement atteindre, renforcer la surveillance de l'air ambiant et limiter l'inhalation des matières radioactives en appliquant un ou plusieurs des moyens suivants:

- contrôle de l'accès;
- limitation des temps d'exposition;
- utilisation d'équipements de protection respiratoire;
- autres systèmes de contrôle.

L'équipement de protection respiratoire fourni aux travailleurs doit être conforme aux normes nationales applicables à ce genre d'appareils.

L'employeur doit établir et mettre en œuvre un programme de protection respiratoire comprenant les éléments suivants:

- prélèvement de l'air ambiant à une fréquence suffisante pour identifier les dangers possibles, choisir les équipements appropriés et estimer l'exposition;
- relevés et examens radiobiologiques, au besoin, pour évaluer les quantités réelles de substances radioactives incorporées;
- essais préalables du fonctionnement des appareils respiratoires avant chaque utilisation;
- procédures écrites portant sur le choix, le port, la distribution, l'entretien et l'essai des appareils respiratoires, y compris les essais de fonctionnement avant chaque utilisation, la surveillance et la formation du personnel, le contrôle, incluant l'échantillonnage de l'air et les examens radiobiologiques, ainsi que la tenue des dossiers;
- détermination de l'aptitude par un médecin, avant la première utilisation des appareils et vérification périodique par la suite, suivant une fréquence établie par le médecin, que chaque utilisateur est toujours physiquement apte à employer l'appareil de protection respiratoire.

L'employeur doit avertir chaque utilisateur d'appareil respiratoire qu'il est autorisé à quitter les lieux de travail à tout moment pour enlever son masque, en cas de défaillance technique, de détresse physique ou psychologique, de manquement aux procédures ou de rupture des communications, de dégradation sensible des conditions de fonctionnement ou d'autre situation pouvant nécessiter l'enlèvement du masque.

Même si les circonstances n'imposent pas le port régulier d'appareils de protection respiratoire, le risque d'urgences raisonnablement prévisibles peut imposer de les avoir sur place. Dans de tels cas, ceux-ci doivent également être agréés pour l'utilisation prévue par un organisme d'agrément compétent et être constamment maintenus en état de servir.

### La surveillance de la santé au travail

Les travailleurs exposés à des rayonnements ionisants devraient disposer de services de santé similaires à ceux des travailleurs exposés à d'autres types de risques professionnels.

Des examens généraux préalables à l'embauche permettent d'évaluer l'état de santé du candidat et d'établir des données de base. Il importe de toujours obtenir les antécédents médicaux et les antécédents d'exposition. Des examens spécialisés (par exemple, examen du cristallin et numération globulaire) peuvent être nécessaires selon la nature de l'exposition prévue. La décision à cet égard devrait être laissée au médecin traitant.

### Les contrôles de l'exposition interne et de la contamination

Un contrôle de contamination est une évaluation des conditions radiologiques qui entourent la production, l'utilisation, le rejet, l'élimination ou la présence de substances radioactives ou d'autres sources de rayonnement. Il peut comprendre, s'il y a lieu, un contrôle physique du lieu où sont conservées des sources radioac-

tives ainsi que la mesure ou le calcul des niveaux de rayonnement ou des concentrations ou quantités de matières radioactives présentes.

Les contrôles de contamination permettent de prouver la conformité aux règlements nationaux et d'évaluer les niveaux de rayonnement, les concentrations ou les quantités de matières radioactives et les risques radiologiques qui peuvent exister.

Leur fréquence est dictée par l'importance du risque d'irradiation. Les zones d'entreposage de déchets radioactifs devraient faire l'objet de contrôles hebdomadaires, de même que les laboratoires et les cliniques où sont couramment manipulées des sources radioactives non scellées. Des contrôles mensuels devraient suffire dans les établissements qui ne travaillent que sur de petites quantités de matières radioactives, comme ceux qui effectuent des essais in vitro à l'aide de radio-isotopes tels que le tritium ( $^3\text{H}$ ), le carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) et l'iode 125 ( $^{125}\text{I}$ ), dont l'activité est inférieure à quelques kBq.

L'équipement de radioprotection et les appareils de contrôle radiologique doivent convenir aux types de substances radioactives et de rayonnements en cause et doivent être correctement étalonnés.

Les contrôles de contamination comprennent des mesures des niveaux de rayonnement ambiants à l'aide de compteurs Geiger-Müller (G-M), de chambres d'ionisation ou de compteurs à scintillation; des mesures de la contamination superficielle de type  $\alpha$  ou  $\beta\gamma$  à l'aide de compteurs G-M à fenêtre mince ou de compteurs à scintillation au sulfure de zinc (ZnS); des contrôles des surfaces par frottis analysés par la suite à l'aide de compteurs à scintillation multicanaux à l'iodure de sodium (NaI), de compteurs au germanium (Ge) ou de compteurs à scintillation liquide, selon le cas.

Des niveaux appropriés d'intervention doivent être établis pour les rayonnements ambiants et la contamination. Dès qu'un niveau d'intervention est dépassé, des mesures doivent immédiatement être prises pour ramener les niveaux détectés à des valeurs acceptables et prévenir toute exposition inutile du personnel ainsi que toute absorption ou propagation de matières radioactives.

### Le contrôle de l'environnement

Le contrôle environnemental comprend la collecte d'échantillons ambiants pour en mesurer la concentration en matières radioactives et le contrôle des niveaux de rayonnement à l'extérieur des lieux de travail et aux alentours. Il a pour objet d'estimer les conséquences pour les humains du rejet de radionucléides dans la biosphère, de déceler les fuites de matières radioactives dans l'environnement avant qu'elles ne deviennent graves et de prouver la conformité à la réglementation.

Une description complète des techniques de contrôle de l'environnement dépasse le cadre de cet article. Nous en examinerons cependant les principes généraux.

Des échantillons ambiants doivent être prélevés pour contrôler les voies les plus probables par lesquelles les radionucléides peuvent passer de l'environnement à l'organisme humain. Il faudrait, par exemple, prélever périodiquement des échantillons de terre, d'eau, d'herbe et de lait dans les régions agricoles entourant une centrale nucléaire pour déterminer leur concentration en iode 131 ( $^{131}\text{I}$ ) et en strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ).

Le contrôle de l'environnement peut comprendre le prélèvement d'échantillons d'air, d'eaux souterraines, d'eaux de surface, de sol, de feuillage, de poisson, de lait, d'animaux sauvages, etc. Le choix des échantillons et de la fréquence de prélèvement devrait se baser sur les objectifs du contrôle, quoique le prélèvement au hasard d'un petit nombre d'échantillons puisse parfois révéler des problèmes jusqu'alors non perçus.

La première étape de l'élaboration d'un programme de contrôle de l'environnement consiste à déterminer le type, la quantité

et les caractéristiques physiques et chimiques des radionucléides rejetés ou pouvant être accidentellement rejetés.

Il faut ensuite évaluer les possibilités de propagation de ces radionucléides par voie aérienne ou par les eaux souterraines ou de surface, afin de prédire les concentrations pouvant atteindre les êtres humains directement par l'air et l'eau, ou indirectement par la chaîne alimentaire.

L'étape suivante porte sur la bioaccumulation de radionucléides résultant des rejets dans l'environnement aquatique et terrestre. Il s'agit dans ce cas de prédire la concentration des radionucléides une fois qu'ils sont passés dans la chaîne alimentaire.

Finalement, on examine le taux de consommation des produits alimentaires susceptibles d'être contaminés, la contribution de cette consommation à la dose de rayonnement absorbée et les risques correspondants pour la santé. Les résultats de cette analyse permettent de déterminer la meilleure démarche à adopter quant au prélèvement d'échantillons environnementaux et de s'assurer que ce programme de contrôle atteint ses objectifs.

### Le contrôle de l'étanchéité des sources scellées

Une source scellée est constituée d'une substance radioactive enfermée dans une capsule conçue pour empêcher toute fuite. Les sources scellées doivent périodiquement faire l'objet d'un contrôle d'étanchéité.

Chaque source scellée doit être soumise à un contrôle d'étanchéité avant d'être utilisée pour la première fois, à moins que le fournisseur n'ait produit un certificat attestant qu'elle a été testée dans les six mois (trois mois dans le cas des émetteurs  $\alpha$ ), avant remise au destinataire. Chaque source scellée doit ensuite faire l'objet d'un contrôle d'étanchéité au moins une fois tous les six mois (trois mois dans le cas des émetteurs  $\alpha$ ), ou à la fréquence prescrite par règlement.

D'une façon générale, les sources qui suivent n'ont pas à être soumises à des essais d'étanchéité:

- sources ne contenant qu'une substance ayant une période radioactive inférieure à trente jours;
- sources ne contenant que des substances radioactives à l'état gazeux;
- sources contenant au plus 4 MBq d'émetteurs  $\beta\gamma$  ou au plus 0,4 MBq d'émetteurs  $\alpha$ ;
- sources entreposées, mais non utilisées. Toutefois, chacune de ces sources doit faire l'objet d'un contrôle d'étanchéité avant utilisation ou remise au destinataire, à moins qu'elle n'ait déjà été contrôlée dans les six mois précédents;
- grains ou pastilles d'iridium 192 ( $^{192}\text{Ir}$ ) maintenus dans un ruban de nylon.

Le contrôle d'étanchéité consiste à prélever un échantillon par essuyage de la source scellée ou des surfaces où peut s'accumuler la contamination radioactive à l'intérieur du dispositif dans lequel la source est montée ou entreposée. On peut également laver la source à l'aide d'une petite quantité de solution détergente qui constitue alors l'échantillon à analyser.

La méthode de mesure appliquée à l'échantillon devrait au moins permettre de déceler la présence de dépôts d'une radioactivité de 200 Bq.

Pour les sources scellées de radium, il est nécessaire d'appliquer des procédures d'analyses spéciales pour détecter les fuites de radon (Rn). L'une de ces procédures consiste à placer la source scellée dans un bocal rempli de fibres de coton pendant au moins vingt-quatre heures. Après cette période, on analyse les fibres pour y déceler la présence de descendants du radon.

Si une source scellée a un taux de fuite dépassant les limites admissibles, elle ne doit plus être utilisée et, s'il est impossible de la réparer, elle doit être traitée comme déchet radioactif. L'autorité

de réglementation peut exiger la déclaration des sources qui fuient par suite d'un vice de fabrication pouvant justifier une enquête (en France, par exemple, c'est la Commission interministérielle des radioéléments artificiels (CIREA)).

### La tenue d'un inventaire

Le personnel de radioprotection doit tenir un inventaire à jour des matières radioactives et des autres sources de rayonnements ionisants dont l'établissement est responsable (en France par exemple, c'est le Service de protection contre les rayonnements (SPR) ou la personne compétente pour un petit établissement). Les procédures internes doivent garantir que ce personnel est tenu au courant de la réception, de l'utilisation, du transfert et de l'élimination de toutes ces matières et sources pour que l'inventaire puisse être tenu à jour. Un inventaire physique de toutes les sources scellées devrait être établi au moins une fois tous les trois mois. Les stocks de sources de rayonnements ionisants devraient être contrôlés dans le cadre de la vérification annuelle du programme de sécurité radiologique.

### La signalisation

La figure 48.19 présente le symbole international normalisé des rayonnements ionisants. Ce symbole doit figurer en bonne place sur toute la signalisation indiquant les zones contrôlées pour fins de radioprotection et sur les étiquettes des conteneurs renfermant des matières radioactives.

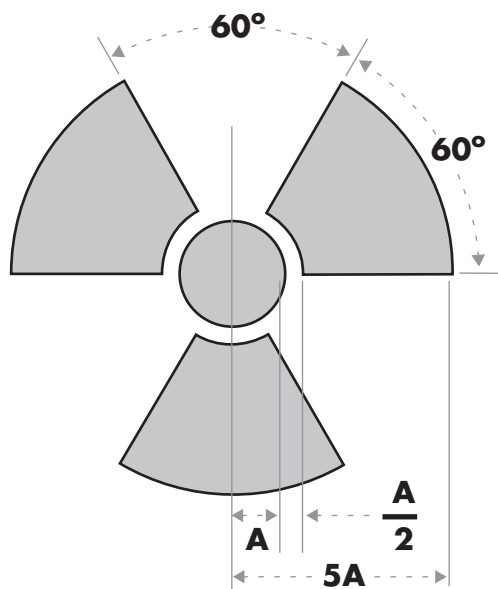
Les zones contrôlées pour fins de radioprotection sont souvent classées en fonction de niveaux croissants de débits de dose. Elles doivent être signalées par un ou plusieurs panneaux ou affiches bien en vue portant le symbole des rayonnements et l'avertissement «ATTENTION, ZONE DE RAYONNEMENT», «ATTENTION [ou DANGER], ZONE DE HAUT RAYONNEMENT» ou «GRAVE DANGER, ZONE DE TRÈS HAUT RAYONNEMENT», selon le cas. Dans la réglementation de l'Union européenne, les titres et définitions peuvent différer très légèrement, tout en étant conformes dans l'esprit.

1. Une zone de rayonnement est une zone accessible au personnel dans laquelle les niveaux de rayonnement sont tels qu'un individu peut recevoir un équivalent de dose dépassant 0,05 mSv en 1 h à 30 cm de la source de rayonnement ou de toute surface que le rayonnement traverse.
2. Une zone de haut rayonnement est une zone accessible au personnel dans laquelle les niveaux de rayonnement sont tels qu'un individu peut recevoir un équivalent de dose dépassant 1 mSv en 1 h à 30 cm de la source de rayonnement ou de toute surface que le rayonnement traverse.
3. Une zone de très haut rayonnement est une zone accessible au personnel dans laquelle les niveaux de rayonnement sont tels qu'un individu peut recevoir une dose absorbée dépassant 5 Gy en 1 h à 1 m de la source de rayonnement ou de toute surface que le rayonnement traverse.

Si une zone ou un local contiennent une quantité appréciable de matières radioactives (selon la définition de l'autorité de réglementation), un panneau portant le symbole des rayonnements et le message «ATTENTION [ou DANGER], MATIÈRES RADIOACTIVES» doit être placé bien en vue à l'entrée de la zone ou du local.

Une zone de radioactivité ambiante est une zone ou un local où la radioactivité des contaminants en suspension dans l'air dépasse certains niveaux définis par l'autorité de réglementation. Une telle zone doit être signalée par un ou plusieurs panneaux bien en vue portant le symbole des rayonnements et le message «ATTENTION [ou DANGER], ZONE DE RADIOACTIVITÉ AMBIANTE».

Figure 48.19 • Symbole des rayonnements ionisants («trèfle»)



Les zones ombrées sont de couleur pourpre ou violette. Le fond est jaune.

On peut exempter de ces exigences de signalisation les chambres de malades dans les hôpitaux, pourvu qu'elles soient par ailleurs soumises à un contrôle adéquat. Peuvent être également exemptés les zones ou locaux où les sources de rayonnement ne seront présentes que pendant des périodes de huit heures ou moins, sous la surveillance et le contrôle constants de membres compétents du personnel.

### Le contrôle de l'accès

Le degré de contrôle de l'accès auquel une zone est soumise dépend du risque d'exposition à des rayonnements ionisants.

#### Le contrôle de l'accès des zones de haut rayonnement

Chaque entrée ou point d'accès d'une zone de haut rayonnement doit avoir une ou plusieurs des caractéristiques suivantes :

- dispositif de commande qui, à l'entrée d'une personne dans la zone, ramène le niveau de rayonnement au-dessous de la valeur à laquelle un individu pourrait recevoir une dose de 1 mSv en 1 h à 30 cm de la source de rayonnement ou de toute surface que le rayonnement traverse;
- dispositif de commande qui actionne un signal d'alarme visuel ou sonore facilement perceptible pour avertir tant la personne entrant dans la zone de haut rayonnement que le surveillant de l'activité;
- entrées qui restent verrouillées, sauf pendant les périodes où l'accès à la zone est nécessaire, avec contrôle intégral de chaque personne entrante.

Une surveillance directe ou électronique constante permettant de prévenir l'entrée de personnes non autorisées peut être substituée aux dispositifs de contrôle exigés pour les zones de haut rayonnement.

Les systèmes de contrôle doivent être conçus de façon à ne pas empêcher de ressortir d'une zone de haut rayonnement une personne qui y est entrée.

#### Le contrôle de l'accès des zones de très haut rayonnement

En sus des exigences applicables aux zones de haut rayonnement, d'autres mesures doivent être prises pour interdire l'entrée sans autorisation ou par inadvertance dans des zones où il est possible de recevoir une dose absorbée de 5 Gy ou plus en 1 h à 1 m d'une source de rayonnement ou d'une surface que le rayonnement traverse.

#### Les inscriptions sur les conteneurs et les équipements

Tout conteneur renfermant une quantité de matières radioactives dépassant la valeur définie par l'autorité de réglementation doit porter bien en évidence une étiquette durable mentionnant le symbole de rayonnement et le message «ATTENTION, MATIÈRES RADIOACTIVES» ou «DANGER, MATIÈRES RADIOACTIVES». L'étiquette doit également contenir suffisamment de renseignements — radionucléides présents, estimation de la quantité de radioactivité, date à laquelle l'activité a été estimée, niveau de rayonnement, type de substances et enrichissement — pour permettre à des personnes devant manipuler ou utiliser les conteneurs ou travailler à proximité de prendre les précautions nécessaires afin d'éviter ou de minimiser l'exposition.

Avant d'enlever ou de mettre au rebut des conteneurs vides non contaminés dans des zones non contrôlées, on doit enlever ou invalider les étiquettes signalant la présence de matières radioactives ou indiquer clairement d'une autre façon que les conteneurs ne renferment plus de matières radioactives.

Les étiquettes ne sont pas nécessaires :

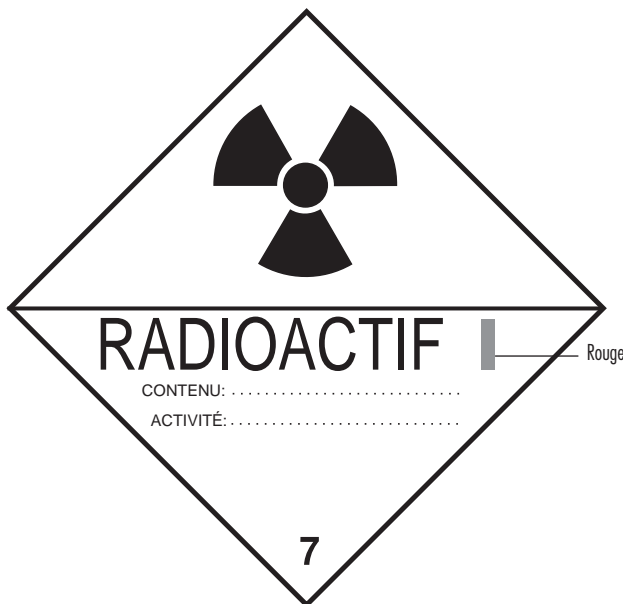
1. si les conteneurs sont sous la garde d'une personne qui prend les précautions nécessaires pour empêcher toute exposition de personnes dépassant les limites réglementaires;
2. si, en cours de transport, les conteneurs sont emballés et étiquetés conformément aux règlements de transport applicables;
3. si les conteneurs ne sont accessibles qu'aux personnes autorisées à les manipuler, à les utiliser ou à travailler à proximité, et à condition que ces personnes puissent trouver des renseignements sur le contenu dans des documents faciles d'accès (on peut citer en exemple les conteneurs stockés dans des endroits tels qu'une piscine, une cave de stockage ou un laboratoire chaud). Dans ce cas, les documents doivent être gardés aussi longtemps que les conteneurs servent aux fins qui y sont définies;
4. si les conteneurs sont installés dans des équipements de fabrication ou de production, comme des composants, des canalisations ou des cuves de réacteur.

#### Les dispositifs avertisseurs et les alarmes

Les zones de haut rayonnement et de très haut rayonnement doivent être équipées de dispositifs avertisseurs et d'alarmes, comme nous l'avons mentionné plus haut. Ces dispositifs peuvent émettre un signal visuel, sonore ou les deux. Dans le cas des installations telles que les accélérateurs de particules, ils devraient être automatiquement mis sous tension dans le cadre de la procédure de mise en marche, de façon que le personnel ait le temps d'évacuer les lieux ou d'interrompre le fonctionnement de l'installation à l'aide d'un bouton d'arrêt d'urgence avant que des rayonnements ne soient émis. Les boutons d'arrêt d'urgence (ces boutons, placés dans la zone contrôlée, lorsqu'ils sont actionnés, font immédiatement baisser le niveau de rayonnement à une valeur non dangereuse) doivent être faciles d'accès, être bien en vue et porter des marques qui attirent l'attention.

Les dispositifs de contrôle tels que les appareils à prélèvement d'air en continu peuvent être préréglés pour émettre un signal sonore et visuel ou pour arrêter l'installation dès qu'un niveau d'intervention donné est dépassé.

Figure 48.20 • Catégorie I — Etiquette BLANCHE



L'étiquette a la forme d'un losange de 10 cm de côté.

### Les appareils de mesure

L'employeur doit mettre à la disposition des travailleurs des appareils de mesure adéquats convenant aux niveaux et aux types de rayonnement et de matières radioactives présents sur les lieux de travail. Ces moniteurs peuvent servir à détecter, à contrôler ou à mesurer les niveaux de rayonnement ou de radioactivité.

Les appareils de mesure doivent être étalonnés à intervalles appropriés par des méthodes et avec des sources d'étalonnage agréées. Les sources d'étalonnage devraient être aussi semblables que possible aux sources à détecter ou à mesurer.

Les appareils en question comprennent les compteurs portables, les moniteurs d'air en continu, les moniteurs pour les mains et les pieds installés à l'entrée des zones contrôlées, les compteurs à scintillation liquide, les détecteurs à cristaux de germanium (Ge) ou d'iodure de sodium (NaI), etc.

### Le transport des matières radioactives

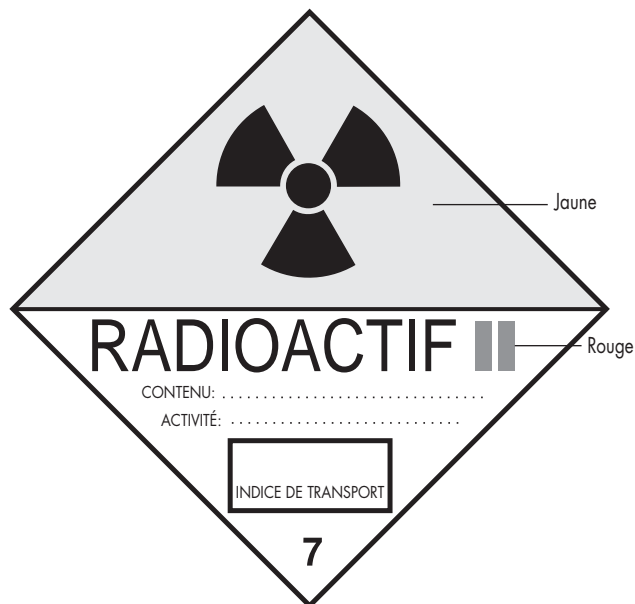
L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a publié un règlement régissant le transport des matières radioactives, dont la plupart des pays se sont inspirés pour établir leurs propres règlements.

Les figures 48.20 à 48.22 montrent des exemples d'étiquettes que le règlement de l'AIEA prescrit d'apposer sur les colis devant servir à l'expédition de matières radioactives. L'indice de transport figurant sur les étiquettes des figures 48.21 et 48.22 désigne le débit de dose efficace le plus élevé qu'on puisse mesurer à 1 m de n'importe quelle surface du colis, exprimé en mSv/h, multiplié par 100 et arrondi au dixième le plus proche (par exemple, si le débit de dose le plus élevé à 1 m est de 0,0233 mSv/h, l'indice de transport est égal à 2,4).

La figure 48.23 montre un exemple de plaque que les véhicules de transport en surface doivent porter bien en évidence lorsqu'ils transportent des colis contenant une quantité de matières radioactives dont l'activité dépasse un certain seuil.

Les emballages devant servir à l'expédition de matières radioactives doivent être conformes à des exigences strictes d'épreuve

Figure 48.21 • Catégorie II — Etiquette JAUNE



L'étiquette a la forme d'un losange de 10 cm de côté.

et de documentation. Le type et la quantité de matières radioactives expédiées déterminent les spécifications auxquelles doit satisfaire l'emballage.

La réglementation du transport des matières radioactives est complexe. Les personnes qui ne s'en occupent pas régulièrement devraient toujours consulter des spécialistes de ce domaine.

### Les déchets radioactifs

Il y a différentes méthodes d'élimination des déchets radioactifs, mais elles sont toutes soumises au contrôle des autorités de réglementation. Par conséquent, les établissements doivent toujours consulter l'autorité de réglementation dont ils relèvent pour vérifier si une méthode d'élimination est admissible. Ces méthodes comprennent le stockage pour élimination ultérieure après décroissance radioactive en tant que déchet banal, l'incinération, le rejet dans le réseau d'égouts, l'enfouissement souterrain et l'immersion à grande profondeur. Nous n'examinerons pas cette dernière méthode, souvent interdite par les lois nationales et les traités internationaux.

Les déchets radioactifs provenant du cœur des réacteurs (déchets à haute activité) posent des problèmes particuliers. Leur manipulation et leur élimination sont contrôlées par les organismes de réglementation nationaux et internationaux.

Souvent, les déchets radioactifs peuvent avoir des caractéristiques autres que la radioactivité qui les rendent par elles-mêmes dangereux. Ce sont les *déchets mixtes* (par exemple, déchets radioactifs qui sont en même temps toxiques ou comportent des risques biologiques). Les déchets mixtes nécessitent une manipulation spéciale. Il est donc essentiel de consulter les autorités de réglementation avant de les éliminer.

### Le stockage des déchets aux fins de décroissance radioactive

Si la période d'une substance radioactive est courte (en général, moins de 65 jours) et que l'établissement dispose de locaux de stockage assez vastes, les déchets contenant cette substance peuvent être entreposés jusqu'à ce que leur radioactivité soit suffisam-

ment atténuée pour que l'on puisse les éliminer sans tenir compte de leur radioactivité. Une période de conservation correspondant au moins à dix périodes radioactives est jugée suffisante pour abaisser le niveau d'activité des déchets à une valeur qui n'est pas supérieure au niveau naturel de radioactivité.

Avant élimination, les déchets doivent être contrôlés à l'aide d'appareils de mesure convenant au rayonnement à détecter. Le contrôle doit établir que le niveau de rayonnement des déchets ne dépasse pas le niveau de rayonnement naturel.

**L'incinération**

Si l'autorité de réglementation autorise l'incinération, il faut ordinairement démontrer qu'elle ne fait pas monter la concentration atmosphérique de radionucléides au-delà des niveaux admissibles. On doit contrôler périodiquement les cendres pour s'assurer qu'elles ne sont pas radioactives. Il peut être nécessaire, dans certaines circonstances, de contrôler les gaz rejetés par la cheminée pour vérifier que les concentrations admissibles dans l'air ne sont pas dépassées.

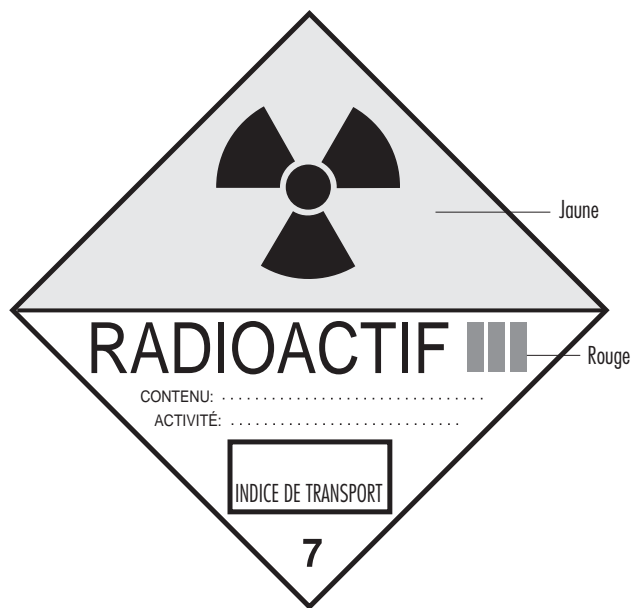
**Le rejet dans le réseau d'égouts**

Si l'autorité de réglementation permet ce rejet, il faut ordinairement démontrer qu'il n'élève pas la concentration de radionucléides dans l'eau au-delà des niveaux admissibles. Les matières à éliminer doivent être solubles ou pouvoir facilement se disperser dans l'eau. L'autorité de réglementation fixe souvent des limites annuelles précises de rejet par radionucléide.

**L'enfouissement souterrain**

Les déchets radioactifs qu'il est impossible d'éliminer par d'autres moyens sont enfouis dans des sites autorisés par les autorités de réglementation locales ou nationales. Ces autorités exercent en général un contrôle étroit sur cette forme d'élimination. Les producteurs de déchets ne sont pas ordinairement autorisés à enfouir des déchets radioactifs sur leurs propres terrains. Aux frais d'enfouissement proprement dits s'ajoutent donc des frais d'emballage, d'expédition et d'entreposage. Comme ils sont basés sur l'espace occupé, les frais d'enfouissement peuvent souvent être réduits par compactage des déchets. Le coût de l'enfouissement des déchets radioactifs est en train d'augmenter rapidement.

Figure 48.22 • Catégorie III — Etiquette JAUNE



L'étiquette a la forme d'un losange de 10 cm de côté.

Figure 48.23 • Plaque de véhicule



La plaque peut avoir la forme d'un losange, d'un rectangle ou d'un carré. La dimension minimale des côtés est de 15 cm.

**La vérification des programmes et consignes**

Les programmes et consignes de sécurité radiologique devraient faire l'objet de vérifications périodiques destinées à s'assurer qu'ils restent efficaces, complets et conformes aux règles de l'autorité de réglementation. La vérification devrait se faire au moins une fois par an et être complète. Les autovérifications sont en principe acceptées, mais il est préférable de s'adresser à des organismes extérieurs indépendants. Les vérifications externes sont généralement plus objectives et reflètent un point de vue plus global que les vérifications locales. Un organisme de vérification qui n'a rien à voir avec les opérations quotidiennes reliées à un programme de sécurité radiologique peut souvent mettre en lumière des problèmes non perçus par les exploitants locaux, parce qu'ils se sont habitués à les négliger.

**La formation**

Les employeurs doivent donner une formation en radioprotection à tous les travailleurs exposés ou pouvant être exposés à des rayonnements ionisants ou à des matières radioactives. Ils doivent offrir une formation initiale avant que les travailleurs ne commencent à exercer leurs fonctions, puis des cours de recyclage annuels. De plus, les femmes en âge de procréer doivent recevoir une formation spéciale et être informées au sujet des effets des rayonnements ionisants sur l'embryon et le fœtus et des précautions à prendre à cet égard. Cette formation spéciale doit leur être dispensée à leur entrée en fonctions, lors des cours de recyclage annuels, ainsi que dès qu'elles informent leur employeur qu'elles sont enceintes.

48. LES RAYONNEMENTS IONISANTS

Toute personne qui travaille ou séjourne fréquemment dans une partie quelconque d'une zone dont l'accès est contrôlé aux fins de la radioprotection doit :

- être tenue informée de l'entreposage, du transfert ou de l'utilisation de matières radioactives ou de sources de rayonnement dans les parties en cause de la zone contrôlée;
- avoir reçu une formation sur les problèmes de santé liés à l'exposition aux matières radioactives ou aux sources de rayonnement, les précautions à prendre ou les procédures à appliquer pour minimiser l'exposition et connaître l'objet et les fonctions des dispositifs de protection employés;
- avoir reçu une formation sur les dispositions applicables des règlements nationaux et des règles de l'employeur concernant la protection du personnel contre les rayonnements ionisants et les matières radioactives se trouvant dans la zone contrôlée, et avoir reçu l'ordre de s'y conformer dans toute la mesure du possible;
- avoir été informée qu'elle a pour responsabilité de signaler rapidement à l'employeur toute condition pouvant causer directement ou indirectement une violation des règlements nationaux ou des règles de l'employeur ou une exposition injustifiée à des rayonnements ou des matières radioactives;
- avoir reçu une formation lui permettant de réagir adéquatement à des avertissements donnés en cas de circonstances inhabituelles ou de défaillances pouvant entraîner une exposition à des rayonnements ou des matières radioactives;
- être informée du droit qu'ont les travailleurs de demander des rapports d'exposition au rayonnement.

L'importance de la formation et des instructions en radioprotection doit correspondre aux risques que la présence dans la zone contrôlée fait courir aux travailleurs. Formation et instructions devraient, au besoin, s'étendre au personnel auxiliaire (par exemple, infirmières chargées de soigner les patients exposés à la radioactivité dans les hôpitaux ainsi que sapeurs-pompiers et agents de police pouvant être appelés à intervenir en cas d'urgence).

### Les qualifications des travailleurs

Les employeurs doivent s'assurer que les travailleurs exposés à des rayonnements ionisants ont la compétence nécessaire pour exercer leurs fonctions. Ils doivent avoir les antécédents et l'expérience voulus pour faire leur travail en toute sécurité, particulièrement en ce qui a trait à l'exposition aux rayonnements ionisants et aux substances radioactives et à leur utilisation.

Le personnel de radioprotection doit avoir les connaissances et les qualifications nécessaires pour mettre en œuvre et exploiter un programme efficace de sécurité radiologique. Connaissances et qualifications doivent au moins correspondre à la gravité des problèmes de radioprotection que les membres du personnel sont raisonnablement susceptibles de rencontrer.

### Les plans d'urgence

Tous les organismes qui utilisent des rayonnements ionisants ou des matières radioactives, sauf les plus petits, doivent avoir des plans d'urgence, qu'ils doivent tenir à jour et tester périodiquement au cours d'exercices.

Les plans d'urgence devraient prévoir toutes les situations d'urgence vraisemblables. Bien sûr, ceux d'une grande centrale nucléaire devront être plus importants, porter sur une plus grande zone et faire intervenir un plus grand nombre de personnes que ceux d'un petit laboratoire de radio-isotopes.

Tous les hôpitaux, surtout dans les grandes agglomérations urbaines, devraient avoir des plans d'admission et de traitement de patients victimes de contamination radioactive. La police et les services d'incendie devraient également avoir des plans pour faire

face aux accidents pouvant survenir au cours du transport de matières radioactives.

### La tenue de dossiers

Les activités de radioprotection d'un organisme doivent faire l'objet d'une documentation complète qu'il conviendrait de conserver pendant une période appropriée. Une telle documentation est essentielle pour établir des antécédents d'exposition ou de rejet de matières radioactives et pour démontrer la conformité aux exigences de l'autorité de réglementation. La tenue de dossiers cohérents, exacts et complets devrait être considérée comme hautement prioritaire.

### Les considérations organisationnelles

Le premier responsable de la radioprotection doit occuper dans l'établissement un poste lui donnant un accès immédiat à tous les échelons de travailleurs et de cadres. Il doit pouvoir entrer librement dans les zones contrôlées aux fins de la radioprotection et avoir l'autorité nécessaire pour faire cesser immédiatement toute pratique qu'il juge dangereuse ou illégale.

## LA PLANIFICATION D'URGENCE ET LA GESTION DES ACCIDENTS DUS AUX RAYONNEMENTS

Sydney W. Porter, Jr.

Cet article présente un compte rendu de plusieurs accidents importants dus aux rayonnements, leurs causes et les réactions qu'ils ont suscitées. Les planificateurs trouveront sans doute dans l'examen des événements qui ont précédé, marqué et suivi ces accidents des enseignements susceptibles de leur permettre d'éviter que de tels accidents se répètent et de réagir mieux et plus rapidement s'ils devaient se produire à nouveau.

### Le décès par irradiation aiguë résultant d'un accident de criticité, le 30 décembre 1958

Cet accident est particulièrement notable parce qu'il a entraîné la plus forte dose de rayonnement qui ait jamais été accidentellement reçue par des humains (jusqu'ici) et qu'il a fait l'objet d'une analyse extrêmement professionnelle et approfondie. Il s'agit en fait de l'un des cas les mieux documentés de *syndrome aigu d'irradiation* (JOM, 1961).

Le 30 décembre 1958, à 16 h 35, à la suite d'une excursion critique accidentelle, un employé (K) de l'usine de récupération de plutonium du Los Alamos National Laboratory (Nouveau-Mexique, États-Unis) a reçu une dose mortelle de rayonnements.

L'heure de l'accident est importante parce que six autres travailleurs se trouvaient dans la même pièce en compagnie de K trente minutes plus tôt. La date de l'accident est également importante parce que l'alimentation normale du système en matières fissiles avait été interrompue pour l'inventaire physique de fin d'année. A cause de l'interruption, la procédure habituelle n'avait pas été suivie, ce qui a entraîné un accident de criticité dans des substances solides riches en plutonium accidentellement introduites dans le système.

### L'estimation de l'exposition de K aux rayonnements

La meilleure approximation obtenue de l'exposition moyenne sur tout le corps entier de K se situait entre 39 et 49 Gy, dont environ 9 Gy étaient attribuables à des neutrons de fission. La moitié supérieure du corps de K avait reçu une proportion beaucoup

plus grande de rayonnements que la moitié inférieure. Le tableau 48.16 présente une estimation de l'exposition.

### L'évolution clinique

Il est possible, rétrospectivement, de subdiviser l'évolution clinique de K en quatre périodes distinctes, différentes les unes des autres par leur durée, les symptômes et la réaction de K à la thérapeutique.

La première période, qui a duré 20 à 30 minutes, s'est caractérisée par un effondrement physique et une incapacité mentale immédiats. La situation de K a évolué vers un état de semi-conscience et une grave prostration.

La deuxième période a duré près de 90 minutes. Elle a commencé avec l'arrivée de K sur une civière, dans la salle des urgences de l'hôpital et s'est terminée par son transfert dans une chambre. Cet intervalle a été marqué par un tel état de choc cardio-vasculaire que la mort a semblé imminente pendant toute la période. K semblait également souffrir de graves douleurs abdominales.

La troisième période a duré environ 28 heures. Elle s'est caractérisée par une amélioration subjective suffisante de l'état du patient pour encourager le personnel médical à poursuivre les tentatives destinées à combattre l'anoxie, l'hypotension et l'insuffisance circulatoire.

La quatrième période a commencé par un changement d'humeur rapide et imprévu, caractérisé par une irritabilité et une agressivité frisant l'état maniaque, après quoi le patient est tombé dans le coma puis est décédé dans un intervalle de 2 heures. L'évolution clinique complète avait duré 35 heures depuis l'exposition jusqu'à la mort.

Les changements cliniques et pathologiques les plus marqués ont été observés au niveau des systèmes hématopoïétique et urinaire. Le sang circulant ne contenait plus de lymphocytes après la huitième heure et il y a eu un arrêt quasi complet de l'excrétion urinaire malgré l'administration d'importantes quantités de liquides.

La température rectale de K a varié entre 39,4 et 39,7 °C pendant les six premières heures, puis est retombée d'un seul coup à la normale, où elle s'est maintenue jusqu'à sa mort. Il a été considéré que la montée initiale de la température et son maintien à une valeur élevée pendant six heures cadraient avec une irradiation massive suspectée. Son pronostic avait été jugé très sérieux.

Parmi tous les résultats d'analyse obtenus durant l'évolution de la maladie, c'est la chute du nombre de globules blancs qui a été considérée comme un indicateur simple et fidèle d'une grave irradiation. La quasi-disparition des lymphocytes de la circulation périphérique six heures après l'exposition a été considérée comme un symptôme grave.

Seize agents thérapeutiques différents ont été utilisés pour le traitement symptomatique de K pendant une période de 30 heures.

Tableau 48.16 • Estimations de l'exposition de K au rayonnement

Partie du corps et conditions	Dose absorbée de neutrons rapides (Gy)	Dose absorbée de rayons gamma (Gy)	Dose absorbée totale (Gy)
Tête (rayonnement incident)	26	78	104
Partie supérieure de l'abdomen (rayonnement incident)	30	90	124
Corps entier (moyenne)	9	30-40	39-49

res. Malgré ces soins et l'administration constante d'oxygène, les battements de son cœur sont devenus faibles, lents et irréguliers près de 32 heures après l'irradiation; ils ont continué de s'affaiblir progressivement puis ont cessé 34 heures et 45 minutes après l'irradiation.

### L'accident du réacteur n° 1 de Windscale (Etats-Unis), 9-12 octobre 1957

La tranche n° 1 de Windscale correspondait à un réacteur à uranium naturel refroidi à l'air et modéré au graphite destiné à la production de plutonium. Le cœur a été partiellement détruit par un incendie le 15 octobre 1957. L'incendie a entraîné le rejet d'environ 0,74 PBq ( $10^{15}$  Bq) d'iode  $^{131}\text{I}$  dans l'atmosphère, et sous le vent.

D'après le rapport d'information publié par la Commission de l'énergie atomique des Etats-Unis (US Atomic Energy Commission), l'accident a été causé par des erreurs de jugement des opérateurs au sujet des données fournies par des thermocouples, fautes qu'ont aggravées des erreurs de commande du réacteur qui ont permis que la température du graphite monte trop rapidement. Un facteur aggravant a été que les thermocouples devant mesurer la température du combustible avaient été placés dans la partie du réacteur qui s'échauffait le plus en fonctionnement normal (c'est-à-dire là où les débits de dose étaient les plus élevés) plutôt qu'aux endroits susceptibles d'être les plus chauds en cas d'anomalie. De plus, l'indicateur de puissance du réacteur, qui était étalonné pour un fonctionnement normal, a donné une lecture trop basse lors de la remontée de température. Par suite du deuxième cycle de chauffage, la température du graphite a monté le 9 octobre, surtout dans le bas de la partie frontale du réacteur, où des éléments de la gaine avaient cédé à cause de la hausse de température antérieure. De petites quantités d'iode ont été libérées le 9 octobre, mais qui n'ont été détectées que le 10 octobre lorsque l'indicateur d'activité de la cheminée a révélé une hausse sensible (laquelle n'a cependant pas été jugée importante). Enfin, dans l'après-midi du 10 octobre, un autre centre de contrôle (site de Calder) a signalé des fuites de radioactivité. Les efforts déployés pour refroidir le réacteur au moyen d'un courant d'air ont non seulement échoué, mais en fait accru l'importance de la radioactivité libérée dans l'atmosphère.

Les rejets produits par l'accident de Windscale sont estimés à 0,74 PBq d'iode ( $^{131}\text{I}$ ), 0,22 PBq de césium ( $^{137}\text{Cs}$ ), 3 TBq ( $10^{12}$  Bq) de strontium ( $^{89}\text{Sr}$ ) et 0,33 TBq de strontium ( $^{90}\text{Sr}$ ). A l'extérieur du site, le plus haut débit de dose absorbée de rayons gamma résultant de la radioactivité dans l'atmosphère était d'environ 35  $\mu\text{Gy/h}$ . Les mesures d'activité dans l'air autour des centrales de Windscale et de Calder ont souvent atteint cinq à dix fois la valeur maximale admissible, avec des pics occasionnels de 150. La consommation du lait produit dans un rayon d'environ 420 km a été interdite.

Au cours des opérations destinées à maîtriser le réacteur, 14 travailleurs ont reçu des équivalents de dose supérieurs à 30 mSv par trimestre civil, le maximum admissible étant de 46 mSv.

### Les leçons tirées de l'accident

L'accident de Windscale a permis de tirer de nombreux enseignements sur la conception et l'exploitation des réacteurs à uranium naturel. Les lacunes notées dans l'instrumentation du réacteur et la formation des opérateurs ont également abouti à des constatations semblables à celles faites lors de l'accident de Three Mile Island (voir ci-après).

Il n'existait pas, avant l'accident, de lignes directrices concernant les normes à court terme de l'iode radioactif dans les aliments. Le Conseil de recherche médicale britannique (British Medical Research Council (BMRC)) a alors procédé à une étude aussi rapide que complète de la question et a fait preuve de

beaucoup d'ingéniosité pour établir rapidement les concentrations admissibles d'iode  $^{131}\text{I}$  dans les aliments. Le rapport intitulé *Emergency Reference Levels*, publié après l'accident, sert encore de base aujourd'hui, dans le monde entier, pour la rédaction de guides de planification d'urgence (Bryant, 1969).

Une relation utile a été établie pour prédire la contamination du lait par l'iode radioactif. On a découvert en effet que pour des niveaux de rayonnement gamma dépassant  $0,3 \mu\text{Gy/h}$  dans les pâturages, l'activité dans le lait produit dépassait  $3,7 \text{ MBq/m}^3$ .

La dose absorbée par inhalation d'air contaminé à l'iode radioactif est négligeable par rapport à celle qui découle de l'ingestion de lait ou de laitages. En situation d'urgence, il vaut mieux recourir à la spectroscopie gamma, beaucoup plus rapide que l'analyse en laboratoire.

Après l'incident, 15 équipes de deux personnes ont procédé à des contrôles de rayonnement et prélevé des échantillons. Au total, 20 personnes se sont occupées de la coordination des échantillons et de la transmission des données. Près de 150 radiochimistes ont participé à l'analyse des échantillons.

Enfin, il est apparu que les filtres en laine de verre utilisés dans les cheminées ne sont pas satisfaisants en cas d'accident.

### L'accident du 4 octobre 1967 de l'accélérateur de la Gulf Oil Company

Les techniciens de la Gulf Oil Company se servaient d'un accélérateur Van de Graaff pour activer des échantillons de sol le 4 octobre 1967. La défaillance d'un dispositif d'interverrouillage de la commande de mise en marche de l'accélérateur, alors que plusieurs contacts d'interverrouillage de la porte du tunnel de sécurité et de la porte intérieure de la salle des cibles avaient été mis hors fonction à l'aide de ruban adhésif, a été à l'origine d'une grave irradiation accidentelle de trois personnes. La première a reçu environ 1 Gy d'équivalent de dose au corps entier, la deuxième près de 3 Gy et la troisième approximativement 6 Gy au corps entier, en sus d'environ 60 Gy aux mains et 30 Gy aux pieds.

L'une des victimes s'est présentée au service médical de l'établissement, se plaignant de nausées, de vomissements et de douleurs musculaires généralisées. Ces symptômes ont initialement été pris pour ceux de la grippe. Lorsque la deuxième victime s'est présentée au service médical avec plus ou moins les mêmes symptômes, on a soupçonné une importante irradiation, qu'ont confirmée les dosimètres personnels à film. Le docteur Niel Wald, de la division d'hygiène radiologique de l'Université de Pittsburgh, a supervisé la reconstitution dosimétrique et a aussi joué le rôle de médecin coordonnateur lors de l'examen et du traitement des patients.

Le docteur Wald a très rapidement fait venir par avion des unités de filtrage absolu au Western Pennsylvania Hospital de Pittsburgh où les trois victimes avaient été admises. Il a fait installer les filtres absolus à flux laminaire de façon à débarrasser l'environnement des patients de tout contaminant biologique. Le patient qui avait reçu 1 Gy est resté 16 jours en chambre stérile, tandis que les deux autres y ont séjourné près d'un mois et demi.

Le docteur E. Donnal Thomas, de l'Université de Washington, est venu huit jours après l'exposition pour pratiquer une greffe de moelle osseuse sur le patient qui avait reçu 6 Gy. La moelle avait été prélevée sur son frère jumeau. Si ces efforts remarquables ont permis de sauver la vie de la victime, ils n'ont pas suffi pour sauver ses bras et ses jambes, qui avaient reçu chacun une dose absorbée de plusieurs dizaines de grays.

#### Les leçons tirées de l'accident

Si la procédure d'exploitation très simple imposant l'usage d'un appareil de contrôle lorsqu'on entre dans un local exposé à des rayonnements avait été suivie, ce tragique accident aurait pu être évité. Au moins deux contacts d'interverrouillage avaient été blo-

qués au moyen de ruban adhésif longtemps avant l'accident. La mise hors fonction des dispositifs de protection, comme le prouve l'accident, est une pratique qui devrait être formellement interdite.

Les dispositifs d'interverrouillage de la commande de mise en marche de l'accélérateur auraient dû faire l'objet de contrôles réguliers dans le cadre de la maintenance.

Des soins rapides et judicieux ont permis de sauver la vie de la victime la plus exposée. La greffe totale de moelle osseuse, l'isolation en chambre stérile et des soins exceptionnels y ont largement contribué.

Des filtres absolus peuvent être obtenus en quelques heures pour être installés dans tout hôpital devant traiter des victimes d'irradiation.

Rétrospectivement, les médecins ont jugé qu'il aurait peut-être mieux valu recommander l'amputation plus tôt et, en tous cas, dans les deux à trois mois ayant suivi l'exposition. En effet, si l'amputation est effectuée plus tôt, les risques d'infection sont moindres, la période de grandes douleurs est raccourcie, ce qui réduit la quantité de médicaments à administrer pour combattre la douleur. Cela aurait permis d'écourter le séjour à l'hôpital de la victime et peut-être d'accélérer sa réadaptation. La décision d'amputer plus tôt doit bien sûr être prise après corrélation de l'information de dosimétrie et des observations cliniques.

### L'accident du prototype de réacteur SL-1 (Idaho, Etats-Unis, 3 janvier 1961)

Cet accident est le premier (et le seul) cas d'irradiation dans l'histoire de l'exploitation de réacteurs nucléaires aux Etats-Unis ayant entraîné la mort de personnes. Le SL-1 était un prototype d'un petit réacteur APPR (Army Package Power Reactor) conçu pour être transporté par avion à destination de zones isolées afin de produire du courant électrique. Le réacteur en cause servait à des essais de combustibles ainsi qu'à la formation des équipes chargées de faire fonctionner les réacteurs. Il était exploité dans un site désertique isolé de la station d'essais de réacteurs nucléaires d'Idaho Falls, dans l'Idaho, par la société Combustion Engineering, pour le compte de l'armée américaine. Le SL-1 n'était pas un réacteur nucléaire commercial (United States Atomic Energy Commission (USAEC), 1961; ANS, 1961).

Au moment de l'accident, le SL-1 était muni de 40 éléments combustibles et de 5 barres de commande. Il pouvait générer 3 MW de puissance thermique. Il s'agissait d'un réacteur refroidi et modéré à l'eau bouillante.

L'accident a occasionné la mort de trois militaires. Il a été causé par un retrait de plus de 1 m d'une seule barre de commande. Ce retrait a provoqué un état de criticité instantanée dans le réacteur. On ne sait pas pourquoi un opérateur agréé et compétent ayant une assez longue expérience des opérations de chargement du combustible a retiré une barre de commande au-delà de son point d'arrêt.

L'un des trois militaires était encore vivant lorsque les premiers secours sont arrivés sur les lieux. Des produits de fission à haute activité couvraient son corps et étaient incrustés dans sa peau. Certaines zones de celle-ci donnaient des lectures dépassant  $4,4 \text{ Gy/h}$  à 15 cm, ce qui a retardé le sauvetage et les premiers soins.

#### Les leçons tirées de l'accident

Aucun réacteur construit depuis l'accident du SL-1 ne peut atteindre un état de criticité instantanée par suite du retrait d'une seule barre de commande.

Sur les sites de tous les réacteurs, il doit y avoir des appareils de contrôle portables ayant un intervalle de mesure supérieur à  $20 \text{ mGy/h}$ . En fait, des appareils ayant une gamme supérieure allant jusqu'à  $10 \text{ Gy/h}$  sont recommandés.

Note: l'accident de Three Mile Island a montré que la gamme de mesure requise pour les rayonnements bêta et gamma est de 100 Gy/h.

Il est nécessaire de disposer d'installations de traitement où un patient fortement contaminé peut recevoir un traitement médical non provisoire sans que le personnel soignant soit exposé à des risques inutiles. Comme la plupart de ces installations se trouveront nécessairement dans des établissements hospitaliers ayant à assurer d'autres services, il faudra sans doute prendre des mesures spéciales pour garantir une protection adéquate contre les contaminants radioactifs présents dans l'air et dans l'eau.

### Les machines à rayons X industrielles et d'analyse

Les expositions accidentelles aux rayons X sont nombreuses et consistent souvent en irradiations extrêmement fortes sur de petites parties du corps. Il n'est pas rare que des systèmes à diffraction de rayons X produisent des débits de dose absorbée de 5 Gy/s à 10 cm du foyer du tube. A de plus petites distances, on a souvent mesuré des débits de 100 Gy/s. Le faisceau est ordinairement étroit, mais une exposition de quelques secondes suffit pour causer de graves lésions locales (Lubenau et coll., 1967; Lindell, 1968; Haynie et Olsher, 1981; ANSI, 1988).

C'est lorsque ces systèmes sont employés dans des circonstances « inhabituelles » qu'ils risquent de causer des expositions accidentelles. Les installations de radiographie utilisées dans des conditions normales de fonctionnement semblent raisonnablement sûres et les défaillances du matériel ont rarement causé de graves irradiations.

### Les leçons tirées des expositions accidentelles aux rayons X

La plupart des expositions accidentelles aux rayons X se sont produites dans des conditions inhabituelles, le plus souvent à un moment où l'appareil était partiellement démonté ou dépourvu de sa gaine de protection.

Dans la plupart des cas d'exposition grave, le personnel d'exploitation et d'entretien n'avait pas reçu une formation suffisante.

Si l'on avait eu recours à des méthodes simples, mais fiables, pour garantir que l'alimentation du tube à rayons X est bien coupée lors de travaux de réparation ou de maintenance, bien des expositions accidentelles auraient pu être évitées.

Les opérateurs et le personnel d'entretien travaillant sur ces appareils devraient porter des dosimètres personnels au doigt ou au poignet.

Si des sécurités avaient été prescrites de manière obligatoire, de nombreux accidents ne se seraient pas produits.

Une erreur de l'opérateur a été l'un des facteurs de la plupart des accidents. L'absence d'enveloppe adéquate ou une mauvaise conception de la gaine protectrice ont souvent aggravé la situation.

### Les accidents de radiographie industrielle

Entre les années cinquante et les années soixante-dix, ce sont les opérations de radiographie industrielle qui ont causé le taux le plus élevé d'accidents par irradiation pour une activité unique (AIEA, 1969, 1977). Les organismes de réglementation nationaux poursuivent leurs efforts pour réduire ce taux en améliorant les règlements, en imposant des exigences plus strictes de formation et en appliquant des politiques d'inspection et de surveillance encore plus sévères (United States Code of Federal Regulations (USCFR), 1990). Ces efforts ont généralement réussi, mais le nombre d'accidents de radiographie industrielle demeure élevé. Des dispositions législatives permettant d'imposer d'énormes amendes pourraient constituer le moyen le plus efficace d'attirer l'attention des cadres du secteur de la radiographie industrielle (et, du même coup, celle des travailleurs) sur la radioprotection.

### Les causes des accidents de radiographie industrielle

**Formation des travailleurs.** C'est dans le domaine de la radiographie industrielle que les exigences en matière d'études et de formation concernant les rayonnements ionisants sont les moins rigoureuses. Il est donc d'autant plus important d'exiger une application stricte des règles de formation existantes.

**Rémunération au rendement.** Depuis des années, on donne une grande importance dans le secteur de la radiographie industrielle au nombre de clichés réussis produits par jour. Cette pratique peut entraîner des manquements sérieux aux règles de sécurité et, occasionnellement, inciter certains radiographes à ne pas porter leur dosimètre si bien que les dépassements des limites admissibles d'équivalents de dose ne sont pas détectés.

**Contrôle de l'équipement.** Il est extrêmement important de contrôler soigneusement les sources de radiographie industrielle (voir figure 48.24) après chaque cliché. L'omission de ces contrôles est la cause la plus probable d'expositions accidentelles, dont beaucoup ne sont pas déclarées puisque les techniciens de radiographies industrielles portent rarement des dosimètres à la main ou au doigt (voir figure 48.24).

**Défaillances de l'équipement.** Par suite d'une utilisation intensive des projecteurs de radiographie industrielle, les mécanismes de rétraction de la source peuvent prendre du jeu et la source ne pas rentrer complètement dans son logement (point A de la figure 48.24). De nombreux cas de défaillance des sécurités armoire-source provoquent également des expositions accidentelles du personnel.

### La conception des plans d'urgence

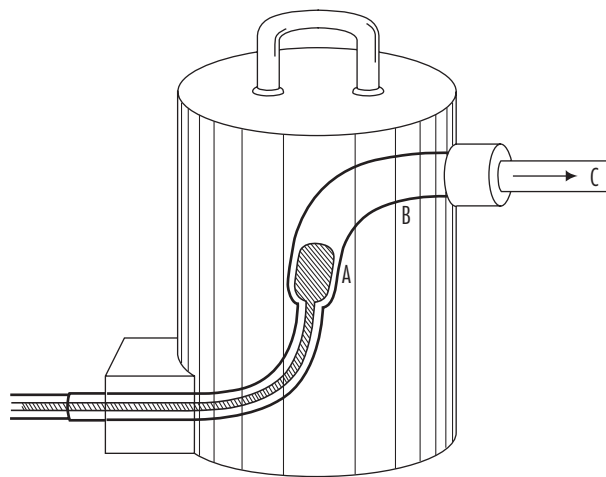
Il existe d'excellents guides, tant généraux que spécialisés, pour la conception de plans d'urgence. Nous en énumérons quelques-uns dans les références complémentaires figurant à la fin du chapitre.

### L'élaboration initiale des plans et des procédures d'urgence

On commence par évaluer l'ensemble des stocks de matières radioactives de l'installation en cause. On analyse ensuite les accidents vraisemblables pour déterminer les fuites maximales probables de radioactivité. Enfin, on élabore un plan et des procédures d'application permettant aux exploitants de l'installation:

1. de reconnaître une situation d'urgence causée par un accident;
2. de classer l'accident selon sa gravité;
3. de prendre des mesures pour limiter les effets de l'accident;

Figure 48.24 • Projecteur de radiographie industrielle



4. de notifier à temps les intéressés;
5. de demander de l'aide rapidement et efficacement;
6. de quantifier les fuites;
7. de faire des relevés complets des expositions sur le site et à l'extérieur et de maintenir l'exposition des travailleurs d'urgence au niveau le plus bas que l'on puisse raisonnablement atteindre (principe ALARA («As Low As Reasonably Achievable»));
8. de rétablir le fonctionnement normal de l'installation aussi rapidement que possible;
9. de tenir des dossiers détaillés complets sur les événements.

**Les types d'accidents liés aux réacteurs nucléaires**

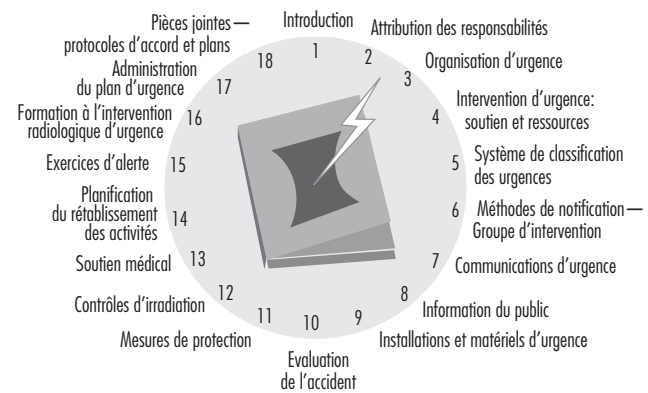
Nous présentons ci-dessous, par ordre de probabilité décroissant, une liste des types d'accidents pouvant survenir dans le cas d'un réacteur nucléaire (les accidents industriels de type général non nucléaire, cependant, sont de loin les plus probables):

1. rejet imprévu de matières radioactives de faible activité, entraînant peu ou pas d'exposition externe pour le personnel. Ce genre d'accident se produit habituellement au cours des révisions générales ou pendant le transport des résines usées ou du combustible usé. Les fuites du système de refroidissement et celles, accidentelles, d'échantillons de liquide caloporteur sont aussi des sources fréquentes de contamination radioactive;
2. irradiation externe accidentelle du personnel. Se produit ordinairement au cours d'une révision générale ou pendant des travaux d'entretien périodique;
3. propagation de matières contaminées avec contamination, exposition interne et irradiation externe à bas niveau du personnel. Ces accidents se produisent dans les mêmes circonstances que les points 1 et 2 ci-dessus;
4. importante contamination de surface due à une fuite majeure du système de refroidissement ou à une fuite du liquide de refroidissement du combustible irradié;
5. éclats ou fragments de produits de corrosion (voir définition ci-dessous) déposés sur la peau ou ayant pénétré dans celle-ci ou dans les oreilles et les yeux;
6. forte irradiation du personnel de la centrale. Ce genre d'accident est le plus souvent dû à la négligence;
7. rejet de petites quantités de déchets radioactifs, dépassant toutefois les limites admissibles, hors des limites de la centrale. Ce type d'accident est en général causé par des défaillances humaines;
8. fusion du cœur du réacteur. Ce genre d'accident provoque ordinairement une importante contamination à l'extérieur de la centrale et une forte irradiation du personnel;
9. excursion de puissance du réacteur (accident du type SL-1).

**Les réacteurs refroidis à l'eau: radionucléides libérés en cas d'accident:**

- produits activés de corrosion et d'érosion (appelés *CRUD* en anglais) dans le caloporteur; par exemple, cobalt 60 (<sup>60</sup>Co) ou cobalt 58 (<sup>58</sup>Co), fer 59 (<sup>59</sup>Fe), manganèse 58 (<sup>58</sup>Mn) et tantale 183 (<sup>183</sup>Ta);
- produits de fission de faible activité ordinairement présents dans le caloporteur; par exemple, iode 131 (<sup>131</sup>I) et césium 137 (<sup>137</sup>Cs);
- dans les réacteurs à eau bouillante, produits des points 1 et 2 ci-dessus auxquels s'ajoutent un faible dégagement continu de tritium (<sup>3</sup>H) et de gaz rares radioactifs comme le xénon 133 et 135 (<sup>133</sup>Xe, <sup>135</sup>Xe), l'argon 41 (<sup>41</sup>Ar) et le krypton 85 (<sup>85</sup>Kr);
- tritium (<sup>3</sup>H) produit à l'intérieur du cœur au rythme de 1,3 × 10<sup>-4</sup> atomes de <sup>3</sup>H par fission (dont seule une petite partie s'échappe du combustible).

Figure 48.25 • Table des matières d'un modèle de plan d'urgence de centrale nucléaire



**Le contenu d'un modèle de plan d'urgence de centrale nucléaire**

La figure 48.25 présente la table des matières d'un modèle de plan d'urgence de centrale nucléaire. Tout plan d'urgence doit comporter chacun des chapitres représentés et tous les éléments supplémentaires nécessaires pour répondre aux besoins locaux. La figure 48.26 présente en outre une liste des procédures courantes de mise en œuvre pour un réacteur de puissance.

**La surveillance radiologique de l'environnement en cas d'accident**

Dans les grandes installations, il existe ordinairement des plans d'urgence de surveillance radiologique de l'environnement (souvent désignés aux Etats-Unis par le sigle EREMP (Emergency Radiological Environmental Monitoring Programme)).

L'une des plus importantes leçons que la Commission américaine de réglementation nucléaire (Nuclear Regulatory Commission (NRC)) et d'autres organismes officiels des Etats-Unis aient tirées de l'accident de Three Mile Island est qu'il est impossible d'appliquer un programme de surveillance environnementale en un ou deux jours s'il n'y a pas eu de planification préalable de grande ampleur. Malgré les millions de dollars consacrés par le gouvernement américain à la surveillance de l'environnement aux alentours de la centrale nucléaire de Three Mile Island après l'accident, moins de 5% des rejets totaux ont été mesurés. Ce résultat témoigne d'une planification préalable insuffisante et inadaptée.

**La conception des programmes d'urgence de surveillance radiologique de l'environnement**

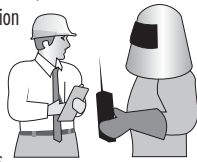
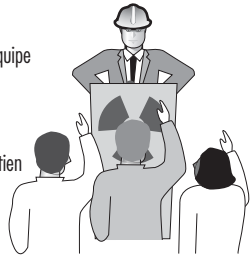
L'expérience a prouvé que, pour être efficace, un tel programme doit faire partie de l'effort régulier de surveillance radiologique de l'environnement. Durant les premiers jours de l'accident de Three Mile Island, les responsables de la centrale se sont rapidement rendu compte qu'il est impossible de mettre sur pied en un ou deux jours un programme efficace de surveillance d'urgence, quelle que soit l'importance des effectifs et des fonds qui y sont consacrés.

**Les lieux de prélèvement**

Tous les points d'échantillonnage employés dans le cadre d'un programme régulier de surveillance environnementale sont utilisés en cas de surveillance à long terme après un accident. Il faut en outre y ajouter un certain nombre de nouveaux points pour que les équipes de surveillance motorisées aient des lieux de

Figure 48.26 • Liste typique des procédures d'intervention d'urgence pour un réacteur de puissance

1. CHEF D'ÉQUIPE RÉACTEUR/RESPONSABLE SÉCURITÉ:
  - a) Mesures à prendre en cas d'urgence aux postes non touchés
  - b) Alerte — chef d'équipe réacteur/responsable sécurité
  - c) Mesures d'urgence dans la zone du site — chef d'équipe réacteur/responsable sécurité
  - d) Recommandations quant aux mesures de protection à prendre
2. INTERVENTION DE SOUTIEN:
  - a) Centre de soutien technique — intervention de l'équipe du génie
  - b) Mise en service et exploitation du centre de soutien opérationnel
  - c) Centre de soutien technique — intervention et soutien administratif/communications
  - d) Rappel des équipes d'intervention d'urgence et du personnel
3. MESURES DE RADIOPROTECTION:
  - a) Intervention du technicien de radioprotection (service par poste)
  - b) Centre de soutien technique — mesures de radioprotection
  - c) Point de contrôle — mesures de protection radiologique et chimique
  - d) Centre de soutien opérationnel — mesures de radioprotection
  - e) Administration d'iode non radioactif pour bloquer l'absorption thyroïdienne
  - f) Échantillonnage atmosphérique ponctuel d'urgence
  - g) Échantillonnage des effluents (rejets gazeux et liquides)
  - h) Contrôle et décontamination du personnel et des véhicules
  - i) Évaluation des doses



prélèvement dans chaque segment de chaque secteur de 22,5° de la zone entourant la centrale (voir figure 48.27). En général, les points de prélèvement se trouveront dans des zones accessibles par la route. Cependant, il peut y avoir des exceptions à cette règle dans le cas de sites normalement inaccessibles par la route, mais qui peuvent cependant être occupés occasionnellement, comme les terrains de camping et les sentiers de randonnée pédestre se trouvant dans un rayon de 16 km à partir de la centrale dans le sens du vent.

La figure 48.27 montre comment sont désignés les secteurs et les segments où se trouvent les points de surveillance radiologique autour de la centrale. On peut désigner les secteurs de 22,5° par les directions des points cardinaux et collatéraux (par exemple, N, NNE et NE) ou par des lettres dans l'ordre alphabétique (par exemple, de A à R). L'utilisation de ces dernières n'est cependant pas recommandée parce qu'il est facile de les confondre avec les désignations des points cardinaux. Ainsi, il est moins ambigu, pour désigner l'ouest, d'utiliser O ou W plutôt que N.

Il conviendrait de visiter chaque point de prélèvement désigné dans le cadre d'exercices sur le terrain pour que les responsables de la surveillance et du prélèvement apprennent à connaître les lieux et les problèmes éventuels: zones de silence radio, mauvaises routes, difficultés d'accès dans l'obscurité, etc. Comme il est impossible d'organiser un exercice couvrant en une fois tous les points désignés de la zone de 16 km de rayon, il faudrait prévoir un programme d'exercices permettant de visiter tour à tour les différents points. Il est souvent utile de déterminer d'avance si les véhicules des équipes de surveillance peuvent communiquer avec

chacun des points désignés d'échantillonnage. L'emplacement précis de ces points est choisi en fonction des mêmes critères que pour le programme régulier de surveillance radiologique de l'environnement (Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1980): visibilité directe, zone morte minimale, habitants, agglomération et établissements (école, hôpital, maison de retraite, élevage laitier, exploitation maraîchère, exploitation agricole, etc. les plus proches).

**L'équipe de surveillance radiologique**

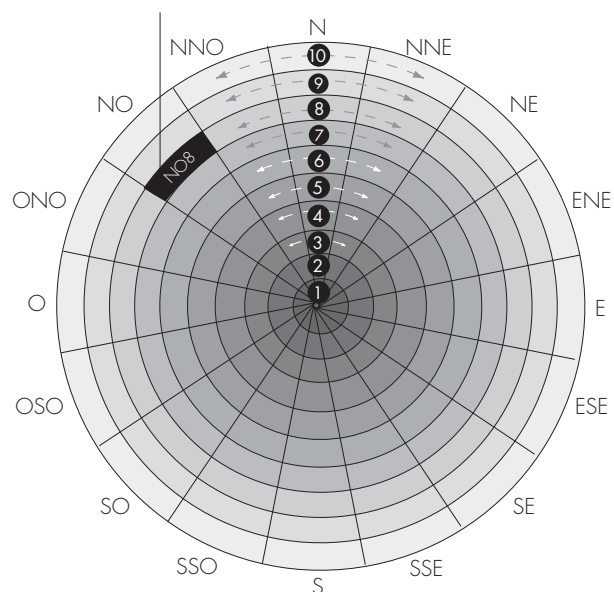
Lors d'un accident ayant provoqué la libération d'importantes quantités de matières radioactives, des équipes de surveillance radiologique devraient constamment parcourir les environs et, si les circonstances le permettent, les lieux mêmes de l'accident. Ces équipes devraient ordinairement mesurer le niveau ambiant de rayonnement gamma et bêta et prendre des échantillons d'air pour y détecter la présence de poussières et d'éléments halogènes radioactifs.

Ces équipes doivent bien connaître toutes les procédures de surveillance, y compris le contrôle de leur propre exposition, et être en mesure de transmettre les données recueillies à leur station de base. Des détails tels que le genre d'appareil de mesure, le numéro de série et l'état ouvert ou fermé de la fenêtre doivent être soigneusement notés sur des feuilles de contrôle conçues avec soin.

Figure 48.27 • Désignation des secteurs et des segments d'échantillonnage et de surveillance radiologique dans les zones couvertes par le plan d'urgence

Les secteurs N, NNE, NE, etc. sont des secteurs angulaires découpant des angles de 22,5° dont le sommet est la centrale.

Les zones 1 à 10 sont délimitées par des cercles concentriques tracés autour de la centrale, à intervalles de 1 mile (1,609 km). Au-delà de la zone 10, les intervalles sont de 5 miles (8,047 km), délimitant les zones 15, 20, 25, et ainsi de suite jusqu'à 50. Par exemple, le segment marqué en noir compris entre 7 et 8 miles (11,265 et 12,875 km), au nord-ouest de la centrale, serait désigné NO8.



Source: Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1980.

S'il y a urgence, l'équipe de surveillance d'urgence peut avoir à opérer pendant 12 heures d'affilée. Après la période initiale, cependant, le temps passé sur le terrain devrait être ramené à 8 heures par jour, avec au moins une pause de 30 minutes.

Comme il est possible que l'on ait à assurer une surveillance permanente, il faudrait prendre des dispositions préalables pour pouvoir, le moment venu, ravitailler les équipes en aliments, boissons, appareils de remplacement et piles et pour apporter et remporter les filtres à air.

Même si les équipes de surveillance ont à faire un service continu de 12 heures d'affilée, il faut prévoir trois équipes par jour pour assurer une surveillance permanente. Dans les deux premières semaines qui ont suivi l'accident de Three Mile Island, il y a eu constamment sur le terrain un minimum de cinq équipes de surveillance. Le soutien logistique d'un tel effort nécessite une planification préalable soignée.

### *L'équipe d'échantillonnage radiologique de l'environnement*

Les types d'échantillons environnementaux prélevés lors d'un accident dépendent des types de rejets (atmosphériques ou dans l'eau), de la direction du vent et de la saison. On doit prélever des échantillons de sol et d'eau potable en toute saison, y compris l'hiver. Même si l'on n'a pas décelé d'éléments halogènes radioactifs dans l'atmosphère, on devra prélever des échantillons de lait à cause de l'importance de la bioaccumulation.

Il est important de prélever de nombreux échantillons d'aliments et d'air pour pouvoir rassurer le public, même sans justification technique sérieuse. De plus, les données ainsi prélevées pourraient être très utiles en cas d'actions judiciaires ultérieures.

L'utilisation de feuilles de contrôle établies d'avance et remplies en conformité avec des procédures soigneusement élaborées de collecte de données est essentielle pour l'échantillonnage de l'environnement. Toutes les personnes devant prélever des échantillons doivent avoir fait la preuve qu'elles comprennent bien les procédures et pouvoir prouver qu'elles ont reçu une formation suffisante sur le terrain.

Si possible, la collecte de prélèvements environnementaux hors site devrait être confiée à un groupe extérieur indépendant. Il est préférable que le même groupe se charge également du prélèvement d'échantillons réguliers, afin que l'équipe interne expérimentée puisse être affectée à d'autres travaux de collecte de données au cours d'un accident.

Il convient de signaler que, lors de l'accident de Three Mile Island, chaque échantillon qui devait être prélevé l'a effectivement été et que pas un seul de ces échantillons n'a été perdu. Ce fait est d'autant plus remarquable que le taux d'échantillonnage avait plus que décuplé par rapport à son niveau d'avant l'accident.

### *L'équipement de surveillance en cas d'urgence*

Il faudrait pouvoir disposer, en cas d'urgence, d'un stock d'équipement de surveillance double par rapport à celui qui est normalement nécessaire. Cet équipement devrait être rangé dans des placards disséminés un peu partout aux alentours de chaque complexe nucléaire, afin qu'un même accident ne puisse condamner l'accès à tous les placards en même temps. Pour que l'équipement soit toujours prêt, il faudrait l'inventorier et l'étalonner au moins deux fois par an et après chaque exercice. Les fourgonnettes et les camions des grandes installations nucléaires devraient être complètement équipés pour la surveillance d'urgence tant à l'extérieur qu'à l'intérieur du complexe.

Une situation d'urgence risque de rendre inutilisables les laboratoires de comptage internes de la centrale ou de l'installation. Il faut donc prévoir d'avance la possibilité de recourir à un autre établissement ou à un laboratoire mobile. C'est là une exigence à

laquelle doivent se conformer toutes les centrales nucléaires des Etats-Unis (NRC, 1983).

Le type et le degré de perfectionnement de l'équipement de surveillance de l'environnement devraient être adaptés aux conditions correspondant à l'accident le plus grave vraisemblable pouvant être subi par l'installation nucléaire en cause. La liste ci-après énumère le matériel de surveillance de l'environnement dont on a en général besoin dans une centrale nucléaire.

1. L'équipement d'échantillonnage de l'air devrait comprendre des appareils pouvant fonctionner sur piles pour la surveillance à court terme et des appareils fonctionnant sur le secteur à enregistreurs à déroulement continu et avec système d'alarme pour la surveillance à long terme.
2. L'équipement d'échantillonnage de liquides devrait comprendre des échantillonneurs en continu. Les appareils doivent pouvoir fonctionner même dans les conditions les plus dures d'environnement local.
3. Les gammamètres portables prévus pour la surveillance à l'intérieur d'une centrale devraient avoir une échelle atteignant 100 Gy/h. On devrait en outre disposer d'appareils de contrôle distincts pouvant mesurer le rayonnement bêta jusqu'à des débits de dose de 100 Gy/h.
4. Sur place, les appareils de dosimétrie du personnel doivent pouvoir mesurer le rayonnement bêta et comprendre des détecteurs thermoluminescents (DTL) à porter au doigt (voir figure 48.28). D'autres dosimètres d'extrémité peuvent également être nécessaires. On a toujours besoin de dosimètres supplémentaires de contrôle en situation d'urgence. Il pourra être nécessaire de disposer d'un lecteur portable de DTL pour transmettre des données à l'ordinateur de la centrale par modem téléphonique à partir de points contaminés. Les équipes de surveillance à l'intérieur de la centrale (par exemple, les équipes de secours et de réparation) devraient être munies de dosimètres de poche à haute et à basse échelle ainsi que de dosimètres réglés pour émettre un signal d'alarme lorsque la dose de rayonnement atteint un niveau donné. Ce niveau doit évidemment être soigneusement choisi dans le cas des équipes pouvant être appelées à se rendre dans des zones de haut rayonnement.
5. Des stocks adéquats de vêtements de protection devraient être placés à des endroits désignés et dans les véhicules d'urgence. Il faudrait également prévoir des réserves de vêtements de ce type pour les situations d'urgence qui se prolongent.
6. Placards et véhicules d'urgence devraient contenir du matériel de protection respiratoire. Des listes à jour des membres du personnel ayant reçu la formation nécessaire pour utiliser ce matériel devraient être conservées dans toutes les grandes zones d'entreposage d'équipements d'urgence.
7. Des véhicules munis de radiotéléphones sont indispensables aux équipes chargées de la surveillance d'urgence. L'emplacement et la disponibilité de véhicules de réserve doivent être connus.
8. Le matériel des équipes de surveillance de l'environnement devrait être entreposé à un endroit commode, de préférence hors site, de façon à être toujours accessible.
9. Des trousse d'urgence devraient être placées dans les locaux du centre de soutien technique et du centre extérieur pour les opérations d'urgence, de façon que les équipes de surveillance de relève n'aient pas à se rendre sur le site pour recevoir leur équipement et être déployées.
10. Pour les cas d'accidents graves causant une libération de matières radioactives dans l'atmosphère, des mesures de préparation doivent être prises pour pouvoir, le cas échéant, assurer la surveillance aérienne au moyen d'hélicoptères et d'avions légers.

### L'analyse des données

En cas d'accident grave, l'analyse des données environnementales devrait être transférée le plus tôt possible à l'extérieur des lieux, par exemple au centre extérieur pour les opérations d'urgence.

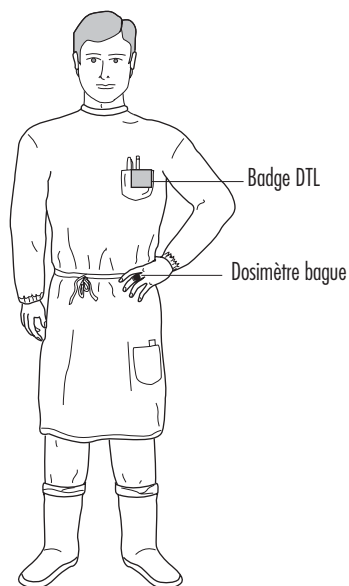
Des lignes directrices devraient être établies d'avance pour préciser quand les données tirées des échantillons autour du site doivent être transmises à la direction. Il faudrait également convenir, dans les premières heures suivant un accident, de la méthode et de la fréquence de transmission de ces données aux organismes gouvernementaux compétents.

### Les leçons tirées de l'accident de Three Mile Island

Il a fallu recourir à des consultants extérieurs pour assumer les tâches suivantes, parce que les spécialistes internes en radioprotection étaient trop occupés par d'autres fonctions durant les premières heures de l'accident survenu le 28 mars 1979 à Three Mile Island:

- *évaluation des rejets d'effluents radioactifs (gazeux et liquides)*, y compris la collecte d'échantillons, la coordination de l'activité des laboratoires pour le comptage des échantillons, le contrôle qualitatif des laboratoires, la collecte et l'analyse de données, la production de rapports, la transmission des données aux organismes gouvernementaux compétents et au propriétaire de la centrale;
- *évaluation des doses*, y compris les enquêtes sur les surexpositions réelles et soupçonnées, les enquêtes sur la contamination de la peau et la contamination interne, les simulations d'exposition et le calcul des doses.
- *exécution du programme de surveillance radiologique de l'environnement*, y compris la coordination complète du prélèvement d'échantillons, de l'analyse des données, de la production et de la diffusion des rapports, la notification des centres de décision, l'expansion du programme pour l'adapter à la situation d'urgence, puis sa contraction progressive pendant l'année qui a suivi l'accident;
- *réalisation d'études spéciales de dosimétrie bêta*, y compris des études sur les progrès les plus récents des techniques de surveillance de l'irradiation bêta du personnel, la modélisation des doses de

Figure 48.28 • Radiographe industriel portant un dosimètre thermoluminescent sur la poitrine et un autre au doigt (facultatif aux Etats-Unis)



rayonnement bêta transmises à la peau par des contaminants radioactifs et la comparaison de tous les systèmes de dosimétrie DTL bêta-gamma du personnel vendus dans le commerce.

La liste qui précède donne un bon exemple des tâches dont les spécialistes internes de la radioprotection propre à l'établissement ne peuvent pas s'acquitter normalement lorsqu'ils doivent faire face à une urgence grave. Le personnel de radioprotection de Three Mile Island était très expérimenté et hautement compétent. Ses membres ont travaillé sans interruption 15 à 20 heures par jour pendant les deux premières semaines qui ont suivi l'accident. La charge de travail supplémentaire causée par l'accident, cependant, a été tellement lourde qu'ils ont été incapables de s'acquitter de nombreuses tâches courantes qu'ils effectuaient facilement dans d'autres circonstances.

Quelques-unes des leçons tirées de l'accident de Three Mile Island sont résumées ci-après.

### Le contrôle des entrées dans les bâtiments des auxiliaires

1. Toutes les entrées doivent être consignées sur un nouveau permis de travail sous rayonnement signé par le chef du service ou son suppléant officiel et examiné régulièrement par le médecin chef du service de radioprotection.
2. La salle de commande des locaux devrait avoir un contrôle absolu sur toutes les entrées dans les bâtiments des auxiliaires et de manutention du combustible. Aucune entrée ne doit être permise à moins qu'un spécialiste en radioprotection ne soit présent au point de contrôle durant l'entrée.
3. Aucune entrée ne devrait être permise si la personne n'est pas munie d'un appareil de mesure en bon état ayant l'échelle appropriée. Une vérification ponctuelle de l'appareil doit être effectuée immédiatement avant l'entrée.
4. On doit obtenir au préalable les antécédents d'exposition de toute personne devant pénétrer dans une zone de haut rayonnement.
5. On devrait fixer un maximum admissible d'exposition pendant la période passée à l'intérieur, quelle que soit l'importance de la tâche à accomplir.

### Le prélèvement du fluide primaire de refroidissement

1. Toutes les opérations de prélèvement effectuées en vertu d'un nouveau permis de travail sous rayonnement devraient être approuvées par le chef du service ou son suppléant officiel et être soumises au contrôle du médecin-chef de la radioprotection.
2. Aucun travailleur ne doit prélever d'échantillons de fluide de refroidissement sans porter un dosimètre d'extrémité.
3. Aucun travailleur ne doit prélever d'échantillons de fluide de refroidissement sans disposer de gants plombés et de pinces d'au moins 60 cm de longueur pour le cas où un échantillon serait plus radioactif que prévu.
4. Aucun travailleur ne doit prélever d'échantillons de fluide de refroidissement sans qu'un écran à vitre plombée n'ait été mis en place pour le cas où un échantillon serait plus radioactif que prévu.
5. Le prélèvement d'échantillons devrait être interrompu si l'exposition d'une extrémité ou du corps entier est susceptible de dépasser les niveaux fixés sur le permis de travail sous rayonnement.
6. Les expositions appréciables devraient, si possible, être réparties entre un certain nombre de travailleurs.
7. Tous les cas de contamination de la peau dépassant les niveaux d'intervention en 24 heures devraient faire l'objet d'un examen.

### **Le contrôle des entrées de la salle des vanes du circuit d'appoint**

1. Des contrôles d'ambiance bêta et gamma devraient être réalisés à l'aide de téledétecteurs ayant une échelle de mesure appropriée.
2. L'entrée initiale dans une zone où le débit de dose absorbée dépasse 20 mGy/h doit faire l'objet d'un examen préalable destiné à confirmer que l'exposition aux rayonnements est maintenue au niveau le plus bas que l'on puisse raisonnablement atteindre.
3. Si l'on soupçonne l'existence de fuites d'eau, on devrait chercher à déterminer si le sol est contaminé.
4. Il importe de mettre en place un programme cohérent de dosimétrie du personnel précisant le type et l'emplacement des dosimètres.
5. Si des personnes entrent dans une zone où le débit de dose absorbée dépasse 20 mGy/h, leurs DTL devraient être analysés dès leur sortie.
6. On devrait vérifier que toutes les conditions figurant sur les permis de travail sous rayonnement sont respectées avant l'entrée dans une zone où le débit de dose absorbée dépasse 20 mGy/h.
7. Lorsque les travailleurs sont autorisés à entrer dans une zone dangereuse pendant une durée limitée, seul un spécialiste en radioprotection doit minuter la durée de séjour.

### **Les mesures de protection et de surveillance de l'environnement à l'extérieur du site du point de vue des autorités locales**

1. Il importe, avant de commencer à exécuter un protocole d'échantillonnage, d'établir les conditions dans lesquelles les travaux peuvent devoir être interrompus.
2. Aucune ingérence extérieure ne doit être admise.
3. Il est nécessaire de faire installer plusieurs lignes téléphoniques confidentielles dont les numéros devraient être changés après chaque crise.
4. Les systèmes de mesure aériens sont plus performants que ce que l'on croit communément.
5. On devrait disposer d'un magnétophone pour enregistrer régulièrement les données.
6. Au cours de la phase aiguë de la crise, il est conseillé de renoncer à lire les journaux ou à écouter les émissions de radio et de télévision, ce qui tend à aggraver les tensions qui existent déjà.
7. On devrait prévoir la livraison de repas et certains aménagements de confort, notamment pour permettre de dormir sur place parce qu'il peut être impossible de rentrer chez soi pendant quelque temps.
8. On devrait prévoir le recours à des laboratoires d'analyses de remplacement. Un incident, même petit, peut modifier sensiblement le niveau de fond de rayonnement d'un laboratoire.
9. Se faire d'avance à l'idée que l'on consacrerait plus d'énergie à empêcher l'adoption de mauvaises décisions qu'à s'occuper des problèmes eux-mêmes.
10. On doit être conscient qu'il n'est pas possible de gérer à distance les situations d'urgence.
11. Les recommandations concernant des mesures de protection ne se prêtent pas à des votes en comité.
12. Il convient de remettre à plus tard la réponse aux appels téléphoniques non essentiels et de refuser tout simplement de parler aux importuns.

### **L'accident d'irradiation de 1985 à Goiânia**

Aux alentours du 13 septembre 1985, un appareil de téléthérapie comportant une source de césium  $^{137}\text{Cs}$  de 51 TBq est volé dans

une clinique abandonnée de Goiânia, au Brésil. Deux personnes cherchant de la ferraille ramènent chez elles la tête de l'appareil et tentent d'en démonter les pièces, sans connaître le sens du symbole «trèfle» figurant sur l'enveloppe de la source. Le débit de dose absorbée provenant de la tête d'irradiation est d'environ 46 Gy/h à 1 m.

L'enveloppe de la source se casse au cours du démontage, libérant une importante quantité de poudre hautement soluble de chlorure de césium  $^{137}\text{CsCl}$ , qui est disséminée dans une partie de cette ville de 1 million d'habitants, causant l'un des plus graves accidents liés aux sources scellées de l'histoire.

Après le démontage, ce qui reste de la tête de la source est vendu à un marchand de ferraille, qui découvre que la poudre de  $^{137}\text{CsCl}$  émet une lueur bleuâtre dans l'obscurité (probablement par suite du rayonnement Mallet-Cerenkov). Celui-ci croit alors que la poudre provient d'une pierre précieuse ou même qu'elle a des propriétés surnaturelles. De nombreux amis et parents viennent voir la poudre «magique». Des parties de la source sont distribuées à un certain nombre de familles, le processus se poursuivant pendant environ cinq jours. À l'issue de cette période, un certain nombre de personnes présentent des symptômes du syndrome gastro-intestinal par suite de l'exposition au rayonnement.

Les victimes qui se rendent à l'hôpital à cause de leurs graves troubles gastro-intestinaux se font dire au départ qu'il s'agit de réactions allergiques d'origine alimentaire. Les médecins croient même que l'une d'elles, qui présente des effets cutanés sévères parce qu'elle a manipulé la source, souffre d'une maladie de peau et l'envoie à l'hôpital des maladies tropicales.

Cette succession tragique d'événements se poursuit sans qu'aucun spécialiste ne soupçonne la vérité pendant près de deux semaines. De nombreuses personnes s'amuse à se frotter avec la poudre de  $^{137}\text{CsCl}$  pour que leur peau émette de la lumière bleue dans l'obscurité. La tragédie aurait pu se poursuivre longtemps si l'une des personnes irradiées n'avait pas finalement fait le lien entre ces symptômes et la source d'irradiation. Elle prend donc les restes de la source de  $^{137}\text{CsCl}$  et va en autobus la remettre au service d'hygiène publique de Goiânia. Le lendemain, un biophysicien en visite examine la source et, de sa propre initiative, décide de faire évacuer deux parcs à ferraille contaminés et d'avertir les autorités. Il convient de souligner qu'une fois mis au courant de l'accident, le gouvernement brésilien a agi avec célérité et de manière très organisée.

Au total, 249 personnes ont été contaminées et 54 ont été hospitalisées à cause de cet accident. Celui-ci a fait 4 morts dont une fillette de six ans qui avait reçu une dose interne d'environ 4 Gy après avoir ingéré près de 1 GBq ( $10^9$  Bq) de  $^{137}\text{CsCl}$ .

### **Les mesures d'intervention après l'accident**

Dans sa phase initiale, l'intervention visait les objectifs suivants:

- localiser les principaux sites de contamination;
- évacuer les logements dont la radioactivité dépassait les niveaux d'intervention fixés;
- établir des contrôles de radioprotection autour des zones touchées en en interdisant l'accès au besoin;
- identifier les personnes qui avaient reçu des doses importantes ou qui étaient contaminées.

Les premières mesures prises par l'équipe médicale ont été:

- dès son arrivée à Goiânia, d'examiner l'historique individuel et de procéder à un tri des personnes selon la gravité des symptômes du syndrome d'irradiation aiguë;
- de transférer toutes les victimes d'irradiation aiguë à l'hôpital de Goiânia (où l'on avait pris d'avance les mesures nécessaires pour le contrôle de la contamination et de l'exposition);

- de transférer par avion dès le lendemain les 6 victimes les plus gravement atteintes au centre de soins tertiaires d'un hôpital de la marine de Rio de Janeiro (plus tard, 8 autres victimes y seront transportées);
- d'organiser des analyses de dosimétrie biologique;
- de prendre en charge chaque patient sur la base de son évolution clinique;
- de donner une formation informelle au personnel du service de soins pour apaiser leurs craintes (la collectivité médicale de Goiânia n'avait accordé son aide qu'avec réticence).

L'action des spécialistes en radioprotection a consisté:

- à aider les médecins en matière de dosimétrie des rayonnements, de tests biologiques et de décontamination de la peau;
- à coordonner et à interpréter l'analyse de 4 000 échantillons d'urine et de fèces au cours d'une période de quatre mois;
- à soumettre 600 individus à des mesures d'anthropogammamétrie;
- à coordonner des contrôles de contamination radioactive sur 112 000 personnes (dont 249 étaient effectivement contaminées);
- à procéder à un contrôle aérien de toute la ville et de ses banlieues à l'aide de détecteurs de fortune au NaI;
- à procéder au contrôle radiologique de plus de 2 000 km de routes à l'aide de détecteurs au NaI montés sur des véhicules;
- à fixer des niveaux d'intervention pour la décontamination des personnes, des bâtiments, des véhicules, du sol, etc.;
- à coordonner les efforts de 550 travailleurs affectés aux opérations de décontamination;
- à coordonner la démolition de 7 maisons et la décontamination de 85 autres;
- à coordonner le transport en camion de 275 charges de déchets contaminés;
- à coordonner la décontamination de 50 véhicules;
- à coordonner le conditionnement de 3 500 m<sup>3</sup> de déchets contaminés;
- à utiliser 55 appareils de contrôle radiologique, 23 détecteurs de contamination et 450 dosimètres de poche à lecture directe.

### Les résultats

#### Les personnes atteintes du syndrome d'exposition aiguë

Quatre victimes sont mortes après avoir reçu des doses allant de 4 à 6 Gy. Deux autres, qui manifestaient de graves symptômes d'aplasie médullaire ont survécu en dépit du fait qu'elles avaient reçu des doses absorbées de 6,2 et 7,1 Gy (estimation obtenue par dosimétrie biologique). Quatre autres patients ont survécu à des doses absorbées estimées entre 2,5 et 4 Gy.

#### Les lésions cutanées radio-induites

Dix-neuf des 20 patients hospitalisés présentaient des lésions cutanées radio-induites, qui avaient commencé sous forme d'œdème et de phlyctène; ces lésions ont évolué en épidermite sèche, puis exsudative. Dix des 19 personnes atteintes avaient des lésions profondes quatre à cinq semaines après l'irradiation. Ces lésions témoignent d'une importante exposition gamma des tissus profonds.

Toutes les lésions cutanées étaient contaminées au <sup>137</sup>Cs, avec des débits de dose absorbée atteignant 15 mGy/h.

La fillette de six ans qui avait ingéré 1 TBq de <sup>137</sup>Cs (et qui en est morte un mois plus tard) présentait une contamination générale de la peau avec une moyenne de 3 mGy/h.

L'un des patients a dû être amputé un mois après l'irradiation. Dans ce cas, une artériographie a été utile pour faire la démarcation entre les artérols saines et celles qui étaient atteintes.

#### L'exposition interne

Les analyses statistiques n'ont révélé aucune différence significative entre les charges corporelles déterminées par anthropogammamétrie et celles qui étaient basées sur les analyses d'urine.

Il a été possible de valider des modèles établissant des relations entre les données d'analyse, d'une part, et l'incorporation et les charges corporelles, de l'autre. Ces modèles s'appliquaient aussi à des groupes d'âge différents.

L'administration de bleu de Prusse a permis de favoriser l'élimination du <sup>137</sup>CsCl (quand le débit de dose dépassait 3 Gy/jour).

Dix-sept patients ont reçu des diurétiques pour favoriser l'élimination de leur charge corporelle de <sup>137</sup>CsCl. Ce traitement a été interrompu parce qu'il s'est révélé inefficace.

#### La décontamination de la peau

Tous les patients ont été soumis à une décontamination de la peau à l'aide d'eau savonneuse, d'acide acétique et de bioxyde de titane (TiO<sub>2</sub>). L'opération n'a que partiellement réussi. On a soupçonné la transpiration de recontaminer la peau par exsudation d'une partie de la charge corporelle de <sup>137</sup>Cs.

Les lésions cutanées contaminées sont très difficiles à nettoyer. La perte des tissus cutanés nécrosés a, cependant, sensiblement réduit le niveau de contamination.

#### L'étude de suivi sur l'évaluation de la dose par analyse cytogénétique

La fréquence des aberrations chromosomiques lymphocytaires mesurée à différents moments après l'accident a évolué selon trois schémas différents:

Dans deux cas, la fréquence des aberrations est restée constante jusqu'à un mois après l'accident, puis est tombée à 30% de la fréquence initiale trois mois plus tard.

Dans deux autres cas, on a observé une diminution progressive d'environ 20% tous les trois mois.

Dans deux des cas de contamination interne particulièrement grave, on a noté des augmentations de la fréquence des aberrations (d'environ 50 et 100%) au cours d'une période de trois mois.

#### Les études de suivi sur les charges corporelles de <sup>137</sup>Cs

- Suivi des doses efficaces engagées par analyse radiobiologique.
- Suivi des effets de l'administration de bleu de Prusse.
- Mesures in vivo sur 20 personnes, par analyse d'échantillons sanguins, et sur des plaies et des organes pour détecter une répartition sélective du <sup>137</sup>Cs et déterminer sa rétention dans différents tissus.
- Etude portant sur une femme et son nouveau-né pour établir la rétention et le transfert par le lait maternel.

#### Les niveaux d'intervention

L'évacuation des logements a été recommandée si les taux de dose absorbée dépassaient 10 µGy/h à 1 m de hauteur à l'intérieur du logement.

Pour la décontamination des locaux, des vêtements, du sol et des aliments, le critère était que la dose absorbée par une personne ne devait pas dépasser 5 mGy en un an. L'application de ce critère à différentes voies d'exposition a abouti aux résultats suivants: on décontaminait l'intérieur d'une maison si la dose absorbée pouvait dépasser 1 mGy en un an et on décontaminait le sol si la dose absorbée pouvait dépasser 4 mGy en un an (3 mGy d'irradiation externe et 1 mGy d'exposition interne).

### Organisations internationales

Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)  
B.P. 100  
1400 Vienne  
AUTRICHE

Commission internationale des unités et mesures radiologiques (ICRU)  
7910 Woodmont Avenue  
Bethesda, Maryland 20814  
ÉTATS-UNIS

Commission internationale de protection radiologique (CIPR)  
P.O. Box No. 35  
Didcot, Oxfordshire  
OX11 0RJ  
ROYAUME-UNI

Association internationale pour la protection  
contre les radiations (IRPA)  
Université technologique d'Eindhoven  
P.O. box 662  
5600 AR Eindhoven  
PAYS-BAS

Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets  
des rayonnements ionisants (UNSCEAR)  
BERNAM ASSOCIATES  
4611-F Assembly Drive  
Lanham, Maryland 20706-4391  
ÉTATS-UNIS

## L'accident de 1986 sur le réacteur 4 de la centrale nucléaire de Tchernobyl

### Description générale de l'accident

Le pire accident nucléaire au monde s'est produit le 26 avril 1986 pendant l'exécution d'un essai technique à très faible puissance électrique. Pour effectuer l'essai, on avait arrêté ou bloqué plusieurs systèmes de sécurité.

Le réacteur en cause était un RBMK-1000, modèle qui servait à produire près de 65% de toute l'énergie électrique d'origine nucléaire générée en Union soviétique. Il s'agissait d'un réacteur à eau bouillante modéré au graphite d'une puissance de 1 000 MWe. Le RBMK-1000, qui n'a pas d'enclume de confinement résistant à la pression, diffère des types couramment construits dans la plupart des autres pays.

Le réacteur est passé instantanément à un état de criticité et il en est résulté une série d'explosions dans le circuit vapeur. Ces explosions ont fait sauter tout le sommet du réacteur, détruisant la mince enveloppe qui le recouvrait et déclenchant une série d'incendies sur le toit en asphalte épais des réacteurs 3 et 4. Les rejets radioactifs ont duré dix jours. Au total l'accident a tué 31 personnes. La délégation soviétique à l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a présenté un rapport sur l'accident. Il a été déclaré que les expériences qui avaient provoqué l'accident du réacteur 4 de Tchernobyl n'avaient pas reçu l'autorisation requise et que les règles écrites concernant les mesures de sécurité dans l'exploitation du réacteur étaient insuffisantes. On a ajouté que «le personnel en cause n'avait pas été préparé de manière satisfaisante pour effectuer les essais en question et n'était pas conscient des risques qu'ils comportaient». La série d'essais effectuée a créé des conditions dangereuses qui ont abouti à un accident, dont presque personne ne croyait à la possibilité.

### Le rejet de produits de fission de la tranche 4 de Tchernobyl

#### La radioactivité totale libérée

En gros, près de 1 900 PBq de produits de fission et de combustible (collectivement désignés sous le terme *corium* par l'équipe qui était chargée de la remise en état de Three Mile Island) ont été libérés pendant les dix jours qu'il a fallu aux autorités pour éteindre tous les incendies et sceller la tranche 4 à l'aide d'un écran protecteur absorbant les neutrons. La tranche 4 est aujourd'hui murée dans un sarcophage d'acier et de béton, qui contient le corium résiduel entourant les restes du cœur détruit.

Vingt-cinq pour cent des 1 900 PBq ont été libérés dans la journée qui a suivi l'accident et le reste pendant les neuf jours suivants.

Les rejets les plus significatifs du point de vue radiologique comprenaient 270 PBq de <sup>131</sup>I, 8,1 PBq de <sup>90</sup>Sr et 37 PBq de <sup>137</sup>Cs. Signalons, aux fins de comparaison, que l'accident de Three Mile Island avait libéré 7,4 TBq de <sup>131</sup>I et des quantités indécélables de <sup>90</sup>Sr et de <sup>137</sup>Cs.

#### La dispersion des substances radioactives dans l'environnement

Les premiers rejets ont été emportés par le vent dans une direction généralement orientée vers le nord, mais par la suite, le vent a tourné et soufflé les rejets vers l'ouest et le sud-ouest. Le premier panache radioactif a atteint la Suède et la Finlande le 27 avril. Les programmes de surveillance radiologique de l'environnement des centrales nucléaires ont immédiatement permis de détecter les rejets et d'alerter le monde au sujet de l'accident. Une partie du premier panache a dérivé vers la Pologne et l'Allemagne de l'Est. Les panaches suivants sont arrivés sur l'Europe de l'Est et l'Europe centrale les 29 et 30 avril. Par la suite, le Royaume-Uni a pu détecter les rejets de Tchernobyl le 2 mai, suivi par le Japon et la Chine le 4 mai, l'Inde le 5 mai, puis le Canada et les États-Unis les 5 et 6 mai. Le panache n'a pas été signalé dans l'hémisphère sud.

Les retombées dues aux panaches dépendaient surtout des précipitations. Les schémas de retombée des principaux radionucléides (<sup>131</sup>I, <sup>137</sup>Cs, <sup>134</sup>Cs et <sup>90</sup>Sr) étaient très variables, même à l'intérieur de l'Union soviétique. Les plus grands risques découlaient de l'irradiation externe due à la contamination de surface et de l'irradiation interne par ingestion d'aliments contaminés.

### Les conséquences radiologiques de l'accident de Tchernobyl

#### Les effets généraux aigus sur la santé

Deux personnes sont décédées immédiatement, une dans l'effondrement du bâtiment et l'autre, 5 heures et demie plus tard, de brûlures thermiques. Par la suite, 28 autres membres du personnel du réacteur et de l'équipe de sapeurs-pompiers sont morts de lésions dues à l'irradiation. Quant aux doses reçues par la population des alentours, elles étaient inférieures aux niveaux pouvant causer des effets d'irradiation immédiats.

L'accident de Tchernobyl a presque doublé (de 32 à 61) le nombre total de décès survenus dans le monde jusqu'en 1986 par suite d'accidents dus aux rayonnements (il est intéressant de noter que les trois morts de l'accident du réacteur SL-1 aux États-Unis sont officiellement imputés à l'explosion de canalisations de vapeur et que les deux premiers décès à Tchernobyl ne sont pas non plus attribués aux rayonnements).

#### Les facteurs ayant influé sur les effets locaux de l'accident

Les membres du personnel qui se trouvaient sur place et qui couraient les plus grands risques ne disposaient pas de dosimètres individuels. L'absence de nausées et de vomissements dans les six premières heures qui ont suivi l'irradiation était un signe fiable

indiquant que la dose absorbée n'était probablement pas fatale. C'est ainsi que l'on a pu reconnaître les patients qui n'avaient pas besoin d'un traitement immédiat pour leur irradiation. Cette information, ainsi que les résultats des analyses sanguines (diminution de la numération lymphocytaire) ont été plus utiles que les données de dosimétrie du personnel.

Les tenues de protection des sapeurs-pompiers (en toile épaisse, mais poreuse) ont permis aux produits de fission à haute activité spécifique d'attaquer l'épiderme. Ces doses de rayonnement bêta ont causé des brûlures graves qui ont joué un rôle important dans beaucoup des décès survenus. Cinquante-six travailleurs ont ainsi été gravement brûlés. Ces brûlures étaient extrêmement difficiles à traiter et constituaient une grave complication parce qu'elles empêchaient les sauveteurs de décontaminer les patients avant de les transporter à l'hôpital.

Il n'y avait pas à ce moment de charges corporelles cliniquement significatives. Seules deux personnes avaient des charges corporelles élevées (mais non cliniquement significatives).

Sur le millier de personnes examinées, 115 ont été hospitalisées pour syndrome d'exposition aiguë. Huit membres du personnel médical qui travaillait sur place ont souffert du syndrome.

Comme on pouvait s'y attendre, les analyses n'ont pas révélé d'exposition aux neutrons (ces analyses se basent sur la recherche de sodium  $^{24}\text{Na}$  dans le sang).

#### Les facteurs ayant influé sur les effets extérieurs de l'accident

Les mesures prises pour protéger le public se répartissent entre quatre périodes distinctes.

1. *Les 24 premières heures*: les autorités ont demandé aux gens vivant dans la zone sous le vent de Tchernobyl de rester chez eux et de fermer les portes et les fenêtres. Elles ont également commencé à distribuer de l'iodure de potassium (KI) pour bloquer la fixation de l'iode  $^{131}\text{I}$  dans la thyroïde.

2. *De la première à la septième journée*: Pripjat a été évacué aussitôt que des voies d'évacuation sûres ont été établies. Des stations de décontamination ont été mises en place. La région de Kiev a également été évacuée. Au total, plus de 88 000 personnes ont été déplacées.
3. *De la première à la sixième semaine*: le nombre total de personnes évacuées est passé à 115 000. Toutes ont subi un examen médical puis ont été réinstallées ailleurs. Au total, 5,4 millions de Russes, dont 1,7 million d'enfants, ont reçu de l'iodure de potassium, ce qui a permis de réduire de 80 à 90% les doses absorbées par la thyroïde. Des dizaines de milliers de têtes de bétail ont été transportées hors des zones contaminées. La consommation de lait et d'aliments produits localement a été interdite sur une large superficie (sur la base de niveaux d'intervention calculés).
4. *Après six semaines*: la zone évacuée située dans un rayon de 30 km de Tchernobyl a été subdivisée en trois zones secondaires: a) une première zone, ayant un rayon de 4 à 5 km, dans laquelle le public ne sera pas admis dans un avenir prévisible; b) une deuxième, située entre 5 et 10 km, à laquelle un accès limité du public sera autorisé dans quelque temps; et c) une troisième, comprise entre 10 et 30 km, où le public sera à un moment donné autorisé à revenir.

Enfin, de grands efforts ont été déployés pour décontaminer les régions environnantes.

D'après le Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR), la dose radiologique totale reçue par la population de l'Union soviétique s'élève à 226 000 personnes-Sv (72 000 personnes-Sv engagées durant la première année). Pour le monde entier, on estime l'équivalent de dose collectif à environ 600 000 personnes-Sv. Avec le temps et de nouvelles études, il sera possible de préciser ce chiffre (UNSCEAR, 1988).

## Références bibliographiques

- Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), 1969: «Handling of radiation accidents», *Proceedings of a Symposium on the Handling of Radiation Accidents organized by the International Atomic Energy Agency in collaboration with the World Health Organization and held in Vienna, 19-23 May 1969* (Vienne).
- 1973: *Radiation Protection Procedures*, IAEA Safety Series No. 38 (Vienne).
- 1977: «Handling of radiation accidents», *Proceedings of a Symposium on the Handling of Radiation Accidents jointly organized by the International Atomic Energy Agency and the OECD Nuclear Energy Agency and held in Vienna, 28 February-4 March 1977* (Vienne).
- 1986: *Biological Dosimetry: Chromosomal Aberration Analysis for Dose Assessment*, Technical Report Series No. 260 (Vienne).
- American National Standards Institute (ANSI), 1988: *Radiation Safety for X-Ray Diffraction and Fluorescence Analysis Equipment*, ANSI N43.2 (New York).
- American Nuclear Society (ANS), 1961: «Special report on SL-1 Accident», *Nuclear News*, vol. 4, n° 2, pp. 4-17.
- Bethe, H.A., 1950: «The range-energy relation for slow alpha particles and protons in air», *Reviews of Modern Physics*, vol. 22, p. 213.
- Brill, A.B. et Forgotson, E.H., 1964: «Radiation and congenital malformations», *American Journal of Obstetrics and Gynecology*, vol. 90, pp. 1149-1168.
- Brown, P., 1933: *American Martyrs to Science through the Roentgen Rays* (Springfield, Illinois, Charles C. Thomas).
- Bryant, P.M., 1969: «Data for assessments concerning controlled and accidental releases of 113 I and 137 Cs to atmosphere», *Health Physics*, vol. 17, n° 1, pp. 51-57.
- Centre international de recherche sur le cancer (CIRC), 1994: «Direct estimates of cancer mortality due to low doses of ionising radiation: An international study. IARC study group on cancer risk among nuclear industry workers», *The Lancet*, vol. 344, n° 8929, pp. 1039-1043.
- Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR), 1982: *Ionizing Radiation: Sources and Biological Effects*, Report to the General Assembly, with Annexes (New York).
- 1986: *Genetic and Somatic Effects of Ionizing Radiation*, *ibid.* (New York).
- 1988: *Sources, Effects, and Risks of Ionizing Radiation*, *ibid.* (New York).
- 1993: *Sources and Effects of Ionizing Radiation*, *ibid.* (New York).
- 1994: *Sources and Effects of Ionizing Radiation*, *ibid.* (New York).
- Commission internationale de protection radiologique (CIPR), 1977: «The handling, storage, use and disposal of unsealed radionuclides in hospitals and medical research establishments», *Annals of the ICRP*, vol. 1, n° 2.
- 1984: «Nonstochastic effects of ionizing radiation», *ibid.*, vol. 14, n° 3.
- 1991: «1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection», *ibid.*, vol. 21, n° 1-3.
- Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiations (BEIR V), 1990: *Health Effects of Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation* (Washington, DC, National Academy Press).
- 1994: *Health Effects of Exposure to Radon. Time for Reassessment?* (Washington, DC, National Academy Press).
- Conseil des Communautés européennes (CCE), 1996: «Directive 96/29/Euratom du Conseil, du 13 mai 1996, fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants», *Journal officiel*, 1996-06-29, n° L159, pp. 1-114.
- Doll, R., Evans, H.J. et Darby, S.C., 1994: «Paternal exposure not to blame», *Nature*, vol. 367, n° 6465, pp. 678-680.
- Friedenwald, J.S. et Sigelmen, S., 1953: «The influence of ionizing radiation on mitotic activity in the rat corneal epithelium», *Experimental Cell Research*, vol. 4, pp. 1-31.
- Gardner, M.J., Snee, M.P., Hall, A.J., Powell, C.A., Downes S. et Terrell, J.D., 1990: «Results of case-control study of leukaemia and lymphoma among young people near Sellafield nuclear plant in West Cumbria», *British Medical Journal*, vol. 300, n° 6722, pp. 423-429.
- Goodhead, D.J., 1988: «Spatial and temporal distribution of energy», *Health Physics*, vol. 55, n° 2, pp. 231-240.
- Hall, A.J., 1994: *Radiobiology for the Radiologist* (Philadelphia, J.B. Lippincott).
- Haynic, J.S. et Olsher, R.H., 1981: «A summary of X-ray machine exposure accidents at the Los Alamos National Laboratory», Los Alamos Unclassified Publications (LAUP).
- Hill, C. et Laplanche, A., 1990: «Overall mortality and cancer mortality around French nuclear sites», *Nature*, vol. 347, n° 6295, pp. 755-757.
- Jablon, S., Hrubec, Z. et Boice, J.D., Jr., 1991: «Cancer in populations living near nuclear facilities. A survey of mortality nationwide and incidence in two states», *Journal of the American Medical Association*, vol. 265, n° 11, pp. 1403-1408.
- Jensen, R.H., Langlois, R.G., Bigbee, W.L., et coll., 1995: «Elevated frequency of glycophorin A mutations in erythrocytes from Chernobyl accident victims», *Radiation Research*, vol. 141, n° 2, pp. 129-135.
- Journal of Occupational Medicine (JOM)*, 1961: Special Supplement, vol. 3, n° 3.
- Kasakov, V.S., Demidchik, E.P. et Astakhova, L.N., 1992: «Thyroid cancer after Chernobyl», *Nature*, vol. 359, n° 6390, p. 21.
- Kerber, R.A., Till, J.E., Simon, S.L., Lyon, J.L., Thomas, D.C., Preston-Martin, S., Rallison, M.L., Lloyd, R.D. et Stevens W., 1993: «A cohort study of thyroid disease in relation to fallout from nuclear weapons testing», *Journal of the American Medical Association*, vol. 270, n° 17, pp. 2076-2082.
- Kinlen, L.J., 1988: «Evidence for an infective cause of childhood leukaemia: Comparison of a Scottish new town with nuclear reprocessing sites in Britain», *The Lancet*, vol. 2, n° 8624, pp. 1323-1327.
- Kinlen, L.J., Clarke, K. et Balkwill, A., 1993: «Paternal preconceptional radiation exposure in the nuclear industry and leukaemia and non-Hodgkin's lymphoma in young people in Scotland», *British Medical Journal*, vol. 306, n° 6886, pp. 1153-1158.
- Lindell, B., 1968: «Occupational hazards in X-ray analytical work», *Health Physics*, vol. 15, n° 6, pp. 481-486.
- Little, M.P., Charles, M.W. et Wakeford, R., 1995: «A review of the risks of leukemia in relation to parental pre-conception exposure to radiation», *ibid.*, vol. 68, n° 3, pp. 299-310.
- Lloyd, D.C. et Purrott, R.J., 1981: «Chromosome aberration analysis in radiological protection dosimetry», *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 1, n° 1, pp. 19-28.
- Lubnan, J.O., Davis, J., McDonald, D. et Gerusky, T., 1967: *Analytical X-Ray Hazards: A Continuing Problem*. Paper presented at the 12th annual meeting of the Health Physics Society (Washington, DC, Health Physics Society).
- Lubin, J.H., Boice, J.D., Jr. Edling, C. et coll., 1994: *Lung Cancer Following Radon Exposure Among Underground Miners: A Joint Analysis of 11 Studies*, NIH Publication No. 94-3644 (Washington, DC, US Government Printing Office).
- Lushbaugh, C.C., Fry, S.A. et Ricks, R.C., 1987: «Nuclear reactor accidents: Preparedness and consequences», *British Journal of Radiology*, vol. 60, pp. 1159-1183.
- McLaughlin, J.R., Clarke, E.A., Nishri, E.D. et Anderson, T.W., 1993: «Childhood leukemia in the vicinity of Canadian nuclear facilities», *Cancer Causes and Control*, vol. 4, n° 1, pp. 51-58.
- Mettler, F.A., Jr. et Upton, A.C., 1995: *Medical Effects of Ionizing Radiation* (New York, Grune and Stratton).
- Mettler, F.A., Jr., Williamson, M.R., Royal, H.D., et coll., 1992: «Thyroid nodules in the population living around Chernobyl», *Journal of the American Medical Association*, vol. 268, n° 5, pp. 616-619.
- National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP), 1987: *Radiation Exposure of the United States Population from Consumer Products and Miscellaneous Sources*, Report No. 95 (Bethesda, Maryland).
- National Institutes of Health (NIH), 1985: *Report of the National Institutes of Health Ad Hoc Working Group to Develop Radioepidemiological Tables*. NIH Publication No. 85-2748 (Washington, DC, US Government Printing Office).
- Neel, J.V., Schull, W.J., Awa, A.A. et coll., 1990: «The children of parents exposed to atomic bombs: Estimates of the genetic doubling dose of radiation for humans», *American Journal of Human Genetics*, vol. 46, n° 6, pp. 1053-1072.
- Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1980: *Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plants*, Document No. NUREG 0654/FEMA-REP-1 (Rev. 1) (Washington, DC).
- 1983: «Instrumentation for light-water-cooled nuclear power plants to assess plant and environs conditions during and after an accident», *NRC Regulatory Guide 1.97* (Rev. 3) (Washington, DC).
- Otake, M., Yoshimaru, H. et Schull, W.J., 1987: «Severe mental retardation among the prenatally exposed survivors of the atomic bombing of Hiroshima and Nagasaki: A comparison of T65DR and DS86 dosimetry systems», *Radiation Effects Research Foundation Technical Report*, No. 16-87 (Hiroshima, RERF).
- Prisyazhiuk, A., Pjatak, O.A., Buzanov, V.A., et coll., 1991: «Cancer in the Ukraine, post-Chernobyl», *The Lancet*, vol. 338, n° 8778, pp. 1334-1335.
- Robbins, J. et Adams, W., 1989: «Radiation effects in the Marshall Islands», dans S. Nagataki (directeur de publication): *Radiation and the Thyroid* (Tokyo, Excerpta Medica).
- Rubin, P. et Casarett, G.W., 1972: «A direction for clinical radiation pathology: The tolerance dose», dans J.M. Vaeth (directeur de publication): *Frontiers of Radiation Therapy and Oncology* (Bâle, Karger; Baltimore, University Park Press).
- Schaeffer, N.M., 1973: *Reactor Shielding for Nuclear Engineers*. Report No. TID-25951 (Springfield, Virginie, National Technical Information Services).
- Shapiro, J., 1972: *Radiation Protection: A Guide for Scientists and Physicians* (Cambridge, Massachusetts, Harvard University Press).
- Stannard, J.N., 1988: *Radioactivity and Health: A History*, US Department of Energy Report, DOE/RL/01830-T59 (Washington, DC, National Technical Information Services, US Department of Energy).
- Stevens, W., Thomas D.C., Lyon, J.L. et coll., 1990: «Leukemia in Utah and radioactive fallout from the Nevada test site. A case-control study», *Journal of the American Medical Association*, vol. 264, n° 5, pp. 585-591.

- Stone, R.S., 1959: «Maximum permissible exposure standards», dans B.P. Sonnenblick (directeur de publication): *Protection in Diagnostic Radiology* (New Brunswick, Rutgers University Press).
- United States Atomic Energy Commission (USAEC), 1957: «The windscale reactor incidents», dans *Accident Information Bulletin*, No. 73 (Washington, DC).
- 1961: *Investigation Board Report on the SL-1 Accident* (Washington, DC, NRC).
- United States Code of Federal Regulations (USCFR), 1990: *Licenses for Radiography and Radiation Safety Requirements for Radiographic Operations* (Washington, DC, US Government).
- United States Department of Energy (USDOE), 1987: *Health and Environmental Consequences of the Chernobyl Nuclear Power Plant Accident*, DOE/ER-0332 (Washington, DC).
- Upton, A.C., 1986: «Historical perspectives on radiation carcinogenesis», dans A.C. Upton, R.E. Albert, F.J. Burns et R.E. Shore (directeurs de publication): *Radiation Carcinogenesis* (New York, Elsevier).
- 1996: «Radiologic Sciences», dans R. Detels, W. Holland, J. McEwen et G. Omenn (directeurs de publication): *The Oxford Textbook of Public Health* (New York, Oxford University Press), 3<sup>e</sup> édition.
- Wakeford, R., Tawn, E.J., McElvenny, D.M., Scott, L.E., Binks, K., Parker, L., Dickinson, H., Smith, H. et Smith, J., 1994a: «The descriptive statistics and health implications of occupational radiation doses received by men at the Sellafield nuclear installation before the conception of their children», *Journal of Radiological Protection*, vol. 14, pp. 3-16.
- Wakeford, R., Tawn, E.J., McElvenny, D.M., Binks, K., Scott, L.E. et Parker, L., 1994b: «The Seascale childhood leukaemia cases – the mutation rates implied by paternal preconceptional radiation doses», pp. 17-24.
- Ward, J.F., 1988: «DNA damage produced by ionizing radiation in mammalian cells: Identities, mechanisms of formation, and reparability», *Progress in Nucleic Acid Research and Molecular Biology*, vol. 35, pp. 96-128.
- Yoshimoto, Y., Neel, J.V., Schull, W.J., Kato, H., Soda, M., Eto, R. et Mabuchi, K., 1990: «Malignant tumors during the first two decades of life in the offspring of atomic bomb survivors», *American Journal of Human Genetics*, vol. 46, n° 6, pp. 1041-1052.
- Références complémentaires**
- Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), 1963: *A Basic Toxicity Classification of Radionuclides*, Technical Report Series No. 15 (Vienne).
- 1965: «Personnel dosimetry for radiation accidents», *International Atomic Energy Agency Symposium* (Vienne).
- 1973: *Radioactive Contaminants of the Environment* (Vienne).
- 1979: *Radiological Surveillance of Airborne Contaminants in the Working Environment*, AIEA Safety Series No. 49 (Vienne).
- 1986: *Principles for Limiting Releases of Radioactive Effluent into the Environment*, *ibid.*, No. 77 (Vienne).
- American National Standards Institute (ANSI), 1993: *American National Standards for General Radiation Safety—installations Using Non-medical X-Ray and Sealed Gamma-ray Sources, Energies Up to 10 MeV* (New York).
- Cember, H., 1996: *Introduction to Health Physics* (New York, McGraw Hill).
- Commission internationale de protection radiologiques (CIPR), 1982: «Protection against ionizing radiation from external sources used in medicine», *Annals of the ICRP*, vol. 9, n° 1.
- 1987: «Data for use in protection against external radiation», *ibid.*, vol. 17, n° 2-3.
- Commission internationale des unités et mesures radiologiques (ICRU), 1971: *Radiation protection instrumentation and its application*, Report No. 20 (Vienne).
- Eisenbud, M., 1987: *Environmental Radioactivity* (New York, Academic Press).
- Environmental Protection Agency (EPA), 1978: *Protective Action Evaluation. Part 1: The Effectiveness of Sheltering as a Protective Action Against Nuclear Accidents Involving Gaseous Releases* (Washington, DC).
- 1991: *Manual of Protective Action Guide and Protective Actions for Nuclear Incidents*, Document No. EPA-400-R-92.001 (Washington, DC).
- Federal Emergency Management Agency (FEMA), 1980: *Guidance on Off-site Emergency Radiation Measurement Systems. Phase 1: Airborne Releases*, Document No. FEMA-REP-2 (Washington, DC).
- Goldbud et Jones, 1965: *Radiological Monitoring in the Environment* (New York, Pergamon).
- Institut national de recherche et de sécurité (INRS), 1989: *Aide-mémoire de radio-protection* (Paris).
- Lubin, J.H., 1994: «Invited commentary: Lung cancer and exposure to residential radon», *American Journal of Epidemiology*, vol. 140, n° 4, pp. 323-332.
- National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP), 1964: *Safe Handling of Radioactive Materials*, Report No. 30 (Bethesda, Maryland).
- 1976: *Structural Shielding Design and Evaluation for Medical Use of X-Rays and Gamma-Rays Up to 10 MeV*, Report No. 49 (Bethesda, Maryland).
- 1978: *Instrumentation and Monitoring Methods for Radiation Protection*, Report No. 57 (Bethesda, Maryland).
- 1984: *A Handbook of Radioactivity Measurements Procedures*, Report No. 58, 2nd ed. (Bethesda, Maryland).
- Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1978: *Planning Basis for the Development of State and Local Government Radiological Emergency Response Plans in Support of Light Water Nuclear Power Plants*, Document No. NUREG-0396 (Washington, DC).
- 1979: *Radiological Emergency Response Planning. Handbook for Federal Assistance to State and Local Governments*, Document No. NUREG-93 (Washington, DC).
- 1980a: *Analysis of Techniques for Estimating Evacuation Times for Emergency Planning Zones*, Document No. NUREG/CR-1745 (Washington, DC).
- 1980b: *Report to Congress: Nuclear Regulatory Commission Incident Response Plan*, Document No. NUREG-728 (Washington, DC).
- 1981: *Emergency Planning and Preparedness for Nuclear Power Reactors*, Regulatory Guide 1.101 (Washington, DC).
- 1983a: *Emergency Planning for Research and Test Reactors*, Regulatory Guide 2.006 (Washington, DC).
- 1983b: *Instrumentation for Light-water-cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant and Environs Conditions During and After Accident*, Regulatory Guide 1.97 (Washington, DC).
- Reinig, W.C., 1970: *Environmental Surveillance in the Vicinity of Nuclear Facilities. HP Symposium Proceedings* (Springfield, Illinois, Charles C. Thomas).
- United States Code of Federal Regulations (CFR), 1978: *Potassium Iodine as a Thyroid-blocking Agent in a Radiation Emergency*, Document No. 43FR58789 (Washington, DC).
- 1979: *Development Plan—insurance of Protective Action Guides for Airborne Releases of Radioactivity as Federal Guidance*, Document No. 44FR75344 (Washington, DC).
- 1980a: *Emergency Planning*, Doc. No. 45FR55402 (Washington, DC).
- 1980b: *National Radiological Emergency Preparedness/Response Plan for Commercial Nuclear Power Plant Accident (Master Plan)*, Document No. 45FR84910 (Washington, DC).
- 1988: *Emergency Planning and Preparedness for Production and Utilization Facilities*, Title 10, Part 50, Appendix E (Washington, DC, US Government).