

Gestion des déchets radioactifs

ISBN 92-64-02308-9

Libération des sites des installations nucléaires

Rapport de synthèse

© OCDE 2006
NEA n° 6188

AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE
ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

L'OCDE est un forum unique en son genre où les gouvernements de 30 démocraties œuvrent ensemble pour relever les défis économiques, sociaux et environnementaux que pose la mondialisation. L'OCDE est aussi à l'avant-garde des efforts entrepris pour comprendre les évolutions du monde actuel et les préoccupations qu'elles font naître. Elle aide les gouvernements à faire face à des situations nouvelles en examinant des thèmes tels que le gouvernement d'entreprise, l'économie de l'information et les défis posés par le vieillissement de la population. L'Organisation offre aux gouvernements un cadre leur permettant de comparer leurs expériences en matière de politiques, de chercher des réponses à des problèmes communs, d'identifier les bonnes pratiques et de travailler à la coordination des politiques nationales et internationales.

Les pays membres de l'OCDE sont : l'Allemagne, l'Australie, l'Autriche, la Belgique, le Canada, la Corée, le Danemark, l'Espagne, les États-Unis, la Finlande, la France, la Grèce, la Hongrie, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Japon, le Luxembourg, le Mexique, la Norvège, la Nouvelle-Zélande, les Pays-Bas, la Pologne, le Portugal, la République slovaque, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse et la Turquie. La Commission des Communautés européennes participe aux travaux de l'OCDE.

Les Éditions de l'OCDE assurent une large diffusion aux travaux de l'Organisation. Ces derniers comprennent les résultats de l'activité de collecte de statistiques, les travaux de recherche menés sur des questions économiques, sociales et environnementales, ainsi que les conventions, les principes directeurs et les modèles développés par les pays membres.

Cet ouvrage est publié sous la responsabilité du Secrétaire général de l'OCDE. Les opinions et les interprétations exprimées ne reflètent pas nécessairement les vues de l'OCDE ou des gouvernements de ses pays membres.

L'AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

L'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) a été créée le 1^{er} février 1958 sous le nom d'Agence européenne pour l'énergie nucléaire de l'OECE. Elle a pris sa dénomination actuelle le 20 avril 1972, lorsque le Japon est devenu son premier pays membre de plein exercice non européen. L'Agence compte actuellement 28 pays membres de l'OCDE : l'Allemagne, l'Australie, l'Autriche, la Belgique, le Canada, le Danemark, l'Espagne, les États-Unis, la Finlande, la France, la Grèce, la Hongrie, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Japon, le Luxembourg, le Mexique, la Norvège, les Pays-Bas, le Portugal, la République de Corée, la République slovaque, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse et la Turquie. La Commission des Communautés européennes participe également à ses travaux.

La mission de l'AEN est :

- d'aider ses pays membres à maintenir et à approfondir, par l'intermédiaire de la coopération internationale, les bases scientifiques, technologiques et juridiques indispensables à une utilisation sûre, respectueuse de l'environnement et économique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques ; et
- de fournir des évaluations faisant autorité et de dégager des convergences de vues sur des questions importantes qui serviront aux gouvernements à définir leur politique nucléaire, et contribueront aux analyses plus générales des politiques réalisées par l'OCDE concernant des aspects tels que l'énergie et le développement durable.

Les domaines de compétence de l'AEN comprennent la sûreté nucléaire et le régime des autorisations, la gestion des déchets radioactifs, la radioprotection, les sciences nucléaires, les aspects économiques et technologiques du cycle du combustible, le droit et la responsabilité nucléaires et l'information du public. La Banque de données de l'AEN procure aux pays participants des services scientifiques concernant les données nucléaires et les programmes de calcul.

Pour ces activités, ainsi que pour d'autres travaux connexes, l'AEN collabore étroitement avec l'Agence internationale de l'énergie atomique à Vienne, avec laquelle un Accord de coopération est en vigueur, ainsi qu'avec d'autres organisations internationales opérant dans le domaine de l'énergie nucléaire.

© OCDE 2006

Toute reproduction, copie, transmission ou traduction de cette publication doit faire l'objet d'une autorisation écrite. Les demandes doivent être adressées aux Éditions de l'OCDE rights@oecd.org ou par fax (+33-1) 45 24 13 91. Les demandes d'autorisation de photocopie partielle doivent être adressées directement au Centre français d'exploitation du droit de copie, 20 rue des Grands Augustins, 75006 Paris, France (contact@cfcopies.com).

AVANT-PROPOS

Le Groupe de travail de l'AEN sur le déclassé et le démanté (WPDD) réunit des spécialistes issus d'organismes nationaux qui possédent une vue d'ensemble des questions de déclassé et de démanté grâce à leurs différentes positions en qualité d'autorités de sùreté, de gestionnaires de déchets, de démanteleurs, de chercheurs ou de décideurs. Le WPDD s'intéresse et présente les conceptions actuelles des pays membres de l'AEN auxquels il prête son concours afin d'améliorer la visibilité générale du déclassé, une activité qui mobilise de plus en plus l'attention.

Le WPDD examine périodiquement les aspects réglementaires, stratégiques et pratiques du démanté des installations nucléaires qui sont mises à l'arrêt dans le but de procéder à terme à la libération de ces installations et de leurs sites. Il s'agit de faire ressortir de cet examen les similitudes et les différences dans le domaine du démanté au niveau international et de dégager des grandes lignes communes permettant de progresser.

Ces aspects de la libération ont fait l'objet d'une première session thématique consacrée à la gestion des matériaux, qui s'est tenue du 5 au 7 décembre 2001 à Paris. Au mois de juin 2002, le WPDD a organisé, à Karlsruhe, en Allemagne, une deuxième session sur le thème de la libération et de la réutilisation des bâtiments et des sites. En 2003, un questionnaire a été diffusé aux responsables des projets de démanté de centrales nucléaires dans les pays membres de l'OCDE/AEN afin de recueillir des données et informations sur cette forme relativement nouvelle de levée des contrôles radiologiques, de façon à recenser les critères de dose et de libération employés et à déterminer les techniques de mesure qui sont privilégiées pour vérifier que ces critères sont respectés.

Lors de sa réunion du mois de novembre 2003, le WPDD a créé un Groupe de travail avec la mission d'établir un rapport de synthèse sur la libération des sites en s'appuyant sur les informations réunies à l'occasion de ces sessions et sur les réponses au questionnaire. Ce rapport a été soumis au WPDD lors de sa réunion de novembre 2005 et approuvé pour publication au printemps 2006.

Les rapports de synthèse du WPDD sont destinés à résumer l'expérience et les connaissances actuelles sur un sujet donné afin de fournir des informations concises et analysées à ceux qui souhaitent se faire rapidement une idée sur un sujet sans avoir à lire un grand nombre de documents spécialisés de conférences, de séminaires et d'autres réunions. Ces rapports de synthèse ne sont pas destinés exclusivement aux experts du démantèlement tels que les autorités de sûreté, les gestionnaires et les chercheurs, mais aussi à tous ceux qui s'intéressent au sujet, notamment les politiciens, les décideurs et le grand public.

TABLE DES MATIÈRES

Avant-propos	3
1. Résumé des principaux enseignements	7
2. Introduction	9
3. Principes de base de la libération des sites	11
3.1 Généralités	11
3.2 Les concepts radiologiques de libération.....	12
3.3 Optimisation de la libération des sites	14
4. Calcul des seuils de libération	15
4.1 Modélisation radiologique	15
4.2 Libération inconditionnelle du site versus libération conditionnelle (avec servitudes)	17
4.3 Libération partielle versus libération totale du site.....	19
4.4 Nécessité d'une harmonisation au plan international	20
5. Pratique de libération des sites	21
5.1 Planification du bilan radiologique final et zonage du site	21
5.2 Détermination des spectres types.....	23
5.3 Prise en compte du bruit de fond naturel de la radioactivité.....	23
5.4 Techniques de mesure.....	23
5.5 Critères statistiques et évaluation des données	27
6. Sites ayant une contamination souterraine	29
7. Conclusions	31
8. Références	33

1. RÉSUMÉ DES PRINCIPAUX ENSEIGNEMENTS

Le lecteur trouvera ci-dessous un récapitulatif des principaux enseignements tirés du présent rapport concernant la libération des sites d'installations nucléaires :

- **La libération des sites constitue l'une des dernières étapes du déclassement des installations nucléaires mais, à ce jour, peu d'installations sont parvenues à ce stade.**

La libération des sites n'a été pratiquée pour le moment que dans un nombre limité de projets de démantèlement. L'expérience que l'on en possède est donc plus restreinte que celle de la libération des matériaux et des bâtiments. La plupart des projets de démantèlement ne sont pas encore à la veille de la libération du site, et les sites sont ou seront souvent réutilisés pour des activités nucléaires. Seuls les pays qui ont achevé plusieurs projets de déclassement possèdent une pratique au point de la libération des sites.

- **L'autorité compétente du pays où doit avoir lieu la libération des sites a besoin, pour prendre sa décision, d'un critère de dose adapté.**

Plusieurs pays ont « libéré » des sites sur la base de critères de doses différents allant de la dose négligeable ($\sim 10 \mu\text{Sv}/\text{an}$) jusqu'à un pourcentage plus important de la limite de dose individuelle de $1 \text{ mSv}/\text{an}$ (~ 100 à $300 \mu\text{Sv}/\text{an}$). Différents modèles ont été utilisés pour définir des critères de libération. La modélisation tient compte de toutes les voies d'exposition possibles, c'est-à-dire l'irradiation externe, l'inhalation (poussière), l'ingestion directe et secondaire (sol, eau, alimentation) et d'autres voies encore le cas échéant. Pour les sites, il paraît nettement moins important d'harmoniser au niveau international les critères et méthodes de libération que pour les matières car la libération des sites n'a pas de répercussion sur les échanges internationaux.

- **Il convient d'établir un plan pour la libération et le bilan radiologique final du site bien avant la réalisation des mesures**

Ce plan doit mettre en évidence la façon dont on vérifiera que le site est conforme aux critères de libération. Il devra prévoir l'identification des contaminants radiologiques, la classification des zones touchées (zonage), préciser les méthodes et critères de performance employés pour réaliser le bilan et définir le nombre et l'emplacement des mesures ou des prélèvements d'échantillons. On ne négligera pas non plus de soustraire la radioactivité naturelle étant donné que le sol peut contenir des quantités non négligeables de radionucléides appartenant aux chaînes de décroissance de l'uranium naturel et du thorium, ainsi que du ⁴⁰K.

- **Il existe des techniques appropriées de mesure qui peuvent être employées en conjonction avec des méthodes statistiques.**

Parmi les techniques adaptées, on retiendra : la spectrométrie gamma *in situ*, les contaminamètres (pour des surfaces non poreuses), les mesures de débits de dose ou la méthode coïncidence cobalt, ainsi que le prélèvement d'échantillons combiné à des mesures de laboratoire. Ces mesures sont faciles à réaliser si l'on est en présence d'une quantité importante de nucléides émetteurs gamma dans le spectre type, mais elles nécessiteront un effort bien plus important s'il existe des émetteurs alpha ou d'autres nucléides difficiles à mesurer. La moyenne des mesures est généralement calculée sur des surfaces de l'ordre de 10 m² à 100 m².

- **La contamination du sous-sol doit être prise en compte pour la libération des sites.**

Les critères de libération et les méthodes adoptées pour le bilan radiologique sont en général conçus pour une radioactivité résiduelle superficielle (c'est-à-dire située dans les 5-15 cm supérieurs du sol). Si des quantités non négligeables de radioactivité résiduelle ont pénétré à une profondeur supérieure, il conviendra d'en tenir compte en effectuant la modélisation radiologique et en planifiant le bilan radiologique final.

2. INTRODUCTION

La libération des sites d'installations nucléaires des contrôles radiologiques est généralement l'une des dernières étapes de la phase de déclasserment. Seul un petit nombre de projets l'ont pratiquée de sorte que l'expérience globale sur le sujet est plus limitée que dans le cas de la libération des matériaux et des bâtiments. À cela deux raisons, la plupart des projets ne sont pas à la veille d'une libération, et les sites sont ou seront réutilisés pour des nouvelles activités nucléaires.

Par conséquent, cet avis établi par le WPDD de l'OCDE/AEN pourrait intéresser plusieurs projets de déclasserment ayant entrepris ou étant sur le point de planifier la libération de sites. Le rapport intitulé « *Release of Sites of Nuclear Installations – Evaluation of a Questionnaire Issued by the WPDD of the OECD/NEA and Other Background Information* » [1] contient des informations techniques. Toutefois, on aurait besoin aujourd'hui de consignes plus générales établies par le WPDD.

Ce document s'organise comme suit :

- Le chapitre 3 est consacré aux aspects fondamentaux à prendre en compte lors de la décision de libérer un site. Il définit le concept de libération lorsqu'il s'applique aux matières et bâtiments et aux sites.
- Le chapitre 4 contient des conseils relatifs à la définition des critères de libération.
- Le chapitre 5 décrit certains aspects de la libération des sites dans la pratique, à savoir la détermination des spectres types, les techniques de mesures, les méthodes permettant d'effectuer les mesures sur des surfaces très importantes comme les évaluations statistiques, et comment déduire le bruit de fond naturel de radioactivité, etc.
- Le chapitre 6 aborde la question de la contamination souterraine.
- Le chapitre 7 est consacré aux conclusions.

Dans un souci de simplification, le terme « site » désignera par la suite tout site d'installation nucléaire ou tout lieu où a été exercé une activité soumise à autorisation utilisant des radionucléides.

3. PRINCIPES DE BASE DE LA LIBÉRATION DES SITES

3.1 Généralités

Les autorités de contrôle peuvent dispenser de contrôle réglementaire des sites d'installations nucléaires ou des lieux où a été exercée une activité soumise à autorisation utilisant des radionucléides. Cette libération est assujettie à la démonstration de l'absence sur le site de radioactivité résiduelle dépassant les seuils de libération. En principe, cette démonstration s'effectue :

- par des mesures sur le site dont on prévoit la libération ;
- par une étude systématique et approfondie de l'histoire du site depuis ses origines, et ainsi de l'historique de la contamination du site, et par la démonstration de l'absence de contamination sur les périmètres du site dont on propose la libération ;
- par une combinaison de ces deux méthodes.

Pour les mesures de la contamination, certaines conditions doivent au préalable être satisfaites, à savoir :

- définition par le pays en question de critères de libération des sites nucléaires en général ou de critères spécifiques au site ;
- existence de méthodes de mesure destinées à démontrer que ces critères de libération sont respectés ;
- adoption de dispositions pour déduire ou tenir dûment compte des retombées et de la radioactivité naturelle qui pourraient être présentes sur le site ou pourraient se retrouver dans les matériaux présents sur le site ;
- adoption de dispositions pour réaliser les mesures sur une superficie étendue ;
- établissement d'un programme adapté de réalisation et de vérification de ces mesures.

Par ailleurs, l'autorité compétence du pays où est proposée la libération des sites doit décider du critère de dose qui sera utilisé. Cette décision étant un

aspect fondamental de toute la démarche de libération des sites, la discussion qui suit sur les différentes formes de libération sera systématiquement rapportée aux critères dosimétriques applicables dans chaque cas.

3.2 Les concepts radiologiques de libération

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a défini divers concepts de libération des matériaux et des sites de tout contrôle réglementaire. Dans le contexte de ce rapport, ces divers concepts s'appliqueront.

3.2.1 Libération des matériaux définie dans les Normes fondamentales internationales de l'AIEA [2] et dans le Guide de sûreté RS-G-1.7 de l'AIEA [3]

Les Normes fondamentales internationales [2] donnent une définition générale de la libération, à savoir :

« Soustraction de matières radioactives ou d'objets radioactifs associés à des pratiques autorisées à tout contrôle ultérieur de l'Organisme de réglementation. »

Le guide de sûreté RS-G-1.7 [3] le définit ainsi :

« La libération est définie comme la soustraction de matières radioactives ou d'objets radioactifs associés à des pratiques autorisées à tout contrôle ultérieur de l'Organisme de réglementation. En outre, les normes fondamentales précisent que les seuils de libération « prennent en compte les critères d'exemption spécifiés par l'appendice complémentaire I ou définis par l'Organisme de réglementation ». Une note en bas de page indique que « Dans le cas de la libération en vrac dont les activités massiques sont inférieures aux niveaux d'exemption indicatifs spécifiés dans le tableau I-1 de l'appendice complémentaire I, l'Organisme de réglementation pourra devoir examiner la question de manière plus approfondie ».

En résumé, les normes fondamentales (BSS) proposent des critères radiologiques utilisables pour définir les seuils de libération, mais elles ne contiennent pas de consignes quantitatives concernant ces seuils. Les valeurs des concentrations d'activité proposées pour l'exemption de matériaux en vrac dans la section qui suit pourront également être employées par les autorités de contrôle pour décider de libérer ces matériaux.

Par « ces seuils de libération prennent en compte les critères d'exemption spécifiés à l'appendice complémentaire I » les normes fondamentales (BSS) [2] signifient que :

- 1) les risques d'irradiation des individus imputables à la pratique ou à la source doivent être suffisamment faibles pour être jugés négligeables – ce que vient confirmer l'obligation de s'assurer que la dose efficace à laquelle tout membre du public peut être exposé en raison de la pratique ou de la source ne dépasse pas 10 μSv sur une année ;
- 2) l'impact radiologique collectif de la pratique ou de la source doit être suffisamment faible pour ne pas justifier un contrôle réglementaire dans les circonstances présentes ;
- 3) les pratiques et sources doivent être intrinsèquement sûres et la probabilité de scénarios susceptibles de provoquer un dépassement des limites de dose insignifiante.

En résumé, la libération des matériaux est subordonnée au fait que la dose efficace se maintienne dans la fourchette de 10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ à plusieurs dizaines $\mu\text{Sv}/\text{an}$.

3.2.2 Libération des sites – définition de l'AIEA

Il existe une différence entre les concepts radiologiques de libération des matériaux et des sites. Si, comme nous l'avons vu précédemment, il faut que les doses soient triviales pour que l'on puisse décréter la libération des matériaux, la libération des sites peut être associée à des doses individuelles plus élevées. Comme les matériaux peuvent faire l'objet d'un commerce, il leur faut respecter des critères de libération qui sont de l'ordre de 10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ [2]. Les terres elles, restent en place, et l'on peut acquérir une plus grande certitude concernant leurs usages potentiels que pour les matériaux lorsqu'ils seront affranchis de contrôles réglementaires. Par conséquent, il paraît raisonnable d'affecter une proportion plus importante de la limite de dose individuelle, à savoir de la contrainte de dose, à la libération des sites (de l'ordre de 100 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ à quelques centaines de $\mu\text{Sv}/\text{an}$) qu'à la libération des matériaux (de l'ordre 10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$) [4].

3.2.3 Différences entre la libération des sites et la libération des matériaux

La libération des sites et la libération des matériaux ou des bâtiments se distinguent essentiellement par le fait que ces derniers peuvent être déplacés (les bâtiments finissent un jour par être démolis), tandis que les premiers sont par nature fixes (il faut envisager la possibilité de prélever du sol sur un site, mais ce n'est pas un aspect primordial de la libération des sites). C'est pourquoi, il y a longtemps que la communauté internationale applique le concept de dose négligeable aux matériaux et bâtiments dans le respect du principe de précaution. En maintenant à des niveaux négligeables la dose potentielle

résultant de la libération des matériaux et des bâtiments, on exclut automatiquement la possibilité de voir un individu recevoir des doses significatives au cas où les matériaux « libérés » seraient, par inadvertance, utilisés à des fins différentes de celles adoptées comme hypothèse dans les modèles radiologiques.

Sur la question de savoir si l'on peut appliquer le même critère à la libération des terrains et à celle des matériaux (10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$) ou s'il faudrait prévoir davantage de souplesse, les opinions divergent, et les pays ont davantage de latitude. Certains d'entre eux utilisent des valeurs des doses pouvant atteindre 250 $\mu\text{Sv}/\text{an}$, d'autres préfèrent la dose de 100 $\mu\text{Sv}/\text{an}$; un petit nombre a même opté pour le chiffre de 10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ dans le cas de la libération des sites. Tout bien considéré, ces matières peuvent franchir les frontières, les sols non. Respecter dans tous les cas un critère de 10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ reviendrait à un gâchis. Il existe bien des installations qui pourraient facilement respecter un critère de 250 $\mu\text{Sv}/\text{an}$, tandis qu'assainir à des doses de 10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ exigerait un effort supplémentaire que ne justifierait pas toujours la réduction de la dose individuelle potentielle.

Le Forum des régulateurs du RWMC à l'AEN a diffusé un document réunissant les positions des autorités de contrôle nationales concernant la levée des contrôles réglementaires. Ce document contient une synthèse des points de vue nationaux dont la mise à jour remonte au mois d'avril 2004 [5].

3.3 Optimisation de la libération des sites

Pour la libération d'un site, on peut optimiser les critères de libération (dose efficace reçue par un membre du groupe critique) sous une contrainte de dose située entre quelques centaines de $\mu\text{Sv}/\text{an}$ (~ 100 à 300 $\mu\text{Sv}/\text{an}$) et une dose négligeable (~ 10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$). Il existe une borne inférieure au domaine d'optimisation de la libération du site qui avoisine une dizaine de $\mu\text{Sv}/\text{an}$ et en deçà de laquelle il est peu probable que d'importantes dépenses soient justifiées, du point de vue de la radioprotection, pour réduire le risque supplémentaire couru par un membre moyen du groupe critique des futurs occupants du site.

Les deux méthodes de détermination du critère de dose, à savoir une dose négligeable (~ 10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$) ou une proportion plus importante de la limite individuelle de dose (~ 100 à 300 $\mu\text{Sv}/\text{an}$) peuvent se justifier pour la libération des sites.

Par conséquent, il paraît prudent d'accorder aux pays cette souplesse en attendant que s'enrichisse notre expérience de la libération des sites. En effet, une démarche souple offre la possibilité d'appliquer le principe ALARA, ou principe d'optimisation, et d'exploiter au mieux les ressources disponibles.

4. CALCUL DES SEUILS DE LIBÉRATION

4.1 Modélisation radiologique

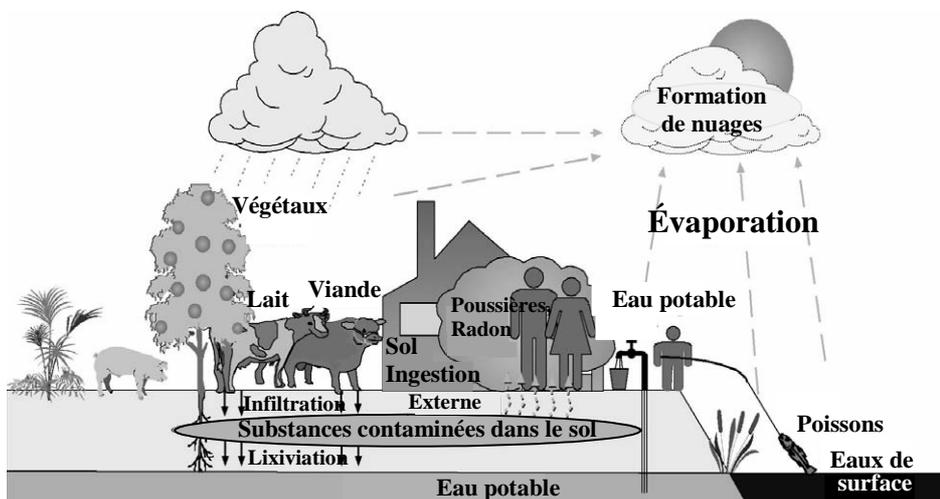
Les seuils de libération sont généralement calculés à l'aide de modèles radiologiques qui sont eux-mêmes des scénarios décrivant une multitude de situations et voies d'exposition. L'expérience de ces calculs s'est beaucoup enrichie au cours de ces dernières décennies.

En général, les voies et scénarios d'exposition radiologique ainsi que la combinaison de toutes ces voies et scénarios, à savoir le modèle radiologique, établissent un lien entre les doses hypothétiques reçues par des membres du public (y compris des travailleurs non affectés à des travaux sous rayonnements sur le site dont on envisage la libération) et la radioactivité qui pourrait subsister dans le sol ou sur le site. On distingue également les cas où l'évaluation est spécifique au site et les démarches générales, si le pays a établi des seuils de libération applicables à tous les sites sur son territoire :

- Les évaluations spécifiques au site seront en général centrées sur un petit nombre de voies et scénarios d'exposition adaptés aux conditions qui existent sur place. Ces modèles tiendront compte des particularités du site, comme sa taille, le spectre type, les renseignements que l'on possède sur l'usage futur du site, ainsi que les paramètres météorologiques, hydrologiques, entre autres, du site, etc.
- Les démarches générales, quant à elles, doivent pouvoir s'adapter à un plus grand nombre de sites différents dont les propriétés ne sont pas connues a priori et ne peuvent pas être entrées dans les modèles. Ces modèles doivent inclure toutes les voies et tous les scénarios d'exposition susceptibles de se rencontrer sur tous les sites du pays ou de la région auxquels s'appliqueront les seuils de libération calculés. Ces modèles seront donc, en général, plus pénalisants que les évaluations spécifiques.

Les modèles employés dans un certain nombre de pays contiennent généralement des scénarios prévoyant toutes les voies d'exposition. La figure 1 est une représentation de ces voies d'exposition.

Figure 1. Voies d'exposition employées dans le code RESRAD [6]



Les modèles radiologiques sont utilisés pour calculer les seuils de libération applicables à certains radionucléides qui sont, ou que l'on juge, pertinents pour les mesures. On trouvera sur le tableau 1 un exemple de seuils à proprement parler génériques établis en Allemagne et qui s'appliquent à n'importe quel site nucléaire et à des contaminations pouvant descendre à des profondeurs de 10 cm. Les voies et les scénarios d'exposition pris en compte pour les calculs sont proches de ceux représentés sur la figure 1. Le tableau 2 contient les valeurs générales établies aux États-Unis pour les sites conformément au document NUREG-1757 [7].

Tableau 1. Seuils de libération des sites prescrits dans la Strahlenschutzverordnung [8] – les valeurs s'appliquent au sol

Radionucléide	Seuil de libération [Bq/g]	Radionucléide	Seuil de libération [Bq/g]
^3H	3	^{137}Cs -	0.06
^{14}C	0.04	^{131}I	0.2
^{55}Fe	6	^{242}Pu	0.04
^{60}Co	0.03	^{241}Am	0.06

Les différences entre les seuils de libération présentés sur les tableaux 1 et 2 s'expliquent par les particularités des critères de libération dosimétriques utilisés en Allemagne (10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$) et aux États-Unis (250 $\mu\text{Sv}/\text{an}$).

Tableau 2. **Seuils de libération applicables aux sites américains (NUREG-1757)**

Radionucléide	Seuil de libération [Bq/g]	Radionucléide	Seuil de libération [Bq/g]
^3H	4.1	^{63}Ni	78
^{14}C	0.44	^{137}Cs	0.41
^{55}Fe	373	^{239}Pu	0.08
^{60}Co	0.14	^{241}Am	0.08

On notera que le code RESRAD [6] est devenu pratiquement la norme pour la libération des sites ces dernières années dans un certain nombre de pays en raison de la qualité de sa mise en œuvre, de ses descriptions et de l'assurance qualité. Ce dont témoigne le fait qu'il soit appliqué non seulement aux États-Unis, mais en Espagne et que nombre de responsables de projets de démantèlement qui se servent des résultats donnés par le code RESRAD pour vérifier leurs propres méthodes.

4.2 Libération inconditionnelle du site versus libération conditionnelle (avec servitudes)

Si la définition de seuils de libération généraux tels que présentés à la section 4.1 doit intégrer toutes les voies d'exposition radiologique susceptibles d'exister sur un site nucléaire dans un pays particulier et s'il faut dans ce cas ajuster les paramètres de manière à rester très prudents, la modélisation, lorsqu'elle s'applique à un site particulier, permet de tirer parti du fait que l'on peut déterminer plus précisément les conditions d'exposition propres à ce site. Par conséquent, dans les pays qui n'ont pas établi de seuils généraux de libération des sites, le calcul des seuils de libération sur des modèles particuliers à chaque site pourrait être très intéressant. Les tableaux 3 et 4 contiennent quelques seuils de libération calculés pour deux sites particuliers dans le cadre d'évaluations spécifiques.

Tableau 3. **Seuils de libération établis à l'aide du programme RESRAD [6] pour le site de Cintichem (États-Unis) – les valeurs s'appliquent au sol.**

Radionucléide	Seuil de libération [Bq/g]	Radionucléide	Seuil de libération [Bq/g]
⁵⁴ Mn	0.1	¹⁰⁹ Cd	2
⁵⁵ Fe	20,000	¹³⁴ Cs	0.07
⁶⁰ Co	0.03	¹³⁷ Cs	0.1
⁹⁰ Sr	0.6	¹⁵² Eu	0.07
⁹⁹ Tc	17	²³⁸ U	0.8
^{110m} Ag	0.03	²⁴¹ Pu	1

Tableau 4. **Seuils de libération proposés pour le site de la tranche 1 de la centrale de Vandellós (Espagne) – les valeurs s'appliquent au sol.**

Radionucléide	Seuil de libération [Bq/g]	Radionucléide	Seuil de libération [Bq/g]
³ H	125	¹²⁵ Sb	4.63
¹⁴ C	0.319	¹³⁴ Cs	0.938
⁵⁹ Ni	221	¹³⁷ Cs	0.327
⁶³ Ni	100	¹⁵² Eu	0.457
⁶⁰ Co	0.495	¹⁵⁴ Eu	1.01
⁹⁰ Sr (⁹⁰ Y)	0.152	²³⁹ Pu	0.843
⁹⁴ Nb	0.092	²⁴¹ Am	0.822

Si, pour calculer les seuils de libération d'un site particulier, on exclut certains scénarios, par exemple le transport des nucléides par les eaux souterraines et l'utilisation de cette eau pour la consommation humaine, comme le montre la figure 1, il convient de s'assurer que ces scénarios ne sont pas envisageables compte tenu de l'usage que l'on peut raisonnablement prévoir du site tant que la radioactivité résiduelle ne sera pas tombée à un niveau suffisamment faible. Si le site remplit les critères de libération appropriés compte tenu d'un éventail raisonnable d'utilisations possibles, il convient d'en prononcer la libération inconditionnelle, ce qui est l'option privilégiée. Au cas où ce ne serait pas possible, le site pourrait toujours, après réaménagement, faire l'objet d'une libération conditionnelle c'est-à-dire assortie de restrictions. Dans ce dernier cas, les restrictions de l'utilisation du site doivent être conçues et appliquées de manière à garantir le respect de la contrainte de dose le temps qu'elles sont nécessaires. Elles doivent permettre d'exclure ou d'éviter des voies d'exposition conduisant à des doses supérieures à la valeur de la

contrainte de dose. La libération conditionnelle des sites exige généralement une implication et un contrôle permanents de la part des institutions pour l'application des restrictions prévues.

Reste à savoir toutefois, en vertu de quelle réglementation la restriction s'appliquera. Il existe deux grandes possibilités :

1. L'utilisation conditionnelle du site après sa libération est placée sous la supervision de l'autorité nucléaire, c'est-à-dire l'organisme qui était auparavant en charge de l'installation nucléaire. Ce cas de figure signifie toutefois que le site continue d'être régi par un système d'autorisation nucléaire, ce qui pourrait compromettre des aménagements ultérieurs du site par le secteur industriel classique.
2. L'usage conditionnel du site est inscrit dans le registre foncier. Il reviendra alors aux autorités compétentes en matière d'urbanisme de veiller au respect des conditions d'exploitation prévues. C'est le régime de droit commun pour les biens immobiliers. Dans ce cas, il ne restera aux autorités nucléaires qu'à s'assurer que la restriction d'exploitation figure dans le registre foncier.

La décision de prononcer la libération conditionnelle est une décision particulière au site.

4.3 Libération partielle versus libération totale du site

Certains sites peuvent faire l'objet d'une libération progressive. En d'autres termes, on pourra prononcer la libération d'une partie substantielle du site avant de lever les contrôles institutionnels sur la totalité du site, par exemple, si l'on prévoit l'installation de nouvelles entreprises (non nucléaires) ou si l'on souhaite réduire la taille du site nucléaire soumis à autorisation. Cette situation peut se rencontrer sur un site à plusieurs tranches où l'on démantèle un réacteur jusqu'au retour à l'herbe tandis que les autres tranches restent en service ou sur un site nucléaire étendu dont certaines parties deviennent inutiles en raison du changement de programme nucléaire.

Par rapport à la libération d'un site entier, la modélisation radiologique effectuée en prévision de la libération d'une partie du site a ceci de particulier que la contamination résiduelle sur le site autorisé peut modifier la dose potentielle dans la partie qui fera l'objet de la libération. Il s'agit là d'un aspect à prendre en compte si l'on veut établir des scénarios raisonnables de libération partielle des sites.

4.4 Nécessité d'une harmonisation au plan international

L'harmonisation internationale présente toujours un grand intérêt dans la mesure où elle permet de rassurer le public quant aux normes de libération employées. Toutefois, pour les sites eux-mêmes, il est probable que l'harmonisation des critères de libération n'ait pas grande importance puisqu'il n'y a pas de commerce international à la clé, contrairement à ce qui se passe pour la libération des ferrailles ou des gravats.

Toutefois, pour l'acceptation du dossier de libération du site, il serait utile de bénéficier au moins de quelques lignes directrices des organisations internationales concernant la mise en œuvre de la modélisation. La Commission européenne a établi des recommandations pour la libération des ferrailles, des bâtiments et des gravats. Bien qu'un petit nombre seulement d'États membres les aient actuellement transposées en droit national, ces recommandations sont utilisées par d'autres pays également pour des comparaisons avec leurs méthodes nationales. Par conséquent, il serait peut être bon d'envisager de rédiger des recommandations internationales pour établir des normes minimales en matière de modélisation radiologique.

5. PRATIQUE DE LIBÉRATION DES SITES

5.1 Planification du bilan radiologique final et zonage du site

Lorsque la libération du site approche, il est indispensable d'établir un plan pour l'organiser de même que le bilan radiologique final. Ce plan doit expliquer comment il est prévu de vérifier la conformité du site aux critères de libération. À partir de la caractérisation du site, il doit identifier les contaminants radiologiques et classer les zones concernées en fonction de la probabilité d'y trouver de la radioactivité résiduelle. Ce plan doit également préciser les méthodes et critères de performance qui seront utilisés lors du bilan et définir le nombre et les emplacements des mesures ou des prélèvements d'échantillons indispensables pour s'assurer que les données recueillies suffiront à l'analyse statistique.

Lors de la planification de ce bilan radiologique, l'une des étapes les plus importantes consiste à classer l'intégralité du site en zones en fonction de leur historique d'exploitation et de la probabilité de contamination. Cette approche se justifie par la nécessité d'axer les efforts de décontamination et de mesure sur les parties qui sont le plus susceptibles d'être contaminées. Diverses formules de zonage ont été proposées dont celle qui suit, tirée des recommandations MARSSIM [4] et qui compatible avec diverses méthodes employées dans le cadre d'autres projets de libération.

Zones de classe 1 : zones qui, antérieurement aux travaux de réhabilitation étaient susceptibles de contamination radioactive (compte tenu de l'historique d'exploitation du site) ou qui sont manifestement contaminées (d'après de précédents bilans radiologiques) à des niveaux supérieurs aux critères de libération. Parmi les zones de classe 1, on peut citer : 1) les zones ayant déjà fait l'objet d'une réhabilitation, 2) les lieux de fuites ou déversements connus, 3) des anciens sites de dépôt ou d'enfouissement, 4) des sites d'entreposage de déchets et 5) des zones renfermant des blocs solides contaminés et des contaminants d'activité spécifique élevée.

Zones de classe 2 : zones qui sont ou étaient avant le réaménagement, susceptibles de contamination radioactive ou qui sont effectivement contaminées, sans toutefois dépasser les critères de libération. Pour justifier le

passage de la classe 1 à la classe 2, il convient de fournir des mesures permettant de déduire avec un degré de confiance élevé qu'aucune mesure individuelle ne dépassera les critères de libération. En fonction de considérations propres au site, il sera peut être également justifié pour d'autres raisons de reclasser une zone en classe 2. Parmi les zones qui seraient susceptibles d'être reclassées pour le bilan final, on retiendra 1) les lieux ayant renfermé des matériaux radioactifs sous forme non scellée, 2) les voies de transport susceptibles d'être contaminées, 3) les zones situées en aval des points de rejet des cheminées, 4) le haut des parois et les plafonds des bâtiments ou salles exposés à la radioactivité atmosphérique, 5) les zones où étaient manipulées des substances radioactives à de faibles concentrations et 6) les zones situées sur le périmètre d'anciennes zones contrôlées.

Zones de classe 3 : toutes les zones affectées qui ne sont pas susceptibles de renfermer de la radioactivité résiduelle si ce n'est à des niveaux représentant un faible pourcentage des critères de libération compte tenu de l'historique d'exploitation du site et des bilans radiologiques antérieurs. Parmi les zones susceptibles d'appartenir à la classe 3, on peut citer les zones limitrophes des zones de la classe 1 et de la classe 2 ainsi que les zones présentant une très faible probabilité de contamination résiduelle et sur lesquelles on dispose néanmoins de trop peu d'informations pour justifier leur classement parmi les zones non affectées.

Les zones de classe 1 sont les plus susceptibles d'être contaminées. C'est pourquoi, leur libération exige l'effort le plus important (plus grand nombre de points d'échantillonnage ou de mesure, etc.). Le tableau 5 récapitule la densité des mesures qui pourraient être nécessaires pour ces trois classes de zone.

Tableau 5. Nature du bilan recommandé en fonction de la zone (tiré de la référence [7])

Classification de la zone	Analyse de la surface	Échantillons de sol
Classe 1	100 %	Nombre d'observations dans les tests statistiques. Des mesures supplémentaires peuvent être nécessaires dans le cas des zones de petite taille situées en hauteur
Classe 2	10 à 100 % – systématique et subjective	Nombre d'observations dans les tests statistiques
Classe 3	subjective	Nombre d'observations dans les tests statistiques

5.2 Détermination des spectres types

Les radionucléides présents sur les surfaces du site ou dans la couche superficielle du sol doivent être mesurés, par exemple, par l'une des méthodes décrites à la section 5.4, si l'on veut prouver que les critères de libération décrits à la section 4 sont respectés. Si certaines techniques permettent effectivement d'identifier les radionucléides (par exemple, ^{60}Co , ^{137}Cs) grâce aux énergies gamma caractéristiques qu'ils émettent pendant leur décroissance, il reste un grand nombre de radionucléides dont il faut tenir compte et qui ne peuvent être identifiés *in situ*. En outre, vouloir déterminer la composition en nucléides de la contamination d'un site chaque fois que l'on effectue une mesure représente un énorme gaspillage.

C'est pourquoi l'on a recours au concept de spectre type. Les pourcentages d'activité des radionucléides qui sont ou pourraient être présents sur le site sont déterminés avant la réalisation des mesures. Le spectre type a pour objectif particulier de déterminer les ratios d'activité des radionucléides qui sont faciles à mesurer, comme le ^{60}Co ou le ^{137}Cs ainsi que ceux qui sont plus difficiles à mesurer comme les émetteurs alpha, les émetteurs bêta purs comme le ^{90}Sr , etc. Ces radionucléides faciles à mesurer sont souvent baptisés principaux radionucléides parce que c'est de leur activité qu'est déduite celle des autres nucléides.

Lorsque l'on établit un spectre type, c'est-à-dire l'activité en pourcentage de tous les radionucléides à prendre en compte sur le site particulier, des considérations radiologiques interviennent. Le spectre type doit être conçu de manière pénalisante, c'est-à-dire de façon à ne pas sous-estimer l'activité des nucléides qui ne sont pas mesurés directement.

5.3 Prise en compte du bruit de fond naturel de la radioactivité

Il importe de soustraire l'activité naturelle étant donné que le sol contient des quantités non négligeables de radionucléides appartenant aux chaînes de désintégration de l'uranium et du thorium ainsi que du ^{40}K . En outre, la terre a été exposée à des retombées que l'on peut également soustraire étant donné qu'elles ne résultent pas de la pratique menée sur le site.

5.4 Techniques de mesure

5.4.1 Présentation

Il existe un nombre considérable de techniques de mesure utilisables pour la libération des sites et dont on trouvera la description ci-dessous. Les seuils de

détection sont, pour bon nombre d'entre elles, suffisamment bas pour permettre des mesures à la fois rapides et significatives. On n'a donc pas besoin de techniques entièrement nouvelles même si, bien sûr, la recherche suit son chemin.

Les mesures effectuées en prévision de la libération des sites ne doivent pas nécessairement couvrir la superficie totale du site. Des considérations statistiques que l'on décrira à la section 5.5 permettent de définir une densité de mesure raisonnable. Cette densité dépendra également de la catégorie à laquelle appartient la zone en question comme nous l'avons vu à la section 5.1. Cette démarche peut s'appliquer à toutes les techniques de mesure décrites dans ce qui suit.

Il existe des techniques de mesure qui sont capables de détecter la contamination sur et dans les sols ou la couche superficielle du site et cela directement ou *in situ*, tandis que d'autres techniques reposent sur l'échantillonnage et l'évaluation des échantillons dans un laboratoire hors site. La plupart des techniques de mesure directe peuvent s'appliquer au cas où spectre type contient une quantité suffisante de radionucléides émetteurs gamma ou bêta. Dans les zones contenant une quantité substantielle d'émetteurs alpha ou d'autres radionucléides difficiles à mesurer ou qui ne peuvent être corrélés à un radionucléide qui, lui, est facile à mesurer, comme décrit à la section 5.2, le prélèvement d'échantillons sera éventuellement la seule méthode raisonnable.

5.4.2 Techniques de mesure directe

5.4.2.1 Spectrométrie gamma *in situ*

La spectrométrie gamma *in situ* est une technique de mesure non destructive qui permet de détecter les radionucléides émetteurs gamma sur des surfaces non poreuses ou dans la couche superficielle du sol, c'est-à-dire à une profondeur de moins de 10 cm, suivant les énergies gamma des radionucléides, leur distribution spatiale ainsi que d'autres facteurs. Cette technique de mesures sépare les rayonnements gamma en fonction de leur énergie et peut, par conséquent, être utilisée pour identifier les radionucléides présents. Elle peut servir également à détecter la radioactivité à travers des blindages.

La spectrométrie gamma *in situ* s'applique soit de la manière habituelle, c'est-à-dire sans collimateur, sans possibilité de résolution spatiale de la distribution d'activité, pour ne donner que la valeur intégrale de l'activité, ou avec collimateur c'est-à-dire utilisation de blindages adaptés pour arrêter le rayonnement en dehors de l'angle d'ouverture du collimateur, ce qui limite la surface de mesure à environ 1 mètre carré, suivant l'angle d'ouverture et la hauteur à laquelle le spectromètre est placé par rapport au niveau du sol.

5.4.2.2 *Mesure de l'activité gamma totale in situ*

La surface du site est parcourue par une sonde sensible aux radionucléides émetteurs gamma. La mesure des radionucléides émetteurs gamma est intégrale, c'est-à-dire qu'il n'est pas fait de distinction entre radionucléides. Les activités individuelles des radionucléides peuvent être calculées à partir de la mesure intégrale en appliquant les pourcentages donnés par le spectre type défini au préalable.

On procède à des mesures du rayonnement gamma total sur des sites où existent des radionucléides émetteurs gamma en quantité suffisante, si l'on connaît le spectre type et si la profondeur de pénétration n'est pas trop importante.

5.4.2.3 *Contaminamètres*

Les contaminamètres sont sensibles aux rayonnements bêta/gamma et alpha. Étant donné le parcours très court des particules bêta et extrêmement court des particules alpha dans l'air, il est essentiel que l'activité se trouve dans la couche superficielle. Cette méthode ne s'applique donc par conséquent qu'à des surfaces lisses, sèches et non poreuses et est généralement inadaptée aux sols nus.

5.4.2.4 *Autres techniques*

Il existe un éventail d'autres techniques qui vont de la mesure du débit de dose pour observer l'augmentation du débit de dose par rapport au fond naturel de rayonnement à la méthode coïncidence cobalt (CCM) qui n'est sensible pour ainsi dire qu'au seul ^{60}Co . Notre présentation est donc loin d'être complète, car il y a pour ainsi dire autant de techniques que de type de mesure.

5.4.3 *Techniques de mesure reposant sur le prélèvement d'échantillons*

Si les techniques que nous venons de décrire à la section 5.4.2 mesurent l'activité *in situ*, c'est-à-dire sur place, d'autres méthodes reposent sur le prélèvement d'échantillons et sur leur analyse dans un laboratoire, hors site. Ces méthodes sont particulièrement adaptées à la présence de radionucléides émetteurs alpha ou émetteurs bêta purs. On peut prélever également des échantillons pour valider les techniques de mesure décrites ci-dessus. L'effort considérable entrepris pour prélever et analyser les échantillons interdit une utilisation généralisée de cette méthode lorsqu'il est possible de recourir à des techniques de mesure directes.

Il existe une autre forme d'échantillonnage qui consiste à creuser le sol d'un site pour parvenir à des couches situées à la profondeur voulue et à mesurer le sol ainsi prélevé dans des installations particulières (chambres de mesure équipées de volumineux détecteurs proportionnels sensibles au rayonnement gamma). Si les prélèvements de sol ainsi effectués présentent une radioactivité inférieure aux seuils établis, on pourra les considérer comme conformes aux critères de libération et les remettre en place en supposant que le sol en fond de fouille présente des concentrations d'activité encore moindres. En revanche, si la radioactivité de ces prélèvements dépasse les seuils fixés, le sol ne sera pas remis en place. Il s'agit là d'un procédé qui a fait ses preuves dans des zones de taille moyenne sur des sites d'installations du cycle du combustible principalement.

5.4.4 Calcul des moyennes

Lorsque l'on mesure l'activité dans une zone, il convient de savoir à quelle surface se rapporte la mesure. Une mesure par spectromètre gamma collimaté *in situ* s'applique normalement à une surface d'environ un mètre carré. Par conséquent, les mesures effectuées par cette technique donneront une indication de la variation des niveaux d'activité d'un mètre carré à l'autre. Il n'est toutefois pas nécessaire de connaître les variations qui interviennent à cette échelle. Les évaluations radiologiques effectuées en prévision de la libération des sites montrent qu'il suffit de connaître les concentrations d'activité moyennes sur des superficies bien plus importantes. C'est pourquoi, on a introduit la notion moyenne par unité de surface.

Avec les techniques de mesure décrites ci-dessus, on calcule la moyenne sur des surfaces relativement importantes (de 100 à 10 000 m²) qui conviennent par conséquent pour la libération des sites. C'est ce qu'ont démontré plusieurs pays qui ont introduit dans leur législation nationale ces surfaces de référence (par exemple, l'Allemagne). Ces surfaces sont particulièrement adaptées à la spectrométrie gamma *in situ* combinée à des méthodes statistiques.

Le calcul de la moyenne sur des surfaces importantes suppose que l'activité est répartie de façon suffisamment homogène. Si l'on soupçonne la présence de points chauds, c'est-à-dire de particules fortement radioactives sur le site, il convient de sélectionner une surface de référence plus petite.

5.4.5 Perspectives de progrès

En raison de la complexité des procédés de mesure et de l'évaluation statistique, il serait également raisonnable d'établir des normes internationales pour l'application de ces techniques. Les normes internationales définies pour

des techniques de mesure analogues, par exemple la norme ISO 7503 sur l'évaluation de la contamination de surface, ont favorisé l'harmonisation des mesures dans la pratique et marqué de leur empreinte les projets nationaux de normalisation.

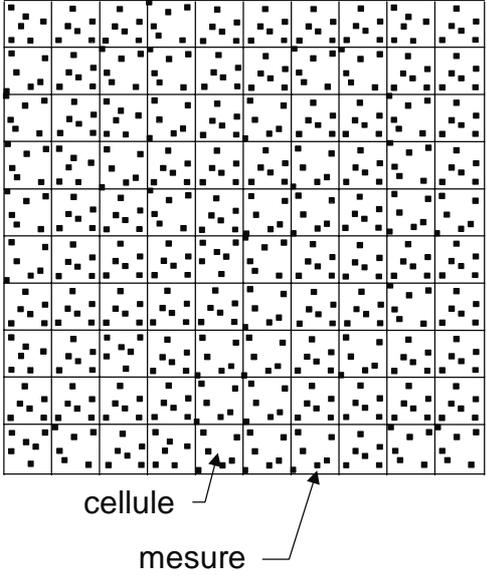
5.5 Critères statistiques et évaluation des données

Comme il n'est pas souhaitable d'effectuer des mesures sur l'intégralité de la surface du site dont la libération va être prononcée, on a besoin de définir des critères statistiques pour déterminer le pourcentage de la surface qu'il faut mesurer et la fiabilité des résultats ainsi obtenus. Ces évaluations statistiques dépendent de nombreux facteurs, tels que la technique de mesure, la probabilité de contamination, le niveau de confiance souhaité, etc. Diverses méthodes ont été employées pour calculer les densités de mesure appropriées à la libération des divers sites dont certaines sont de simples considérations statistiques et d'autres des démarches raffinées et itératives capables de tenir compte de concentrations d'activité variables.

Ces démarches ont ceci en commun que la densité de mesure ainsi calculée est, sur la plupart des surfaces, très inférieure à 100 %. La figure 2 illustre un schéma de mesure où la superficie totale est divisée en 100 grilles correspondant chacune à une surface de référence de 100 m². On effectue six mesures par cellule de la grille (c'est-à-dire sur une surface de mesure de 1 m²), sachant que les points de mesure sont sélectionnés au hasard. La densité de mesure dans cet exemple serait donc de 6 %. Lors de mesures réelles effectuées en prévision de la libération des sites on a utilisé des maillages de taille à peu près identique et des densités de mesure analogues.

Les données acquises lors des mesures doivent être évaluées et soumises à des procédures d'assurance qualité. Ces méthodes sont fortement tributaires du plan et de la méthode de mesure ainsi que d'autres impératifs. Le lecteur en trouvera des exemples à la référence [7] par exemple.

Figure 1. Exemple d'une grille de mesure dont chaque cellule comporte le même nombre de mesures. La cellule peut faire 100 m², la surface de mesure 1 m². La zone totale concernée mesurerait donc 10 000 m².



6. SITES AYANT UNE CONTAMINATION SOUTERRAINE

Les critères de libération et les méthodes de surveillance s'appliquent en général à une radioactivité résiduelle superficielle (dans la couche supérieure de 5 à 15 cm du sol). Au cas où de grandes quantités de radioactivité résiduelle auraient pénétré plus profondément, il conviendrait d'en tenir compte dans la modélisation radiologique et au moment de l'élaboration du bilan radiologique final.

Dans une première phase, il s'agit alors d'évaluer la profondeur à laquelle les contaminants ont pu pénétrer. Cette profondeur peut varier dans de fortes proportions suivant les sites. En outre, elle changera également avec les propriétés des éléments chimiques à l'origine de la contamination, notamment les valeurs de K_d qui déterminent la solubilité et, de ce fait, la migration du contaminant dans le sol. Si la profondeur de pénétration est importante, il peut être raisonnable de déterminer jusqu'à quelle profondeur le sol doit être enlevé pour que les critères de libération soient remplis dans chaque zone du site (cellule du maillage). Cette manière de procéder permet d'enlever une quantité minimale de matière. La contamination souterraine peut également poser un problème si l'on a, par exemple, au cours de l'histoire du site, enlevé des sédiments de fossés évacuant les effluents pour les replacer dans une autre partie du site éventuellement, en les recouvrant de sols non ou peu contaminés, de sorte que le gradient naturel de l'activité soit inversé. Dans ces cas, il est extrêmement important bien connaître l'histoire du site.

7. CONCLUSIONS

Les pays dont les projets de déclassement sont bien avancés, voire achevés, possèdent à ce jour une pratique éprouvée de la libération des sites d'installations nucléaires ou des lieux où a été exercée une activité soumise à autorisation utilisant des radionucléides. Il existe des techniques de mesure satisfaisantes ainsi que des méthodes statistiques qui permettent de calculer la densité de mesure en fonction du niveau de contamination du site. Les mesures à effectuer avant de « libérer » le site peuvent être mises en place rapidement lorsque le spectre type contient une forte proportion de nucléides émetteurs gamma. Dans le cas des émetteurs alpha ou des autres radionucléides qui sont difficiles à mesurer ou dont la mesure ne peut pas être facilement corrélée avec des nucléides qui eux sont faciles à mesurer, ces mesures représentent un effort bien plus important. Dans ce dernier cas, les prélèvements d'échantillons et l'analyse de laboratoire représentent une part importante des mesures.

Plusieurs pays ont libéré des sites en utilisant des critères de doses différents qui vont de doses négligeables (environ 10 $\mu\text{Sv}/\text{an}$) à un pourcentage plus important de la limite de dose individuelle de 1 mSv/an (environ 100 à 300 $\mu\text{Sv}/\text{an}$). En outre, ils ont employé différents modèles pour calculer les critères de libération. Comme un site est par nature fixe après sa libération, harmoniser les critères et méthodes de libération au niveau international paraît moins nécessaire que, par exemple, pour les ferrailles ou gravats qui peuvent être transportés d'un pays à l'autre appelant donc à une harmonisation. C'est pourquoi, il serait peut-être avisé de suivre davantage de projets prévoyant la libération des sites pour tenter d'en dégager une approche commune et décider de la nécessité d'harmoniser lorsque l'on possédera suffisamment d'expérience sur le sujet.

8. REFERENCES

- [1] Release of Sites of Nuclear Installations – Evaluation of a Questionnaire issued by the WPDD of the OECD/NEA and Other Background Information, NEA/RWM/WPDD(2005)10.
- [2] Normes fondamentales internationales de protection contre les rayonnements ionisants et de sûreté des sources de rayonnements, Normes de sûreté, Collection Sécurité n°115-I, Vienne, 1994.
- [3] Agence internationale de l'énergie atomique : Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance ; Guide de sûreté RS-G-1.7, Vienne, 2004.
- [4] Agence internationale de l'énergie atomique : Release of Sites from Regulatory Control upon Termination of Practices, Draft Safety Guide, DS 332.
- [5] Removal of Regulatory Controls for Materials and Sites. National Regulatory Positions. RWMC Forum des régulateurs du RWMC, Paris, septembre 2004, NEA/RWM/RF(2004)6.
- [6] RESRAD : User's Manual for RESRAD, 2003.
- [7] NUREG/EPA/DOE : Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM); NUREG 1575-Rev. 1, 2002.
- [8] Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlung (Strahlenschutzverordnung) – Bundesgesetzblatt, G 5702, 26 juillet 2001, No. 38, p. 1714.

LES ÉDITIONS DE L'OCDE, 2, rue André-Pascal, 75775 PARIS CEDEX 16
IMPRIMÉ EN FRANCE