

CEA-DAS--653
FR 900.1503

COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE

INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE

DEPARTEMENT D'ANALYSE DE SURETE



RAPPORT DAS/653

COMMENT EST FONDEE LA SURETE DES STOCKAGES DE
DECHETS RADIOACTIFS

LEWI J.* ,IZABEL C.** ,KALUZNY Y.***

COLLOQUE INTERNATIONAL AEN/OCDE, AIEA ET CCE SUR
L'ANALYSE DE LA SURETE DES DEPOTS DE DECHETS
RADIOACTIFS
Paris, 9-13 octobre, 1989

novembre 1989

CEA . DAS . . 653

RAPPORT DAS/653

COMMENT EST FONDEE LA SURETE DES STOCKAGES DE
DECHETS RADIOACTIFS

LEWI J. *, IZABEL C. **, KALUZNY Y. ***

COLLOQUE INTERNATIONAL AEN/OCDE, AIEA ET CCE SUR
L'ANALYSE DE LA SURETE DES DEPOTS DE DECHETS
RADIOACTIFS
Paris, 9-13 octobre, 1989

novembre 1989

* DAS/SAED
** ANDRA
*** SCSIN

COMMENT EST FONDEE LA SURETE DES STOCKAGES

DE DECHETS RADIOACTIFS

J. LEWI (1), C. IZABEL (2), Y. KALUZNY (3)

- 1) CEA/Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire
- 2) Agence Nationale pour la gestion des déchets radioactifs - CEA/ANDRA
- 3) Ministère de l'Industrie/Service central de sûreté des installations nucléaires

RESUME

Quel que soit leur type, les stockages de déchets radioactifs ont pour principe commun d'isoler les substances radioactives contenues dans les déchets pendant une durée au moins égale à celle où perdure leur nocivité potentielle. Cette isolation est obtenue grâce à des barrières de confinement.

Le présent exposé rappelle le rôle et les limites des différentes barrières en se référant aux divers types de stockages. Pour chacun d'eux, il présente et commente les critères de choix de site et les caractéristiques requises pour les colis de déchets, tels qu'ils ont été définis dans certains pays.

ABSTRACT

Whatever their type may be, radioactive waste disposals obey to the following principle : to isolate radioactive substances as long as their potential nocivity is significant. The isolation is obtained by confining "barriers". The present paper recalls the role and the limits of the different barriers, for each type of disposal. It presents and comments site selection criteria and waste packages requirements.

INTRODUCTION

Les solutions industrielles retenues pour les stockages définitifs de déchets radioactifs existants ou envisagés dans le monde présentent une certaine diversité : stockages de surface (France, Etats-Unis, Royaume-Uni,...), stockages dans des mines désaffectées (RFA,...), stockages en profondeur dans des formations géologiques variées (granite : Suède, Suisse, Canada, France,...; sel : RFA, Etats-Unis, France,...; argile : Belgique, France,...; schistes : France ; tuff : Etats-Unis, ...), ou encore stockages sous les fonds sous-marins. Le conditionnement des déchets fait appel à des techniques multiples : les matrices d'enrobage peuvent être le verre ou le combustible irradié lui-même pour ce qui concerne les déchets les plus actifs, un liant hydraulique, un polymère ou un bitume pour les déchets moins actifs ; les conteneurs utilisent des matériaux aussi divers que l'acier, la fonte, le cuivre, ou des céramiques, ...

Cette diversité n'est cependant qu'apparente car, pour tous les pays concernés par le stockage définitif de déchets radioactifs, les solutions retenues ou envisagées, reposent sur le même principe : isoler les substances radioactives contenues dans les

déchets pendant une durée au moins égale à celle où perdure la nocivité potentielle de ces substances.

Pour les déchets de faible et moyenne activité correspondant aux déchets de fonctionnement des réacteurs, et à quelques autres types de déchets, peu contaminés en radionucléides α (déchets de l'industrie, des hôpitaux, déchets technologiques "non α " des laboratoires de recherche et des installations du cycle du combustible), la nuisance potentielle est réduite d'un facteur important en l'espace de quelques siècles. Ceci explique que certains pays (France, États-Unis, Royaume-Uni, Espagne, Japon,...) ont considéré que ces déchets pouvaient être stockés dans des centres de surface, moyennant notamment une limitation de l'activité totale stockée, une limitation de l'activité α à des niveaux extrêmement faibles et un contrôle institutionnel du site pendant une période au-delà de laquelle le site peut être réutilisé sans restriction. La durée maximale de la période de contrôle institutionnel est généralement fixée par les autorités des pays où le concept de stockage de surface a été adopté et n'excède jamais quelques siècles (300 ans en France, 100 ans aux États-Unis,...).

Pour les déchets de haute activité et/ou contenant des quantités importantes de radionucléides à vie longue, le stockage de surface ne permettrait pas de respecter le principe d'isolation des substances radioactives évoqué plus haut. La figure 1 (1) présente l'évolution de la nuisance potentielle associée respectivement aux combustibles irradiés non retraités (a) et aux produits de fission issus du retraitement de ces combustibles et vitrifiés (b). On peut constater que la nuisance potentielle de ces déchets ne décroît de façon significative qu'au-delà de plusieurs milliers à plusieurs centaines de milliers d'années : le stockage en formation géologique profonde, continentale ou sous des fonds sous-marins, est la solution sur laquelle un consensus international existe quant à sa capacité d'isoler les substances radioactives pendant un temps suffisant.

LA CONCEPTION DES STOCKAGES

Quelque soit le type de stockage, l'isolation des matières radioactives est obtenue par l'interposition, entre les déchets et la biosphère, de plusieurs "barrières de confinement". Il s'agit du colis de déchet (qui comprend la forme physico-chimique du déchet lui-même laquelle, étant une forme insolubilisée, peut contribuer au confinement, la matrice d'enrobage, le conteneur et, éventuellement, un surconteneur), des barrières "cuvragées", et de la barrière géologique. Ces barrières assurent leur fonction d'isolation en jouant un double rôle : d'une part elles protègent les déchets des vecteurs de dissémination de la contamination (eau de pluie, eaux souterraines, actions humaines intrusives), d'autre part elles retardent, pendant le temps nécessaire à une décroissance radioactive suffisante, les transferts à la biosphère. Elles doivent être telles que, globalement, et dans toutes les situations considérées comme plausibles, la protection des populations présentes et futures soit assurée. Notons que ce sont les évaluations de sûreté, objet du symposium, qui permettent de montrer si cet objectif est atteint.

Pour préciser le rôle respectif des différentes barrières, ainsi que leurs limites, il convient tout d'abord de rappeler que la radioactivité contenue dans le stockage (donc le risque potentiel qui lui est associé) décroît avec le temps : la capacité d'isolation globale du stockage doit donc être plus importante au cours des premiers siècles ou millénaires qu'ultérieurement.

Par ailleurs, on sait que les barrières de confinement se dégradent naturellement avec le temps. La "longévité garantie" de chaque barrière est toutefois différente. Ainsi, il est possible de garantir, en se référant à son passé et aux caractéristiques géodynamiques du site, le maintien des performances de confinement de certaines formations géologiques pendant des centaines de milliers à des millions d'années. Par contre, la longévité des barrières artificielles (colis et barrières cuvragées) ne pourra que difficilement être garantie au-delà de quelques milliers d'années.

Enfin, il faut signaler que les barrières ou leurs produits de dégradation sont susceptibles d'interagir ou de modifier la forme chimique des radionucléides qui les traversent. La présence des radionucléides, par la chaleur qu'ils dégagent ou le rayonnement qu'ils émettent, peut également affecter l'intégrité des barrières.

Des considérations précédentes, on peut déduire que :

- à long terme, la seule barrière sur laquelle on puisse compter est la barrière géologique.
Nous verrons plus loin quels sont les critères de choix d'un site, pour les différents types de stockage.
- à court terme, les barrières artificielles peuvent se voir attribuer un rôle important.
C'est le cas, en particulier, pour le concept de stockage de surface tel qu'il a été développé en France, où le confinement de la radioactivité pendant toute la phase de contrôle institutionnel est assuré, en situation normale, par les colis et les barrières ouvragées.
- en aucun cas, la nature d'une barrière ou le contenu radioactif du stockage, ne doivent constituer des facteurs de dégradation de la capacité d'isolation globale visée.

Nous allons revenir de façon plus précise dans les paragraphes suivants sur les critères de choix ou les caractéristiques requises des différentes barrières.

BARRIERE GEOLOGIQUE ET CHOIX DU SITE

La barrière géologique constitue le 3ème système de confinement. Quel que soit le type de stockage, elle joue un rôle essentiel après fermeture, tout particulièrement lorsque les barrières artificielles (colis et barrières ouvragées) ont perdu leur intégrité, son rôle de barrière étant alors de limiter l'entraînement des radionucléides vers la biosphère.

Dans le cas des stockages de surface, quel que soit le concept mis en oeuvre, la barrière géologique est amenée à jouer ce rôle en phase dite de banalisation, correspondant à une réutilisation possible du site sans restriction. Durant la phase d'exploitation et la première phase post-fermeture (contrôle institutionnel), la barrière géologique joue un rôle variable suivant les concepts.

Ainsi, dans le concept mis en oeuvre en France, les eaux éventuellement infiltrées au sein des ouvrages de stockage sont récupérées dans un réseau de collecte permettant de contrôler leur activité, en phases d'exploitation et de contrôle institutionnel. Dans ces conditions, le site est considéré comme n'intervenant pas dans la sûreté du stockage en situation normale durant ces deux premières phases.

Par contre, dans le concept anglais, mis en oeuvre au centre de Drigg, ou dans certains concepts américains, où il n'est pas prévu de récupérer les eaux d'infiltration, le site joue son rôle de 3ème barrière en situation normale dès les phases d'exploitation et de contrôle institutionnel.

Le rôle attribué à la barrière géologique dans un stockage de surface et la nécessité d'assurer la stabilité du système, conduisent à définir des critères de choix de site qui relèvent essentiellement de deux ordres :

- stabilité géologique : le site doit être situé dans une zone de sismicité faible et stable tectoniquement. La stabilité géotechnique doit également être assurée en tenant compte de l'influence des ouvrages et des conditions géomorphologiques environnantes.
- propriétés hydrogéologiques : l'hydrogéologie du site doit être simple et modélisable. Le choix du site et la conception des zones de stockage doivent permettre d'éviter que la nappe phréatique et les eaux des cours d'eau avoisinants, même à leurs niveaux les plus hauts, ne puissent atteindre les déchets.

Par ailleurs, les matériaux naturels en place au sein desquels sont réalisés les ouvrages doivent posséder un bon pouvoir de rétention des radionucléides, et être chimiquement compatibles avec les matériaux constitutifs du stockage lui-même, y compris les déchets.

Enfin, le site choisi ne doit pas contenir de ressources naturelles présentant un intérêt économique. Notons toutefois que les scénarios d'intrusion humaine envisagés pour ce type de stockage font peu intervenir le site.

L'ensemble des critères précédents se trouve repris sous des formes diverses dans un certain nombre de documents officiels internationaux ou nationaux : publications AIEA (2, 3, 4), règle fondamentale de sûreté n° I.2. (5) pour la France, texte réglementaire 10 CFR Part 61, paragraphe 50 (6) pour les États-Unis,...

Concernant les stockages en formations géologiques profondes, comme on l'a dit plus haut, un grand nombre de pays envisage aujourd'hui ce mode de stockage pour des déchets de haute activité (déchets vitrifiés ou combustibles irradiés non retraités) et pour des déchets d'activité moyenne contenant des émetteurs à vie longue. Une grande variété de formations géologiques sont étudiées ou envisagées.

Dans tous les cas, on attribue à la barrière géologique un rôle fondamental, car c'est sur elle que repose en premier lieu le confinement à long terme des radionucléides contenus dans les déchets. Son rôle est d'assurer le maintien des propriétés des barrières artificielles compte tenu des effets perturbateurs possibles, et, en cas de dégradation de celles-ci, d'éviter ou retarder le retour des radionucléides dans la biosphère. Elle doit donc :

- assurer, après fermeture et à long terme, un bon isolement du stockage vis-à-vis de l'agression des eaux souterraines et de l'homme,
- limiter le transfert éventuel de radionucléides.

Ce rôle attribué à la barrière géologique en phase "post-fermeture" conduit à définir des critères de choix de site qui, formalisés ou non par les différents pays, font l'objet d'un consensus international. On peut citer notamment le catalogue européen des formations géologiques présentant des caractéristiques favorables à l'évacuation des déchets radioactifs solidifiés de haute activité et/ou à longue vie (7) élaboré dans le cadre des Communautés Européennes qui dès 1980 a considéré ces questions.

En France, un groupe de travail, présidé par le professeur Coguel, a recensé les critères techniques de choix de site et a tenté de les hiérarchiser. Ce groupe d'experts dont le rapport a été publié en 1987, et dont les conclusions ont été reprises par les autorités françaises, a retenu deux critères essentiels pour le choix d'un site de stockage en formation géologique profonde :

- les propriétés hydrogéologiques : l'objectif visé étant de minimiser les écoulements, on retient comme critère une très faible perméabilité de la formation hôte et un faible gradient de charge hydraulique régional.
- la stabilité géologique : les modifications éventuelles du site dues aux phénomènes géologiques susceptibles d'être influents (glaciation, mouvements verticaux, rejeux de failles actives, séismes) doivent rester acceptables au regard de la sûreté du stockage.

D'autres critères sont considérés comme importants et doivent, par ailleurs entrer en ligne de compte pour le choix d'un site :

- les propriétés mécaniques de la roche d'accueil, qui conditionnent notamment la faisabilité du stockage.
- les propriétés géochimiques du milieu, qui influent sur l'altération des barrières artificielles et qui gouvernent les phénomènes de rétention des radionucléides éventuellement relâchés.
- la profondeur : une profondeur minimale de 200 m est considérée comme nécessaire pour protéger le stockage des activités humaines courantes (fondations, tunnels,...) et de l'érosion naturelle, et pour atténuer les effets des séismes.

- l'absence de ressources naturelles : il s'agit d'éviter de stériliser des zones dont l'intérêt connu ou soupçonné présente un caractère exceptionnel, et par là-même, de réduire le risque d'intrusion.
- les propriétés thermiques de la roche d'accueil et des formations encaissantes qui conditionnent l'impact du stockage sur la géosphère.

D'autres pays ont pris en compte plus ou moins explicitement des critères qualitatifs relatifs à la barrière géologique comparables à ceux définis en France par le groupe Goguel ; c'est le cas notamment de la Suisse, de la Suède et du Canada. Par ailleurs, la Belgique avec le site de MOL et la RFA avec le site de GORLEBEN, s'attachent à vérifier à partir d'investigations en profondeur si les conditions de stabilité géologique et de bon comportement hydrogéologique, mécanique, géochimique et thermique sont remplies.

Les Etats-Unis ont même quantifié certains critères relatifs aux différentes barrières et notamment à la barrière géologique : la réglementation américaine (10 CFR part 60, référence 9) impose que la barrière géologique assure un temps de transfert de l'eau du stockage à l'exutoire, supérieur à 1000 ans.

Dans le cas de l'évacuation des déchets sous les fonds marins (10), les problèmes qui se posent sont très différents : rappelons simplement l'énorme capacité de dilution que constitue l'océan et l'absence de risque d'intrusion pour ce type de stockage. Néanmoins, les critères de choix de site retenus sont assez voisins de ceux relatifs au stockage en formation géologique continentale. Le critère de stabilité géologique tient bien entendu une place importante. Quant au critère hydrogéologique, il se traduit notamment par la nécessité d'une vitesse de transport par convection de l'eau interstitielle inférieure à la vitesse de transport par diffusion.

ROLE DES BARRIERES OUVRAGEES

Les barrières ouvragées sont constituées de l'ensemble des matériaux naturels ou artificiels qui sont mis en place dans le stockage et qui se distinguent des colis de déchets. Elles constituent ce qu'on appelle le deuxième système de confinement.

L'importance du rôle des barrières ouvragées est variable suivant les types de stockage : il s'agit soit de contribuer pleinement au confinement du système (cas de la couverture des centres de stockage de surface), soit d'améliorer ce confinement lorsqu'il repose déjà sur les autres barrières (colis, barrière géologique). Dans tous les cas, les barrières ouvragées ont pour objet d'assurer la faisabilité du stockage (stabilité à court ou long terme, et/ou constructibilité). Rappelons que, compte tenu de la difficulté de garantir le maintien de leurs caractéristiques favorables, le rôle qui leur est attribué dans la sûreté des stockages reste toujours limité dans le temps... comme pour les colis.

Dans le cas des centres de stockage de surface, quel que soit le concept, l'élément essentiel de ce deuxième système de confinement pendant les phases d'exploitation et de contrôle institutionnel est la couverture, qui minimise les arrivées d'eau au sein du stockage jusqu'aux déchets.

Certains concepts, comme le concept français, incluent en outre d'autres éléments constitutifs du deuxième système de confinement : il s'agit d'ouvrages en béton et de matériau de remplissage (gravier, mortier) entre les colis. Le rôle de ces barrières ouvragées est d'assurer, en complément des colis, la stabilité mécanique du stockage au cours du temps et de ralentir la migration des radioéléments entraînés par les eaux d'infiltration, pendant les phases d'exploitation et de contrôle institutionnel.

Au-delà de la période de contrôle institutionnel, le rôle des barrières ouvragées (couverture et ouvrages éventuels) est réduit à la simple présence de matériaux inertes dégradés qui jouent un rôle de dilution d'activité (en cas

d'intrusion), mais également influencent les conditions de relâchement des radionucléides (influence sur le pH des eaux de lixiviation).

Concernant les stockages en formations géologiques profondes, la nature et la mise en oeuvre des barrières ouvragées dépendent du concept de stockage. Les concepts envisagés sont variés ; ils diffèrent selon la nature de la formation géologique retenue et, pour une même roche, selon le site. Tous comprennent des ouvrages d'accès et des galeries de desserte, mais diffèrent par l'architecture du stockage (nature, dimensions et espacement des cavités de stockage), ainsi que par la nature des matériaux de remplissage. La variété des cavités de stockage envisageables est grande : puits forés verticalement, de profondeur adaptée, pour les déchets de haute activité ; silos pour les déchets de moyenne activité contenant des émetteurs α , ou encore ouvrages de stockage en tranchées.

Pour les matériaux de remplissage, on peut envisager l'absence complète de matériaux pour les roches fluantes comme le sel, ou à l'inverse des blocs d'argile précompactée pour des roches dures comme le granite, ou encore toutes sortes de matériaux comme le béton, différentes qualités d'argile, du sable ou encore la roche elle-même broyée et remise en place, matériaux utilisés seuls ou sous forme de mélanges.

Dans le cas des stockages en formations géologiques, on est amené à distinguer deux types de barrières :

- les barrières (dites de voisinage) qui réalisent l'interface éventuellement nécessaire entre les colis et la roche d'accueil : elles sont donc constituées par le matériau de remplissage des cavités de stockage (espaces colis/paroi de cavité et espaces entre colis), et les bouchons éventuels en tête de cavité,
- les barrières dont le rôle principal est de rétablir au mieux l'isolement entre la zone de stockage et la surface ; elles sont constituées du (ou des) matériau(x) de remblayage des forages, des galeries de desserte ou des puits d'accès, des serrements éventuels en galeries, des serrements en puits d'accès.

La fonction essentielle attribuée aux barrières ouvragées pour les stockages profonds est de reboucher les vides créés lors de la réalisation du stockage pour rétablir autant que possible l'étanchéité du milieu (fonction particulièrement nécessaire pour les roches dures) et éviter ainsi que le stockage de déchets ne constitue un drain préférentiel pour les eaux souterraines.

Le rôle hydraulique apparaît particulièrement important pour les serrements en galeries et en puits.

Outre leur rôle essentiel, les barrières ouvragées de voisinage peuvent également jouer d'autres rôles :

- permettre une bonne évacuation de la chaleur dégagée par les déchets,
- ralentir la migration des radionucléides grâce aux effets de rétention physico-chimiques,
- amortir les contraintes mécaniques initiales et homogénéiser la pression lithostatique,
- améliorer les conditions physico-chimiques du champ proche : prévention de la corrosion des conteneurs, insolubilisation des radionucléides.

En contre partie, il faut veiller à ce qu'un éventuel matériau de remplissage n'induit pas sa présence des effets négatifs sur les autres barrières : problème de compatibilité physico-chimique avec la barrière géologique, effets sur les conditions de lixiviation des déchets.

Toutes ces considérations, si elles sont partagées par l'ensemble des pays concernés, sont toutefois mises en application de façons différentes. Les USA pour le WIPP et la RFA pour le site de GORLEBEN retiennent le sel broyé comme matériau de

remplissage. La Suisse et la Suède qui portent leur effort sur des formations en roches dures, semblent s'orienter vers des blocs d'argile précompactée.

COLIS DE DECHETS ET CARACTERISTIQUES EXIGÉES

Par opposition à la barrière géologique, le colis de déchet (radionucléides contenus-enrobage-conteneur) constitue une barrière pour laquelle il est possible d'établir des spécifications garantissant un produit de caractéristiques bien définies et reproductibles.

A court terme, le colis peut être amené à jouer un rôle privilégié dans la sûreté du stockage :

- en stockage de surface, le colis a un rôle déterminant pour assurer le confinement de la radioactivité en périodes d'exploitation et de contrôle institutionnel. Notons qu'il est possible de conditionner les déchets de façon que les propriétés de confinement du colis puissent être conservées sur une telle durée,
- en stockage profond, le colis de déchets joue un rôle important en phase d'exploitation et peut jouer un rôle particulier en première partie de la phase "post fermeture", notamment pendant la phase de décroissance thermique des déchets de haute activité : des exigences particulières peuvent alors être définies, par exemple sur la tenue à la corrosion des conteneurs.

A long terme sauf à mettre en oeuvre des solutions "lourdes" (comme dans le concept KBS III, référence 11), il apparaît impossible de faire jouer au colis de déchets un rôle de confinement avec une efficacité garantie. Toutefois, il est nécessaire que la dégradation du colis ne conduise pas à affaiblir l'efficacité des autres barrières : ceci amène également à formuler des exigences particulières, souvent qualitatives, sur le conditionnement du déchet.

Les caractéristiques exigées des colis de déchets ont deux origines. Elles sont :

- soit imposées dans des réglementations.
- soit des résultats de l'analyse de sûreté effectuée pour un site particulier : par exemple, les études de sûreté relatives à la phase d'exploitation (situation normale, accidents tels que feu, criticité, chute de colis,...) conduisent à imposer certaines exigences sur les contenus et la qualité du conditionnement.

Nous nous proposons, dans la suite, de passer en revue les principales caractéristiques exigées pour le stockage en phase "post-fermeture" et d'en expliciter le contenu vis-à-vis des critères de sûreté pour le type de stockage considéré (en surface ou en profondeur).

La première caractéristique d'un colis de déchets est d'abord son inventaire radioactif :

- l'activité des radionucléides à vie longue, notamment en émetteurs α , constitue un critère qui permet d'envisager le stockage en surface de ces déchets. Ainsi, figure dans les réglementations américaine (10 CFR part 61) (référence 6) et française (RFS I.2) (référence 5) la limite relative aux colis de 0,1 Ci/t, pour les radionucléides émetteurs α contenus dans les déchets,
- une activité $\beta\gamma$ élevée conduit à une production thermique qui peut être incompatible avec un site de stockage en formation géologique donnée ; à titre d'exemple, dans la mine de KONRAD (RFA) (12), les déchets acceptables ne doivent pas conduire à une élévation de température supérieure à trois degrés au niveau de la paroi des chambres de stockage,

- enfin, des seuils d'activité spécifique $\beta\gamma$ pour les principaux radionucléides contenus dans les déchets peuvent être définis sur la base d'études de sûreté. Les seuils sont notamment fonction de la qualité du conditionnement du déchet : déchets solides "immobilisés" par un liant ne jouant pas de rôle de confinement ou déchets enrobés dans une matrice participant au confinement.

Concernant le confinement de la radioactivité en situation normale, l'eau est le principal agent de dégradation du colis et de dissémination de la radioactivité. La résistance du colis à ce phénomène doit être quantifiée pour définir le terme source à prendre en compte dans les études de sûreté. En outre, il faut aussi déterminer l'influence des paramètres autres que l'eau qui sont susceptibles d'accélérer la dégradation des colis.

Actuellement, peu de réglementations imposent, a priori, des performances du colis vis-à-vis de la capacité de confinement ; en général, l'étude de sûreté réalisée pour un site spécifique permet de s'assurer de l'acceptabilité du colis (correctement caractérisé). Parmi les critères formulés, indiquons notamment que, en France, la RFS III.2.e (13), relative aux déchets stockables en surface, fixe des taux de relâchement maximum pour les radionucléides émetteurs $\beta\gamma$ et α importants pour la sûreté.

Tous les pays réalisent des études sur les performances de confinement des différents colis de déchets, à prendre en compte dans les évaluations de sûreté.

Les paramètres pouvant influencer sur le relâchement d'activité ont été recensés et, bien qu'ils ne soient pas toujours quantifiés, ils conduisent à des contraintes non négligeables sur le conditionnement des colis qui doivent être adaptés au type de stockage et au rôle attribué au colis :

- la tenue mécanique du colis doit être suffisante pour éviter une perte de confinement prématurée. Par ailleurs, en centre de surface, elle contribue à la stabilité du stockage et au maintien de la couverture,
- la compatibilité chimique entre la matrice et le déchet doit être assurée ; par ailleurs, le déchet conditionné ne doit pas s'altérer "prématurément" en présence des matériaux constitutifs des barrières couvrées ou du milieu géologique,
- vis-à-vis des effets thermiques :
 - . le conditionnement du colis doit être tel qu'il résiste aux températures ou aux cycles thermiques pouvant être observés en stockage,
 - . pour les déchets dont la production de chaleur est notable, la conductibilité thermique doit être adaptée de façon que les gradients thermiques n'affectent pas l'intégrité du colis de déchet et des autres barrières,
- l'irradiation $\beta\gamma$ doit être prise en compte en tant que de besoin, dans le conditionnement.

Par ailleurs, la quantité de liquides aqueux libres doit être limitée de façon à ne pas favoriser la dégradation, et les liquides organiques qui, lorsque l'intégrité du colis ne sera plus assurée, peuvent affecter les propriétés de confinement des autres barrières, doivent être exclus.

Les critères que nous avons passés en revue sont liés à la sûreté "post-fermeture" des stockages. Il existe d'autres critères, formulés par les organismes responsables du stockage ou par les autorités réglementaires, qui prennent en compte le respect de la réglementation du transport des substances radioactives, les contraintes de l'entreposage et de la phase d'exploitation du stockage (possibilité de manutention, tenue au feu, criticité, tenue à la chute de charge,...).

CONCLUSION

La sûreté des stockages de déchets radioactifs repose sur un ensemble de barrières où chacune joue un rôle bien défini en fonction du temps, qui peut être variable selon les concepts retenus.

Nous avons souligné le rôle particulier joué par la barrière géologique dans la sûreté à long terme des différents concepts de stockage définitif. Cela implique de se donner, lors de la recherche d'un site d'accueil, les moyens nécessaires afin de s'assurer, avec un degré de confiance suffisant, de son adéquation avec les critères de choix de site qui ont été préalablement définis. Ces moyens passent par des investigations géophysiques et géologiques poussées, des forages à différentes profondeurs, la modélisation de l'évolution du site et, pour les stockages profonds, des expérimentations en laboratoire souterrain.

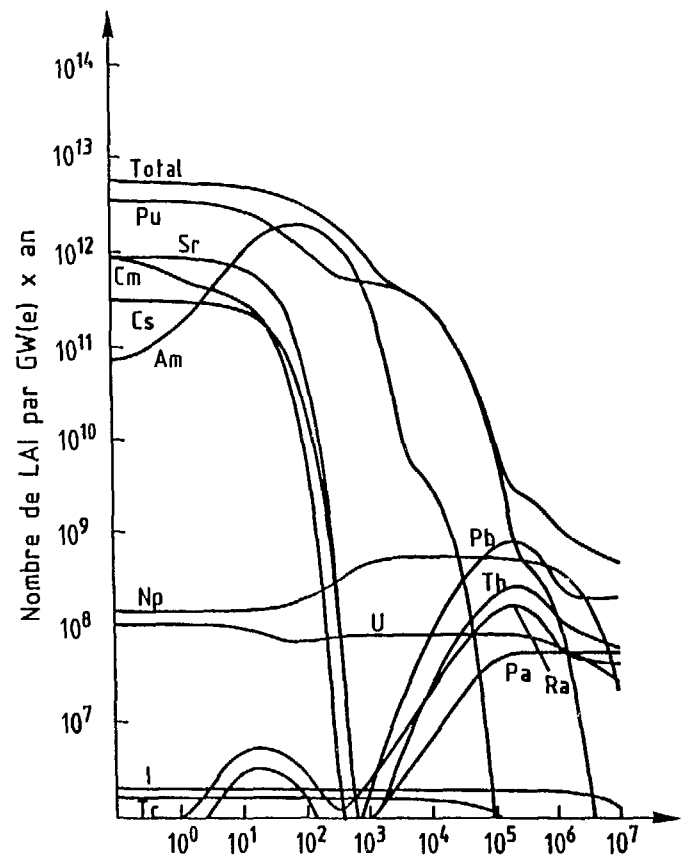
Les caractéristiques exigées des colis de déchets résultant des diverses réglementations, ou de l'analyse de sûreté effectuée pour un stockage, qui ont été évoquées dans ce papier, doivent pouvoir être vérifiées dans le cadre d'un procédé industriel de conditionnement de déchets. Cela implique de se doter de structures de contrôle de la qualité et d'assurance de la qualité qui permettent une garantie de la conformité des déchets.

Enfin, pour les barrières ouvragées, il faut également veiller à une qualité appropriée de mise en place qui soit cohérente avec le rôle joué par ces barrières vis-à-vis de la sûreté.

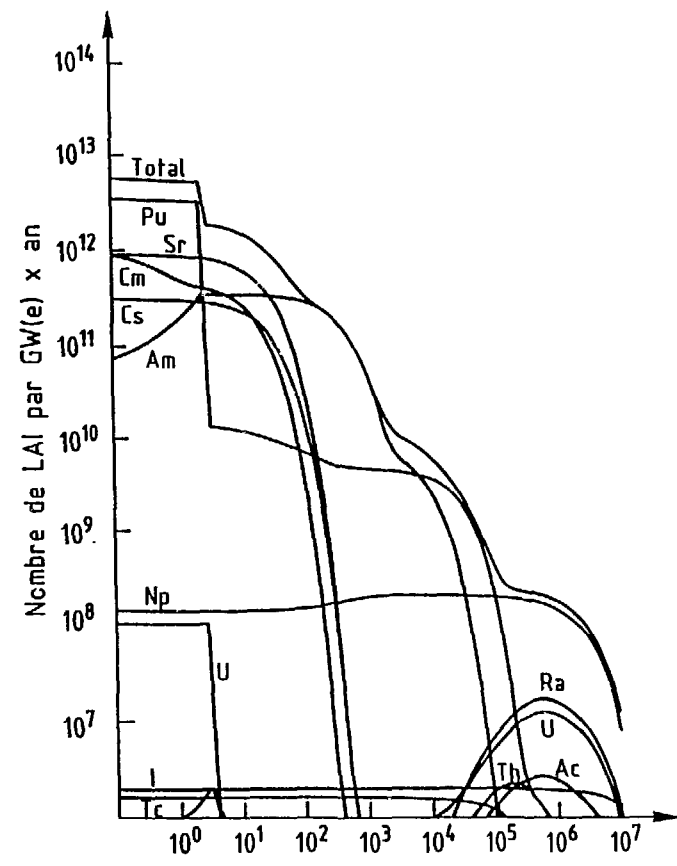
REFERENCES

- (1) Long-term radiotoxicity ; in the framework of the ICRP-48, of high Level wastes and spent fuels produced by light water reactors : impact of burn-up extension and the use of mixed oxide fuels. A.G. ELAYI and J.P. SCHAPIRA - IPNO-RE 87-07.
- (2) Agence Internationale de l'Energie Atomique, Criteria for Underground Disposal of solid Radioactive Wastes. Coll.Sécurité n° 60,AIEA, Vienne (1983)
- (3) Agence Internationale de l'Energie Atomique,Shallow Ground Disposal of Radioactive Wastes,A.Guidebook,Coll.Sécurité n° 53,AIEA,Vienne (1981)
- (4) Agence Internationale de l'Energie Atomique,Disposal of Low-and Intermediate-Level Solid Radioactive Wastes in Rock Cavities, A. Guidebook,Coll Sécurité n° 59,AIEA,Vienne (1983)
- (5) Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires, Règle fondamentale de sûreté n°I-2 (révision 1) relative aux objectifs de sûreté et aux bases de conception pour les centres de surface destinés au stockage à long terme de déchets radioactifs solides de période courte ou moyenne et de faible ou moyenne activité massique. Ministère de l'Industrie et de la Recherche, Paris (19 juin 1984).
- (6) United States Nuclear Regulatory Commission, Licensing requirements for land disposal of radioactive wastes in the United States (10 CFR Part 61), Fed Regist. (Wash.,D.C.) 47 248 (1982) 57 446-57 482.
- (7) Confinement géologique des déchets radioactifs dans la communauté européenne. Catalogue européen des formations géologiques présentant des caractéristiques favorables à l'évacuation des déchets radioactifs solidifiés de haute activité et/ou longue vie. EUR 6891 FR (1980).
- (8) Stockage des déchets radioactifs en formations géologiques. Rapport du groupe de travail présidé par le Professeur Goguel. Ministère de l'Industrie, des P et T et du Tourisme - Paris, 1987.
Critères techniques de choix des sites de stockage des déchets radioactifs en formations géologiques. P. CANDES, J. LEERUN - Conférence Internationale sur la radioprotection et l'énergie nucléaire. Sydney, Australie, 18-22 avril 1988. AIEA-CN-51/59.

- (9) United States Nuclear regulatory commission. Disposal of high level radioactive waste on geologic repositories ; licensing procedure (10 CFR part 60).
- (10) Faisabilité de l'évacuation des déchets de haute activité sous les fonds marins. OCDE/AEN, PARIS (1988)
- (11) Final storage of spent nuclear fuel - KBS3 SKBF/KBS, may 1983.
- (12) KONRAD
- (13) Service Central de Sécurité des Installations Nucléaires. Règle fondamentale de Sécurité n° III.2.e, relative aux conditions préalables à l'agrément des colis de déchets enrobés destinés à être stockés en surface. Ministère de l'Industrie, des P et T et du Tourisme. Paris, 31 octobre 1986.



a) Temps de décroissance après déchargement du réacteur (années)



b) Temps de décroissance après déchargement du réacteur (années)

Fig. 1 : Radiotoxicité normalisée des combustibles irradiés à 33000 MWj/t (a) déchargés d'un réacteur à eau légère et des déchets vitrifiés correspondants (b)

Septembre 1989

DESTINATAIRES

DIFFUSION CEA

M. le Haut Commissaire
DCS
DDSN
IPSN
OSSN : M. GUILLEMARD
DRSN : M. LIVOLANT
DRSN : M. PELCE
DAS/DIR
DAS/SASICC
DERS Cadarache
SES Cadarache
SERE Cadarache
SESRU Cadarache
SRSC Valduc
SEMAR
DPS/FAR + DPS/DOC : Mme BEAU
DPT/FAR
DSMN/FAR
CDSN/FAR : Mme PENNANEACH
UDIN/VALRHO
DEDR Saclay
DERPE/DIR Saclay
DRP Cadarache
DTE Cadarache
DEMT Saclay
DMECN/DIR Cadarache
Service Documentation Saclay : Mme COTTON (3 ex.)
DERS/DOC/Cadarache : Mme REY

DIFFUSION HORS CEA

Secrétariat Général du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire
Conseil Général des Mines : M. DE TORQUAT
Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires : M. LAVERIE (+ 3 ex.)
Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires - FAR
Monsieur le Président du G.P.d. : M. GUILLAUMONT
Monsieur le Président du G.P.u. : M. MUXART
Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières : M. LEVY
FRAMATOME : M. le Directeur Général
NOVATOME : M. le Directeur Technique
TECHNICATOME : M. le Directeur Général
TECHNICATOME : Service Documentation
COGEMA : M. le Directeur de la Branche Enrichissement
M. le Directeur de la Branche Retraitement
EDF / L'inspecteur général de sûreté et de sécurité nucléaires : M. TANGUY
EDF / SEPTEN (2 ex.)
EDF / SPT
VIENNA INTERNATIONAL CENTRE LIBRARY : Mrs ROSLYN M. STIRLING
M. HOHLEFELDER) Bundes Ministerium für UMWELT, NATURSCHUTZ
M. BREEST) und REAKTORSICHERHEIT - BONN (RFA)
M. KREWER - Bundes Ministerium für Forschung und Technologie - BONN (RFA)
M. BIRKHOFFER - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)
M. JAHNS - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)
M. HAUBER - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)
M. BECKJORD - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)

.../...

Septembre 1989

M. J.S. MACLEOD - Nuclear Installations Inspectorate - LONDON (G.B.)
M. J. BRAMMAN - International Collaboration Branch UKAEA (G.B.)
M. J.G. TYROR - SRD - UKAEA (G.B.)
M. GONZALES - Consejo de Seguridad Nuclear - MADRID (ESPAGNE)
M. José DE CARLOS - Consejo de Seguridad Nuclear - MADRID (ESPAGNE)
M. C. BORREGO - Département de l'Environnement - Université d'AVEIRO (PORTUGAL)
M. E. HELLSTRAND - STUDSVIK ENERGITEKNIK AB -
Nuclear Division, Safety and System Analysis - NYKOPING (SUEDE)
M. NASCHI - Direttore Centrale della Sicurezza Nucleare e della Protezione Sanitaria -
ENEA - ROMA (ITALIE)
M. P. VANNI - Direttore relazioni esterne e informazione -
ENEA - ROMA (ITALIE)
M. LIN CHENGGE - National Nuclear Safety Administration (CHINE)
M. MA FUBANG, Director of the Nuclear Electricity Office - MIN (CHINE)
M. Itsuro MISUMI - MITI (JAPON)
M. KENICHI MURAKAMI - Science & Technology Agency -
Director of the Nuclear Safety Bureau (JAPON)
M. HIROSHI HIROI - Science & Technology Agency - Nuclear Safety Bureau (JAPON)
M. FUKETA - JAERI - Center of Safety Research (JAPON)
M. JAE CHOON LIM - Director of the Nuclear Reactor Division (COREE)
M. Mohamed KARBID - Secrétaire général du Ministère de l'Energie et des Mines (MAROC)

M. DE GALASSUS (Attaché près de l'Ambassade de France aux Etats-Unis)
M. DURAND (Attaché Energie près de l'Ambassade de France en Corée)
M. MORIETTE (Attaché près de l'Ambassade de France au Japon)
M. LALERE (Conseiller nucléaire auprès de l'Ambassade de France en Chine)

COPIE (SANS P.J.)

SRDE
LEFH
BAIN
GCSR
SASR
SACP
SAEP
SGNR
SAREP
SAPN
SASLU
SASLU/VALRHO
SEC
SAET
SAED
STAS
SASC
SAEG
SAM
SPI

M. GOURIEVIDIS (Conseiller Nucléaire près de l'Ambassade de France en RFA)