

**E.N.S.S.I.B.
ECOLE NATIONALE SUPERIEURE
DES SCIENCES DE L'INFORMATION
ET DES BIBLIOTHEQUES**

**UNIVERSITE
CLAUDE BERNARD
LYON I**

DESS en INFORMATIQUE DOCUMENTAIRE

Rapport de recherche bibliographique

Etude de la migration des radionucléides dans le cas d'un stockage en site géologique

Sophie RIO

sous la direction de

Nathalie MONCOFFRE

**Chargée de recherche CNRS
à l'Institut de Physique Nucléaire
de l'Université Claude Bernard - Lyon I**



1997

**E.N.S.S.I.B.
ECOLE NATIONALE SUPERIEURE
DES SCIENCES DE L'INFORMATION
ET DES BIBLIOTHEQUES**

**UNIVERSITE
CLAUDE BERNARD
LYON I**

DESS en INFORMATIQUE DOCUMENTAIRE

Rapport de recherche bibliographique

Etude de la migration des radionucléides dans le cas d'un stockage en site géologique

Sophie RIO

sous la direction de

Nathalie MONCOFFRE

**Chargée de recherche CNRS
à l'Institut de Physique Nucléaire
de l'Université Claude Bernard - Lyon I**



1997

1997
11)
25

Remerciements

Mes sincères remerciements vont à Nathalie MONCOFFRE, chargée de recherche au CNRS à l'Institut de Physique Nucléaire (IPN) de l'Université de Lyon I, pour avoir accepté de diriger cette recherche bibliographique. Je tiens à remercier également Noëlle et Alain CHEVARIER, professeurs, pour l'intérêt qu'ils ont porté à ma recherche. Merci à tous les trois pour leur accueil chaleureux, le temps qu'ils m'ont consacré et leurs judicieux conseils dans la rédaction de ce rapport.

Mes plus vifs remerciements s'adressent aussi à Dominique JARROUX, responsable du service documentation de l'IPN de l'Université de Lyon I, pour son accueil chaleureux, sa disponibilité, l'obtention des documents primaires, ses judicieux conseils lors de la recherche bibliographique ainsi que pour ses remarques et commentaires sur le rapport.

Etude de la migration des radionucléides dans le cas d'un stockage en site géologique

Sophie RIO

Résumé

Le présent rapport de recherche bibliographique porte sur l'étude de la migration des radionucléides dans le cas d'un stockage en site géologique du combustible irradié provenant des réacteurs nucléaires à eau pressurisée.

La bibliographie a été établie à l'aide du serveur DIALOG sur les bases de données suivantes : INSPEC, NTIS, Ei Compendex Plus, SPIN, SciSearch, Pascal et Current Contents Search, et à l'aide des CD-ROM INIS et DocThèses.

Une synthèse à partir d'un nombre restreint de documents fait l'objet de la deuxième partie du rapport.

Mots-clés

Bibliographie, CD-ROM, bases de données, migration, radioéléments*, radionucléides, géologique, géologie, verre de stockage, zircaloy

Abstract

The present bibliographic research deals with the study of radionuclide migration in the case of a geological disposal of spent fuel from PWR nuclear reactors.

Bibliography was made with the DIALOG server on the following databases: INSPEC, NTIS, Ei Compendex Plus, SPIN, SciSearch, Pascal et Current Contents Search, and with the INIS and DocThèses CD-ROMs.

A synthesis based on a few documents is made in the second part of the report.

Keywords

Bibliography, CD-ROM, on-line retrieval, radionuclide migration, radioelement migration*, geological, geology, waste glass, zircaloy

* Ce terme n'est pas un mot-clé Pascal

TABLE DES MATIERES

INTRODUCTION	2
PREMIERE PARTIE : METHODOLOGIE	3
<u>I Le sujet</u>	3
<u>I.1 Appropriation du sujet</u>	3
<u>I. 2 Présentation du sujet</u>	3
<u>II Recherche sur Internet</u>	4
<u>III Recherche en ligne et sur CD-ROM</u>	5
<u>III.1 Détermination des bases à interroger</u>	5
<i>III.1.1 Bases de données consultées sur DIALOG</i>	5
<i>III.1.2 Bases de données sur CD-ROM</i>	5
<u>III.2 Présentation des bases consultées</u>	6
<i>III.2.1 INSPEC</i>	6
<i>III.2.2 NTIS : International Technical Information Service</i>	6
<i>III.2.3 Ei Compendex Plus</i>	6
<i>III.2.4 SPIN</i>	6
<i>III.2.5 SciSearch</i>	6
<i>III.2.6 Pascal</i>	7
<i>III.2.7 Current Contents Search</i>	7
<i>III.2.8 INIS</i>	7
<i>III.2.9 Doc Thèses</i>	7
<u>IV Interrogation des bases de données et résultats</u>	8
<u>IV.1 Interrogation à partir du serveur DIALOG</u>	8
<i>IV.1.1 Généralités</i>	8
<i>IV.1.2 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans le site géologique</i>	8
<i>IV.1.3 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans les verres de stockage</i>	9
<i>IV.1.4 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans le zircaloy</i>	10
<u>IV.2 Interrogation du CD-ROM DocThèses</u>	11

IV.3 Interrogation du CD-ROM INIS..... 11
IV.3.1 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans le site géologique..... 11
IV.3.2 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans les verres de stockage..... 11
IV.3.3 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans le zircaloy..... 12

IV.4 Récapitulation des résultats des interrogations..... 12

IV.5 Coût de la recherche..... 13

V Conclusion..... 13

DEUXIEME PARTIE : SYNTHESE..... 14

I Gestion des déchets radioactifs à vie longue et de très haute activité..... 14
II Migration des radionucléides dans le site géologique..... 16
III Migration des radionucléides dans les verres de stockage..... 19
IV Migration des radionucléides dans le zircaloy..... 22
V Conclusion..... 23

CONCLUSION GENERALE..... 24

BIBLIOGRAPHIE..... 24

INTRODUCTION

Cette recherche documentaire, qui s'inscrit dans le cadre du Diplôme d'études supérieures spécialisées (DESS) d'informatique documentaire de Lyon, a été menée sous la direction de Madame Nathalie Moncoffre, chargée de recherche au CNRS à l'Institut de Physique Nucléaire de l'Université de Lyon I, au sein du groupe Chimie Nucléaire.

Les objectifs de ce groupe étant l'étude des matériaux barrières utilisés dans les sites de stockage des déchets nucléaires, il est apparu judicieux que j'établisse une bibliographie sur le sujet suivant : **étude de la migration des radionucléides dans le cas d'un stockage en site géologique du combustible irradié provenant des réacteurs nucléaires à eau pressurisée.**

La première partie de ce rapport est consacrée à la méthodologie adoptée pour la recherche bibliographique. Les différentes phases suivantes de cette recherche sont développées : appropriation et présentation du sujet, identification et présentation des bases des données à consulter et enfin l'interrogation de ces bases de données.

Dans le cadre du DESS d'informatique documentaire, une synthèse à partir d'un nombre restreint de documents est demandée. Elle fait l'objet de la deuxième partie du présent rapport, et est effectuée à partir de dix-sept documents.

PREMIERE PARTIE : METHODOLOGIE

I Le sujet

I.1 Appropriation du sujet

Deux démarches complémentaires m'ont permis de mieux comprendre et situer le sujet afin de pouvoir définir les termes de la recherche :

- examen de cours et d'articles scientifiques fournis par Nathalie Moncoffre [1-2]
- recherche bibliographique à la bibliothèque universitaire de Lyon I à partir des mots suivants : déchets nucléaires et combustibles nucléaires. L'une des références trouvées [3] m'a permis de mieux cerner le sujet.

Cette préparation de la recherche bibliographique permet de présenter le sujet.

I.2 Présentation du sujet [1-3]

Le combustible des réacteurs à eau pressurisée est constitué de pastilles d'oxyde d'uranium enrichi ou d'oxydes mixtes d'uranium et de plutonium, enfermées dans des gaines étanches en zircaloy. Ces gaines, appelées crayons, d'une longueur de quelques mètres, ont un diamètre de l'ordre du centimètre et une épaisseur inférieure à 1 millimètre. Elles sont implantées dans des structures métalliques pour constituer les assemblages combustibles. Le coeur d'un réacteur contient ainsi quelques dizaines de milliers de crayons. Lorsque le combustible est utilisé, il est retiré du coeur du réacteur et remplacé par du combustible neuf.

Actuellement, le combustible a une durée de vie d'environ 3 ans et conduit à des déchets nucléaires.

Les déchets nucléaires sont classés en diverses catégories suivant la nature du rayonnement émis et la période des radionucléides produits. Nous nous intéressons aux déchets à durée de vie longue (période de décroissance radioactive supérieure à 100 ans) et aux déchets de très haute activité, qui correspondent aux catégories B et C. Cette dernière catégorie est constituée de produits de fission, d'actinides et de produits d'activation.

Ces déchets doivent être stockés de façon sûre pour de longues durées. La sûreté de leur stockage repose sur l'interposition de barrières successives, adéquates et complémentaires avec la biosphère, afin de limiter les risques de migration de radionucléides. L'option retenue pour le futur est le stockage profond de ces déchets en site géologique, sous forme :

- soit d'un stockage direct du combustible irradié dans sa gaine de zircaloy : la première barrière est alors constituée par les pastilles d'oxydes et la deuxième barrière par la gaine.

- soit d'un stockage en cycle fermé après retraitement du combustible irradié (séparation de l'uranium et du plutonium réutilisables des déchets de catégorie C). Les déchets de catégorie C sont vitrifiés et mis dans des containers en acier : les verres de stockage constituent la première barrière et les containers la deuxième barrière.

Dans les deux cas, la troisième barrière est une structure d'enrobage (béton) et la dernière barrière le site géologique lui-même.

De nombreuses études comparatives complétées d'essais sont en cours en vue de choisir les modes de stockage les mieux appropriés.

Aussi, la présente recherche bibliographique est-elle axée autour de trois thèmes :

- migration des radionucléides dans le site géologique
- migration des radionucléides dans les verres de stockage (stockage en cycle fermé)
- migration des radionucléides dans le zircaloy (stockage direct)

Le besoin le plus important en documents porte sur les deux derniers points.

II Recherche sur Internet

Le sujet de la recherche bibliographique étant orienté vers les sciences nucléaires, le serveur du Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) a été consulté. Il a surtout été utilisé pour retrouver et commander des rapports obtenus lors de l'interrogation des bases de données en ligne et sur CD-ROM. Toutefois, un rapport trouvé lors de la recherche sur le serveur du CEA sera utilisé lors de la synthèse bibliographique [4]. En complément, le serveur de l'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN, NEA en anglais) a aussi été consulté et procure des références intéressantes.

Les autres recherches effectuées avec des automates de recherche comme Infoseek ou AltaVista procurent peu d'informations utiles pour la recherche. En effet, les réponses, quand elles ont un rapport avec le sujet, sont souvent trop générales. Toutefois, la recherche par AltaVista a permis d'obtenir le programme détaillé d'un symposium sur la gestion des déchets nucléaires.

Les adresses à retenir sont donc :

<http://www.cea.fr>

<http://www.nea.fr>

<http://altavista.digital.com>

http://dns.mrs.org/meetings/f95_programs/V

SYMPOSIUM V SCIENTIFIC BASIS FOR NUCLEAR WASTE

MANAGEMENT XIX November 27 - December 1, 1995 Chairs William M.

Murphy Dieter A. Knecht Center for Nuclear.

III Recherche en ligne et sur CD-ROM

La recherche sur CD-ROM ou en ligne est la méthode la plus efficace. Dans le cas du CD-ROM, la recherche et la visualisation des données sont en général gratuites. Par contre, la recherche en ligne est très coûteuse, et nécessite d'effectuer une recherche préalable soignée pour en limiter le coût. L'avantage de la recherche en ligne est la possibilité d'interroger plusieurs bases de données simultanément.

III.1 Détermination des bases à interroger

III.1.1 Bases de données consultées sur le serveur DIALOG

L'ENSSIB ayant passé un accord avec la société Knight River, basée en Californie et à laquelle appartient le serveur DIALOG, ce serveur était consultable à l'école pour un prix très faible jusqu'à fin février. Ce serveur, créé en 1972, est le plus important dans le monde. Il donne accès à 450 bases de données dans tous les domaines de connaissances.

La consultation du catalogue 1996 des bases de données disponibles sur le serveur DIALOG m'a permis de définir une supercatégorie : Nuclear Science (NUCSCI). Cette supercatégorie renferme cinq bases :

- INSPEC
- NTIS
- Ei Compendex Plus
- SPIN
- Dialog Source OneSM : Engineering,

dont seules les quatre premières sont disponibles.

Cette consultation a aussi conduit à sélectionner, d'après la courte description qui en est faite, d'autres bases de données intéressantes qui appartiennent à la section 'Science, Technology and Engineering' :

- SciSearch
- Pascal
- Current Contents Search

III.1.2 Bases de données consultées sur CD-ROM

La consultation d'un ouvrage [5] à la bibliothèque de l'ENSSIB montre qu'une seule base est spécialisée dans les sciences nucléaires : INIS (International Nuclear Information System) de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique de Vienne.

Par ailleurs, plusieurs CD-ROM sont consultables à la bibliothèque de l'ENSSIB. Le CD-ROM DocThèses a ainsi été utilisé pour la présente recherche.

Il est important de noter que les documents primaires ne sont pas accessibles directement et qu'ils doivent être commandés.

III.2 Présentation des bases consultées

III.2.1 INSPEC

INSPEC est une base de données produite par l'Institution of Electrical Engineers (IEE), et spécialisée en physique.

Elle est consultable depuis 1969 et est mise à jour deux fois par mois.

Elle contient des références provenant de plus de 4000 journaux et périodiques, de comptes rendus de conférences, de livres, et de rapports.

L'interrogation peut être faite soit depuis 1969, soit depuis 1983, soit de 1969 à 1982. J'ai choisi d'interroger depuis 1983 (*base n°4*). Cette base de données renfermait 1 750 000 références en novembre 1990. Environ 11 000 références sont ajoutées à chaque mise à jour.

Elle existe aussi sous forme de CD-ROM.

III.2.2 NTIS : International Technical Information Service (base n°6)

NTIS est une base de données produite par le 'National Technical Information Service, US Department of Commerce'. C'est une base de données couvrant de nombreux sujets comme la physique, la chimie, la médecine mais aussi l'administration.

Elle est consultable depuis 1964, et est mise à jour deux fois par mois.

Elle renfermait 1,8 millions de références en décembre 1993. Elle inclut les résultats de recherche, de développement et d'ingénierie sponsorisés par le gouvernement américain. Elle donne également accès aux analyses d'agences américaines et à la recherche sponsorisée par les gouvernements des pays industrialisés.

Elle existe aussi sous forme de CD-ROM.

III.2.3 Ei Compendex Plus (base n°8)

Ei Compendex Plus est une base de données produite par Engineering Information, Inc, qui couvre un large répertoire de la littérature technologique et des sciences de l'ingénieur. Elle est consultable depuis 1970 et sa mise à jour est mensuelle.

Elle renfermait 2,2 millions de références en janvier 1988 et environ 17 500 sont ajoutées à chaque mise à jour. Elle donne accès à environ 4 500 journaux, à des publications de sociétés d'ingénierie, à environ 2 000 comptes rendus de conférences par an, à des rapports techniques et à des monographies.

Elle est aussi consultable sous forme de CD-ROM.

III.2.4 SPIN (base n°62).

SPIN est une base de données produite par l'American Institute of Physics. Elle couvre les principaux domaines de la physique, l'astronomie, l'astrophysique et la géophysique.

Elle est consultable depuis 1975 et mise à jour mensuellement.

Elle renfermait 340 063 références en décembre 1987, et environ 2 500 références sont ajoutées à chaque mise à jour. Ces références proviennent des principaux journaux spécialisés en physique et des comptes rendus de conférences.

III.2.5 SciSearch

SciSearch est une base de données produite par l'Institute for Scientific Information, et couvrant tous les domaines des sciences pures et appliquées.

Elle est consultable depuis 1974 et est mise à jour chaque semaine.

Les références proviennent d'environ 4 500 journaux principaux des domaines scientifiques et techniques.

Le serveur DIALOG permet une interrogation soit depuis 1974 soit depuis 1988. J'ai choisi d'interroger depuis 1988 (*base n°34*). Cette base de données renfermait 2,4 millions de références en juillet 1991 et environ 14 000 références sont ajoutées à chaque mise à jour.

III.2.6 Pascal (base n°144)

Pascal est une base de données produite par l'INIST. C'est une base de données multidisciplinaire couvrant en particulier les domaines de la physique (en physique nucléaire, sont pris en compte uniquement les sujets en rapport avec l'étude du noyau) et des sciences de l'ingénieur.

Elle est consultable depuis 1973 et est mise à jour mensuellement.

Elle contenait 340 063 références en décembre 1987 et environ 2 500 références sont ajoutées à chaque mise à jour. Ces références proviennent de journaux et de comptes rendus de conférences.

Sa spécificité est qu'elle peut être interrogée en français ou en anglais.

Cette base de données est aussi consultable sous support papier et de CD-ROM.

III.2.7 Current Contents Search (base n°440)

Cette base de données est produite par l'Institute for Scientific Information. Elle contient les tables des matières des principaux journaux dans les domaines suivants : sciences, sciences sociales, arts.

Elle est consultable depuis 1990 et est mise à jour de façon hebdomadaire.

Elle contenait plus de 950 000 références en avril 1991, et environ 15 000 références sont ajoutées à chaque mise à jour. Ces références proviennent d'environ 6 500 journaux.

Elle est aussi consultable sur papier, sur disquettes et sur CD-ROM.

III.2.8 INIS

INIS est la base de données de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique, implantée à Vienne. Cette base renferme des références sur des sujets en rapport avec les applications civiles des sciences nucléaires. Les références données sont des articles, des livres, des comptes rendus de conférences, des monographies et des rapports de communication.

INIS contient plus de 1,8 millions de références avec une augmentation annuelle de 80 à 85 000 références. Elle est mise à jour tous les six mois.

Madame Jarroux, responsable du centre de documentation à l'Institut de Physique Nucléaire (IPN) de Lyon, m'a donné accès à la consultation d'INIS sur CD-ROM.

III.2.9 DocThèses

DocThèses est une base de données est produite par Chadwich-Healey. Sa mise à jour est annuelle. C'est un catalogue qui contient 175 000 thèses universitaires soutenues en France depuis 1972 dans toutes les disciplines.

Je l'ai consulté sur CD-ROM à la bibliothèque de l'ENSSIB.

IV Interrogation des bases de données et résultats

IV.1 Interrogation à partir du serveur DIALOG

IV.1.1 Généralités

L'interrogation a d'abord été effectuée sur les bases de données correspondant à la supercatégorie Nuclear Science (n°4, 6, 8 et 62) puis sur celles de la section 'Science, Technology and Engineering' (n°34, 144 et 440). L'interrogation simultanée de plusieurs bases de données permet d'éviter les doublons dans la recherche. La recherche est effectuée sur les champs titre, résumé et descripteurs. La troncature à droite est représentée de deux manières :

- pour une lettre :? ?
- illimitée : ?

L'équation de recherche est bâtie à partir de mots-clés, tronqués ou non, reliés par des opérateurs booléens : et (*and*) qui correspond à l'intersection, ou (*or*) qui correspond à la réunion, sauf (*not*) qui correspond à l'exclusion. Ce dernier opérateur n'a pas été utilisé. Les mots-clés sont reliés par des opérateurs de proximité. Pour cette recherche, les deux opérateurs sont :

mot 1(*w*)mot 2 signifie : le mot 2 est placé juste après le mot 1;

mot 1(*ln*)mot 2 signifie: le mot 2 et le mot 1 sont séparés par un mot au plus et l'ordre des mots n'a pas d'importance pour la recherche.

IV.1.2 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans le site géologique

La migration des radionucléides dans le site géologique n'étant pas le thème principal de la recherche, l'objectif a été d'obtenir quelques références sur le sujet. La recherche a été effectuée à partir des mots-clés suivants :

- radioelement migration ou migration of radioelements, termes qui n'appartiennent pas aux thésaurus,
- geol?, qui permet de prendre en compte tous les termes commençant par geol.

L'équation de recherche s'écrit donc :

S1 = S migrat?(1n)radioelement? ?

S2 = S geol?

S3 = S S1 and S2

Cette recherche, effectuée sur toutes les bases de données a fourni 15 références dont 3 doublons. La consultation des listings a permis de sélectionner 6 références pertinentes [6-11].

bases de données	4	6	8	62	34	144	440
références obtenues	0	4	1	0	2	5	0
références pertinentes	-	2	0	-	0	4	-
bruit (%)	-	50	0	-	0	20	-

Le bruit n'est pas vraiment significatif dans ce cas puisque le nombre de données est faible. Les références non retenues portent sur des éléments qui ne concernent pas la recherche

ou sur un aspect trop physique de la migration des radionucléides ou encore utilisent cette migration comme traceur de migrations anciennes.

Par ailleurs, il est intéressant de noter que les articles :

- sont publiés en langue :
 - * anglaise 6
 - * française 6
- proviennent de :
 - * périodiques 3
 - * thèses 5
 - * rapports 2
 - * conférences 2

IV.1.3 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans les verres de stockage

La recherche dans les thésaurus a conduit à choisir comme mot-clé : radionuclide migration. Pour élargir le spectre de recherche, les expressions comprenant les termes suivants ont été ajoutées: radioelement(s) et migration.

Dans les thésaurus, verre de stockage est connu : waste glass.

L'équation de recherche s'écrit donc :

S1 = S migrat?(1n)radioelement? ? or radionuclide(w)migration

S2 = S waste(w)glass

S3 = S S1 and S2

Cette recherche a d'abord été effectuée sur les bases de données correspondant à la supercatégorie Nuclear Science (n°4, 6, 8 et 62), comme précédemment. 39 références ont été obtenues dont un doublon. La visualisation des résultats conduit à la sélection de 30 références pertinentes [12-41] :

bases de données	4	6	8	62
références obtenues	2	36	0	0
références pertinentes	1	29	-	-
bruit (%)	50	19	-	-

Le bruit provient des références écrites en japonais ou concernent des éléments ne correspondant pas à la recherche ou sont écrites en 1977 et 1978 et étudient un changement dans la politique de stockage des déchets nucléaires.

Il est intéressant de noter que les articles :

- sont publiés en langue :
 - * anglaise 35
 - * japonaise 3
- proviennent de :
 - * périodiques 1
 - * rapports 21
 - * conférences 16

Cette première interrogation, effectuée sans limitation de date, met en évidence des changements dans les centres d'intérêt de la recherche dans le monde.

Dans un deuxième temps, la recherche a été menée de 1990 à nos jours correspondant aux 7 dernières années sur les bases de données correspondant à la section 'Science, Technology and Engineering' (n°34, 144 et 440). La sélection sur les années s'effectue de la même manière sur les trois bases. L'équation de recherche devient alors :

S1 = S migrat?(1n)radioelement? ? or radionuclide(w)migration

S2 = S waste(w)glass

S3 = S PY=1990:1997

S4 = S S1 and S2 and S3

Cinq références ont été obtenues dont deux doublons :

bases de données	34	144	440
références obtenues	3	0	0
références pertinentes	2 [42-43]	-	-
bruit (%)	33	-	-

Le bruit provient d'une référence écrite en japonais.

Notons que les articles :

- sont publiés en langue :
 - * anglaise 2
 - * japonaise 1
- sont issus de périodiques.

IV.1.4 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans le zircaloy

L'équation de recherche s'écrit :

S1 = S migrat?(1n)radioelement? ? or radionuclide(w)migration

S2 = S zircaloy

S3 = S S1 and S2

La recherche a d'abord été effectuée sur les quatre premières bases de données (n°4, 6, 8 et 62), comme indiqué précédemment. 29 références ont été obtenues. La visualisation des cinq premières références n'a fait apparaître aucune référence pertinente. En effet, les références portaient sur des aspects physiques de la migration des radioéléments. Le terme iodine a alors été introduit dans l'équation de recherche, mais sans résultat.

IV.2 Interrogation du CD-ROM DocThèses

L'interrogation en français du CD-ROM DocThèses est effectuée en deux temps sur le résumé français, ce qui correspond le mieux à la recherche, et s'écrit :

RF = migration + radioélément*

RF = migration + radionucléide*

La troncature à droite est représentée par * pour toutes les interrogations sur CD-ROM.

Ces deux interrogations ont donné des résultats répondant à la migration des radionucléides dans le site géologique.

La première interrogation conduit à 12 références, et la deuxième à 4 références. Le tri des références est effectué à l'écran et les 10 références pertinentes sont imprimées. Les quatre thèses obtenues sur DIALOG se retrouvent ici [6, 8-10]. Toutefois, cette interrogation est complémentaire puisque 6 références pertinentes [44-49] n'ont pas été obtenues lors de l'interrogation de DIALOG. Le bruit est de 37 % si l'on considère les deux interrogations et en comptant toutes les références pertinentes.

IV.3 Interrogation du CD-ROM INIS

IV.3.1 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans le site géologique

Ma directrice de recherche ayant estimé que le nombre de références déjà obtenues sur le sujet était suffisant, je n'ai donc pas interrogé la base de données INIS.

IV.3.2 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans les verres de stockage

J'ai interrogé la base de données INIS à partir de 1990. 50 références ont été obtenues. Après la visualisation des résultats, 28 références [50-77] ont été retenues, sans compter les 9 doublons avec les bases de données interrogées sur DIALOG, les deux doublons dans la base de données INIS elle-même et les 6 références écrites en japonais, ce qui correspond à 26 % de bruit (en enlevant du total les références écrites en japonais).

Il est à noter que les articles :

- sont publiés en langue :

* anglaise 55

* japonaise 6

- proviennent de :

* périodiques 12

* rapports 13

* conférences 25

IV.3.3 Interrogation concernant la migration des radionucléides dans le zircaloy

La base de données INIS a été interrogée à partir de 1980. L'équation de recherche est la suivante :

((migration and radioelement) or radionuclide migration) and zircaloy

31 références ont été trouvées dont deux doublons. La visualisation de leurs notices nous a amené à retenir 17 références pertinentes [78-94]. Le bruit est de 41 % et provient d'études réalisées sur des éléments ne concernant pas cette recherche ou d'études axées sur le comportement du zircaloy en cas d'accident dans une centrale.

Il est intéressant de noter que les articles sont publiés en anglais et proviennent de :

* périodiques	6
* conférences	21
* rapports	4

IV.4 Récapitulation des résultats des interrogations

Les résultats de l'interrogation des bases de données sont résumés dans le tableau suivant :

bases de données	4	6	8	34	144	INIS ⁽¹⁾	DocThèses ⁽¹⁾
Site géologique							
références obtenues	0	4	1	2	5	n.d.	16
références pertinentes	-	2	0	0	4	-	6
Verres de stockage							
références obtenues	2	36	0	3	0	50	n.d.
références pertinentes	1	29	0	2	0	28	-
Zircaloy							
références obtenues	n.d.	n.d.	n.d.	n.d.	n.d.	31	n.d. ⁽²⁾
références pertinentes	-	-	-	-	-	17	-

⁽¹⁾ Dans les références pertinentes, ne sont pas comptés les doublons avec les références trouvées lors de l'interrogation des bases de données sur le serveur DIALOG

⁽²⁾ L'interrogation du CD-ROM DocThèses à l'aide du terme zircaloy a fourni uniquement des références concernant l'étude des propriétés mécaniques du zircaloy (e.g. [95]).

L'interrogation simultanée des bases de données sur le serveur DIALOG a toujours été suivie de la commande 'rd' qui permet d'enlever les doublons. Suite à cette opération, aucune référence n'a été obtenue pour les bases de données SPIN et Current Contents Search.

IV.5 Coût de la recherche

Le temps de connexion aux différentes bases de données du serveur DIALOG et le nombre de références télédéchargées sont donnés dans le tableau suivant :

base de données	4	6	8	62	34	144	440
temps de connexion (h)	0,304	0,802	0,277	0,077	0,135	0,172	0,174
prix/h (\$)	90,00	60,00	90,00	30,00	60,00	60,00	90,00
nombre de références télédéchargées	5	51	3	0	15	5	0
prix/unité (\$)	1,45	1,40	1,45	0,95	1,60	1,10	1,75
coût total (\$)	34,61	119,52	29,28	2,31	32,10	15,82	15,66

Le coût de la recherche sur DIALOG s'élève donc à 249,30 \$ soit environ : 1 496 francs.

La recherche sur Internet et sur CD-ROM ont été effectuées en 4 heures et en 2 heures, respectivement.

Le coût de l'acquisition des documents primaires utilisés dans la partie synthèse est détaillée ci-après :

Pour les thèses : - 60 photocopies à partir de microfiches = 60 francs
- prêt inter-bibliothèques : 20 francs

Pour les articles de périodiques accessibles à la bibliothèque universitaire de Lyon
I: 7 francs

Pour les rapports : - 4 venant de l'INIST : 166,44 francs
- 2 venant du CEA : 98 francs

V Conclusion

La recherche documentaire s'est effectuée autour de trois pôles :

- migration des radionucléides dans le site de stockage
- migration des radionucléides dans les verres de stockage
- migration des radionucléides dans le zircaloy

dont les deux derniers intéressent plus particulièrement ma directrice de recherche.

Cette recherche a nécessité plusieurs étapes : prise de connaissance du sujet, sélection des mots-clés et des bases de données à interroger et enfin l'interrogation des ces bases de données. Plusieurs supports ont été utilisés : Internet, le serveur DIALOG et des CD-ROM. Internet permet une première recherche mais la majorité des références provient des bases de données INIS et NTIS.

Il est important de souligner que la communication avec le commanditaire est primordiale. Elle permet de bien cibler le sujet et donc de définir les mots-clés les plus appropriés pour l'interrogation des bases de données. Par ailleurs, cette communication avec les chercheurs permet d'effectuer le tri des notices, travail qui est facilité par une bonne connaissance du domaine de recherche.

DEUXIEME PARTIE : SYNTHESE

Dans le cadre du DESS d'informatique documentaire, la présente synthèse a été effectuée à partir de dix-sept documents :

- 6 pour la migration des radionucléides dans le site géologique
- 6 pour la migration des radionucléides dans les verres de stockage
- 5 pour la pour la migration des radionucléides dans le zircaloy.

I Gestion des déchets radioactifs à vie longue et de très haute activité [2,4]

Les déchets nucléaires proviennent à 90 % des centrales nucléaires et des usines du cycles du combustible. Les déchets de catégorie B et C représentent respectivement 1 % et environ 5 % en volume des déchets nucléaires. Leur forte radioactivité et leur période très longue nécessitent de prendre des mesures spécifiques pour garantir la protection de la biosphère.

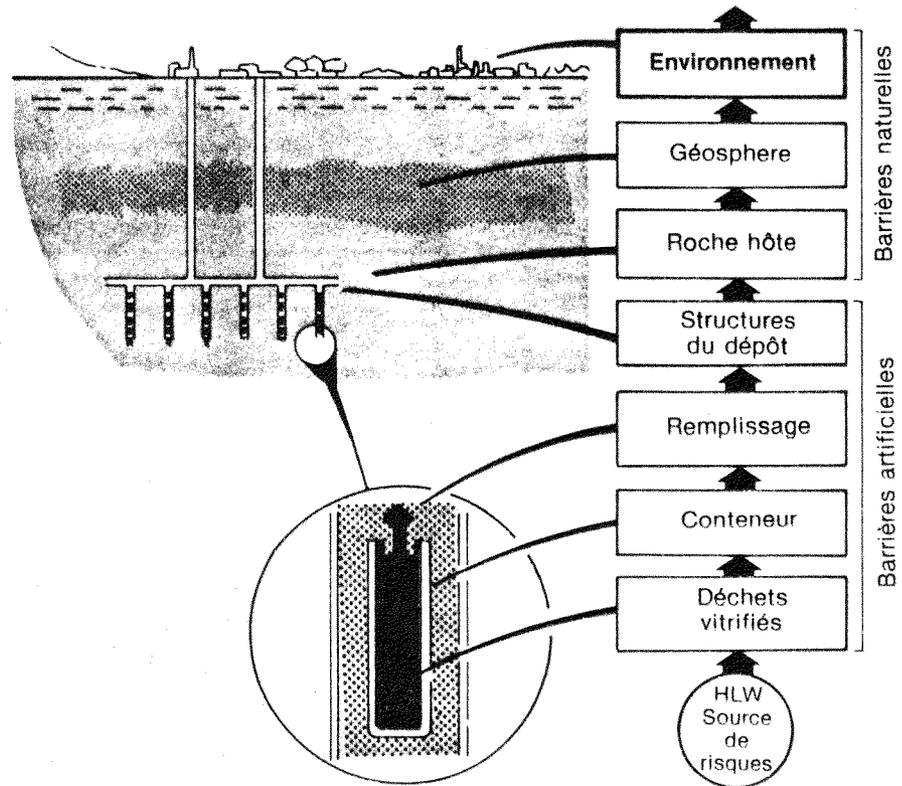
Actuellement, en France, le combustible utilisé est retraité, ce qui génère des déchets de procédés, suffisamment contaminés en corps à vie longue (déchets de catégorie B), et des déchets de très haute activité (déchets de catégorie C). Les déchets de catégorie B sont conditionnés dans du béton et entreposés en attente de stockage. Les déchets de catégorie C sont vitrifiés et entreposés dans des puits bétonnés et ventilés sur les lieux mêmes de la centrale. Ainsi, les déchets perdent une partie de leur chaleur et de leur radioactivité. Ces déchets de catégorie B et C peuvent séjourner plusieurs décennies dans les stockages provisoires. Pour un stockage définitif, le stockage profond dans un site géologique est envisagé. Il repose sur le concept de barrière multiple (fig. 1, [4]).

Le deuxième mode de gestion du combustible utilisé est celui du stockage direct en couches géologiques profondes, après une période d'entreposage sous eau, voire ensuite à sec.

La radiotoxicité du combustible irradié est dominée par différents radioéléments suivant la période de temps considérée :

- pendant les 300 premières années, elle provient essentiellement des deux principaux produits de fission (^{137}Cs et ^{90}Sr) et du ^{244}Cm ;
- ensuite, jusqu'à environ 10^5 ans, elle provient surtout de la décroissance de l'américium et du plutonium
- au-delà, elle est dominée par le neptunium et les descendants de l'uranium.

Figure 1 : Le concept de barrière multiple [4]



II Migration des radionucléides dans le site géologique

Le site géologique constitue l'ultime barrière à la propagation des radioéléments. L'eau représente le plus grand risque pour véhiculer ces radioéléments. La barrière géologique doit remplir différents critères : stabilité du terrain, absence de circulation d'eau, bonne conduction thermique, bonnes propriétés de rétention des radioéléments, faible risque d'intrusion humaine.

Différents sites géologiques de stockage des déchets nucléaires sont étudiés :

- granite
- argile
- sel
- sédiments sous-marins

Des modèles, basés sur différents scénarios, sont mis en place pour évaluer l'évolution de la capacité de stockage de ces différents sites. Ce problème est examiné par de nombreux laboratoires, dans un cadre national ou européen [4].

Ces modèles intègrent les résultats d'études expérimentales, qui permettent de mieux comprendre les mécanismes de sorption des radioéléments sur le matériau géologique. Le terme sorption inclut les différents processus de retardement de la migration des radioéléments par interaction avec la phase solide (échange d'ions, adsorption, précipitation des phases secondaires, exclusion d'ions...). La sorption est très souvent étudiée expérimentalement par la détermination des coefficients de distribution (K_d) entre le solide et la solution, à partir de mesures statiques (méthode de simple équilibre). Cette méthode consiste à mettre en contact une solution contenant une certaine teneur du radioélément étudié avec une poudre de matériau de granulométrie définie. Le K_d , exprimé en l/kg, est le rapport des concentrations en radioéléments dans le solide et dans le liquide. On peut aussi le rapporter à la surface spécifique du solide et l'exprimer en l/m². Le coefficient de distribution a en particulier été déterminé pour des minéraux des granites altérés ou non et pour des argiles.

a) le granite

Le granite est une roche hétérogène composée de différents minéraux, dont les principaux sont les feldspaths (60 à 65 %), le quartz (environ 40 %) et les micas (5 à 10 %). Les propriétés sorbantes du granite dépendent des minéraux qui le composent et de leurs proportions [11]. Le granite du massif d'Auriat (France) est étudié en vue d'un stockage profond des déchets nucléaires. Les coefficients de distribution ont été mesurés, par la méthode de simple équilibre, dans différents minéraux granitiques :

- minéraux primaires principaux (feldspath, quartz, mica) du granite d'Auriat pour différents radioéléments (tableau 1 ; [11]) et comparés à ceux d'une argile, l'illite. Un feldspath particulier, l'orthose, fait l'objet d'une thèse [46]. Le néodyme, présent dans les déchets nucléaires (il représente environ 11 % des produits de fission), est alors étudié pour modéliser les actinides trivalents, trop difficiles à étudier pour des raisons de radiotoxicité (émetteurs α).

Tableau 1 : Propriétés sorbantes comparées (K_d , ml/g) du granite en poudre (40 - 100 μm) avec l'argile (illite) pour différents radionucléides [11]

minéral pH	quartz 8,0	feldspath 8,1	mica 7,5	illite 7,5
Cs ⁺	20	295	4500 ⁽¹⁾	5000
Sr ⁺⁺	9	32	1200 ⁽¹⁾	1200
NpO ₂ ⁺	5	3,4	9 ⁽¹⁾⁽²⁾	70
Pu(IV)	200	2400	2.10 ⁴ (2)	3.10 ⁴
Am(III)	2000	6000	2.10 ⁴ (2)	2.10 ⁴

⁽¹⁾ Agitation 8 jours sur mica en poudre

⁽²⁾ Biotite prélevée dans le granite d'Auriat

- minéraux d'altération des granites (calcite, smectite qui est une argile [6]). Les coefficients de distribution pour le néodyme sont plus élevés dans le cas de la calcite ($158 \pm 3,8$ l/m², [6]) que ceux trouvés dans l'orthose ($97-110$ l/m², [46]), ce qui prouve que les minéraux d'altération joueront un rôle prépondérant dans la sorption des radioéléments. En effet, ces minéraux sont surtout localisés dans les fissures des massifs granitiques, qui sont les lieux privilégiés de circulation des eaux souterraines. Les radioéléments seront alors surtout en contact avec ces minéraux.

b) l'argile

L'argile, qui peut constituer le site de stockage lui-même ou un matériau de remplissage des fractures dans le cas des sites granitiques, fait l'objet d'une étude sur la rétention de Cs, Np, Am et U [8].

Ces différentes études permettent de mieux comprendre les mécanismes de sorption des radioéléments. Ainsi, les argiles, les feldspaths et les micas se comportent comme des échangeurs de cations [4, 8].

Il est important de déterminer les conditions expérimentales, car les propriétés sorbantes doivent être étudiées dans les mêmes conditions.

- Les paramètres physico-chimiques les plus importants sont le pH, la température et la concentration des autres substances présentes. L'augmentation du pH provoque une augmentation de la rétention de l'américium, de l'uranium et du neptunium sur la silice [10]. En 1991, Budiman-Sastrowardoyo a choisi d'effectuer sa recherche à 50°C, qui est dans le domaine de températures prévues dans l'environnement du site de stockage granitique [6]. Cet auteur a mis en évidence l'influence de la température pour la sorption du néodyme sur la calcite.

- La cinétique de fixation du radioélément étudié sur la poudre de matériau géologique est mesurée afin de déterminer le temps au bout duquel l'équilibre est atteint. Dans le cas de l'étude de la fixation du néodyme, les temps d'agitation adoptés pour les expériences sont :

- * 4 heures dans le cas de la calcite [6],
- * 6 heures dans le cas de la smectite [6],
- * 2 heures dans le cas de l'orthose [46].

Dans le cas de la calcite, des expériences ont montré qu'une deuxième cinétique de fixation du néodyme a lieu, qui conduit à une augmentation du coefficient de distribution mesuré au bout de 30 jours sans agitation.

- La concentration initiale du radioélément étudié dans le liquide joue un rôle primordial dans la sorption des radioéléments. La vitesse de fixation du néodyme sur l'orthose diminue en fonction de la concentration initiale du radioélément [46]. Par ailleurs, une diminution de la concentration en Am, U et Np induit une augmentation de la fixation de ces radioéléments sur la silice [10].

- Il est important d'étudier l'influence de la granulométrie de la poudre de solide étudié sur la sorption. C'est le cas du quartz et des feldspaths, qui sont des cristaux à structure massive imperméable [11]. Cette propriété est vérifiée par la détermination du coefficient de

distribution du néodyme sur l'orthose [46]. Ce coefficient vaut $3,3 \cdot 10^4$ l/kg pour l'orthose de 40-80 μm et $5,5 \cdot 10^4$ l/kg pour l'orthose de 25-71 μm .

La sorption dépend aussi d'autres paramètres :

- Elle varie en fonction des radioéléments et du milieu géologique. L'ordre d'affinité des radioéléments sur la silice est le suivant : $\text{Am} > \text{U} > \text{Np}$ [10]. Par ailleurs, dans le cas du césium, l'affinité pour les argiles croît dans le sens : illite > smectite > kaolinite [10].

- La composition de l'eau souterraine et donc l'état de complexation de l'élément en solution joue aussi un rôle important dans la sorption : la présence d'EDTA dans la solution défavorise la sorption du néodyme sur l'orthose et la calcite [6, 46].

- La présence de particules et colloïdes dans les eaux peut avoir un effet positif ou négatif sur la mobilité des radioéléments. Les substances humiques, généralement issues de la décomposition des débris végétaux et animaux, sont des entités colloïdales. Les acides humiques et fulviques représentent la plus grande partie de ces substances humiques dans les eaux. Par exemple, de faibles concentrations d'acides humiques favorisent la sorption de l'américium sur la silice, alors que pour de plus fortes concentrations de ces acides (au-delà de la concentration de saturation de l'oxyde) le radioélément reste en solution [10].

Quand les mesures sont suffisamment nombreuses, différents modèles mathématiques peuvent être appliqués en vue de décrire la sorption des radioéléments. Ainsi, le modèle d'échange d'ions semble décrire les phénomènes de sorption de l'américium sur la silice [10]. De même, les premiers résultats d'une modélisation de la rétention de différents radioéléments (Cs(V), Np(V), Am(III) et U(VI)) sur des matériaux argileux sont présentés par Gorgeon en 1994 [8].

III Migration des radionucléides dans les verres de stockage

Les déchets de très haute activité, constitués de produits de fission, d'actinides et de produits d'activation, sont vitrifiés. Le verre de stockage est alors la première barrière pour limiter les risques de migration des radionucléides. Des verres synthétiques borosilicatés sont utilisés. C'est le cas du verre français R7T7 dont la composition est donnée dans le tableau 2 [43]. Toutefois, la possibilité d'employer des verres naturels, comme les basaltes, est aussi étudiée.

Comme nous l'avons vu précédemment, l'eau est le principal vecteur de migration des radionucléides. Tout d'abord, il est important de noter que des verres dont la composition varie en présence d'eau sont stables pendant des billions d'années en milieu anhydre [60].

Des expériences menées en laboratoire dans différentes conditions d'analyse permettent de mieux connaître les processus de corrosion des verres de stockage dans différents milieux, et l'influence de cette altération sur la migration des radioéléments. Grambow synthétise l'état des connaissances en 1990 à ce sujet [60]. Le taux de corrosion des verres de stockage dépend de différents facteurs physico-chimiques tels que la composition du verre, le pH, la température, l'irradiation et la radiolyse [60].

Tableau 2 : Pourcentage en poids d'oxydes des principaux constituants du verre inactif simulé R7T7 [43]

SiO ₂	45,48
B ₂ O ₃	14,02
Na ₂ O	9,86
Al ₂ O ₃	4,91
CaO	4,04
Fe ₂ O ₃	2,91
ZnO	2,50
La ₂ O ₃	0,90
Ce ₂ O ₃	0,93
Nd ₂ O ₃	1,59
UO ₂	0,52
ThO ₂	0,3
Reste	12,01

Tableau 3 : Vitesse de dissolution du verre R7T7 ($\text{g}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{f}^{-1}$) [43]

molarité (mol.l ⁻¹)	HPO ₄ ²⁻	HCO ₃ ⁻	SO ₄ ²⁻
5.10 ⁻³	0,056 ± 0,005	0,076 ± 0,003	0,096 ± 0,002
10 ⁻⁵	0,103 ± 0,006	0,129 ± 0,010	0,134 ± 0,009

Différents processus ont lieu pendant la corrosion du verre [20, 60] :

- diffusion de l'eau dans le verre et échange d'ions alcalins. Ces processus conduisent à la formation de deux couches à la surface du verre : une couche interne de diffusion et une couche hydratée externe appelée 'gel'.

- puis, avec le temps, des éléments passés en solution reprécipitent sur la surface hydratée et forment des phases secondaires cristallines. Ces phases sont couramment des argiles, des zéolites et des oxydes et hydroxydes de métal. L'altération du verre R7T7 à 190°C par une saumure riche en NaCl conduit à la formation en particulier des phases cristallines suivantes : powellite, coffinite, analcime, quartz, barytine, anhydrite et saponite [42].

La formation de ces différentes couches d'altération est importante pour la migration des radioéléments : le gel est enrichi en actinides [20]. Parmi les phases cristallines formées lors de l'altération du verre R7T7 à 190°C par une saumure riche en NaCl, la powellite et la coffinite contiennent du néodyme et de l'uranium, respectivement [42]. Les phases cristallines sont plus stables que le verre [60]. Par ailleurs, la corrosion du verre dépend du taux de silice transféré dans la solution à travers les différentes phases [20, 60].

La dissolution du verre et donc la migration des radionucléides dépendent de la composition de la solution : la vitesse de dissolution du verre R7T7 par des solutions phosphatées, carbonatées et sulfurées est deux fois plus élevée à faible molarité (10^{-5} mol.l⁻¹) qu'à forte molarité (5.10^{-3} mol.l⁻¹ ; Tableau 3, [43]). L'influence de la nature de l'anion est visible notamment à forte molarité (Tableau 3). De plus, pour ces trois milieux, seulement 0,05 à 1,5 % des terres rares (analogues géochimiques des actinides) et du thorium passent en solution, 95% de ces éléments étant fixés sur des colloïdes. En présence d'ions phosphates, cette fraction baisse pour atteindre 70 % [43]. La formation des colloïdes est donc un facteur important dans la migration des radionucléides. Des expériences ont montré que pratiquement tout le plutonium et l'américium étaient concentrés dans des colloïdes [53].

Enfin, des expériences sont menées en présence des différents matériaux géologiques retenus pour le stockage [60]. L'Allemagne ayant retenu les dômes de sel de Gorleben comme site de stockage pour tous les types de déchets nucléaires, l'altération du verre R7T7 est étudiée dans une saumure riche en NaCl [42]. En France, différents sites de stockage sont envisagés, entre autres les argiles. L'altération du verre R7T7 dépend du type d'argile [26].

Les différents processus qui ont lieu pendant la corrosion du verre sont pris en considération dans les modèles mathématiques [20].

IV Migration des radionucléides dans le zircaloy

Le zircaloy, qui constitue les gaines du combustible nucléaire dans les centrales de type PWR, est un alliage de zirconium. Les alliages les plus utilisés sont le zircaloy-2 et le zircaloy-4, dont les compositions sont indiquées dans le tableau 4 [81]. Ils contiennent tous les deux plus de 98 % de zirconium.

Tableau 4 : Composition du zircaloy-2 et du zircaloy-4 en pourcentage (poids)
[81]

Alliage	Sn	Fe	Cr	Ni	Zr
zircaloy-2	1,5	0,12	0,10	0,05	98,23
zircaloy-4	1,5	0,20	0,10	0,005	98,275

Il est important de noter que le zircaloy, contrairement aux verres de stockage, est irradié dans le coeur du réacteur. De nombreuses études portent donc sur le comportement mécanique du zircaloy lors de l'irradiation (e.g. [95]) et en cas d'accident majeur dans les centrales [96]⁽¹⁾.

La gestion des déchets radioactifs donne lieu à des normes très strictes. Ainsi par exemple, aux Etats-Unis, la Commission de Régulation Nucléaire (NRC) a fixé des normes de sécurité pour le stockage direct du combustible usé : les gaines du combustible nucléaire doivent former une barrière efficace à 100 % pendant 300 à 1000 ans.

Durant l'irradiation du combustible, différents radionucléides se retrouvent dans le zircaloy. Si le combustible est retraité, le zircaloy représente alors un déchet de catégorie B. Dans le cas du stockage direct du combustible usé, il est important de connaître la répartition des radionucléides dans les gaines de zircaloy. Une étude a été spécialement menée sur la répartition des radionucléides dans le zircaloy-4 [97]⁽²⁾. L'origine de la radioactivité dans les gaines du combustible irradié provient de divers processus, en particulier de l'activation des constituants du zircaloy-4 et des impuretés qu'il contient, de l'implantation de produits de fission et de la capture de tritium. Cette étude fait état de la répartition des radionucléides comme suit :

- plus de 98 % des produits de fission sont présents dans le 10 premiers micromètres de la surface interne du zircaloy-4
- la distribution des produits d'activation comme ⁶⁰Co est homogène dans la gaine de zircaloy-4 sauf dans la surface externe
- la distribution du tritium tend à devenir hétérogène avec l'augmentation du taux de combustion du combustible.

⁽¹⁾ trouvé lors de l'interrogation de la base de données INIS.

⁽²⁾ procuré par N. MONCOFFRE.

Par ailleurs, Chambré et al. ont mis au point en 1986 des modes de calcul pour modéliser la migration des radionucléides à travers des trous de petites tailles de différentes formes et dont le nombre varie [79]. Cette étude met en évidence que la migration des radionucléides n'est pas négligeable à travers des trous de petites tailles, et est donc à prendre en considération dans le cas des gaines du combustible irradié. Ces défauts sont créés par l'action combinée de l'irradiation, de la corrosion et des contraintes dans les gaines du combustible.

Enfin, le zircaloy-2 et le zircaloy-4 sont très résistants à la corrosion dans différents milieux. Cette propriété, due à la constitution d'un film protecteur à leur surface, est particulièrement importante dans le cas d'un stockage direct du combustible irradié. Rappelons ici que l'eau est non seulement un agent de corrosion mais représente aussi le principal élément de transport des radionucléides. Une étude est en particulier menée sur le comportement du zircaloy-2 et du zircaloy-4 en présence d'un environnement simulant l'eau trouvée dans le Yucca Montain, Nye County, Nevada, qui est un site particulièrement étudié pour le stockage des déchets radioactifs en site géologique aux USA [81]. Différents tests sont effectués à 22°C et à 95°C dans des conditions reproduisant celles pouvant être rencontrées dans la réalité. Ces expériences ont mis en évidence que les alliages sont inactifs et ont des taux de corrosion très faibles. Toutefois, ces résultats dépendent du mode de préparation des échantillons.

V Conclusion

L'étude de la migration des radionucléides dans le site géologique, dans les verres de stockage et dans le zircaloy est particulièrement importante pour déterminer les conditions du stockage profond du combustible usé.

Les eaux souterraines circulant à grande profondeur représentent le plus grand risque pour la migration des radionucléides.

Le site géologique représente la dernière barrière de stockage. La sorption des radionucléides sur les différents minéraux constitutifs du milieu géologique dépend de nombreux paramètres qui sont étudiés en laboratoire, en particulier avec des méthodes statiques. Les résultats de ces études sont exploités dans des modèles mathématiques.

Dans le cas du retraitement du combustible irradié, les déchets de catégorie C sont vitrifiés. Les mécanismes de corrosion de ces verres sont étudiés dans différents milieux. Des modélisations sont aussi effectuées.

Dans le cas d'un stockage direct du combustible irradié, la gaine en zircaloy représente la première barrière de stockage. Des études portent sur la répartition des radionucléides dans le zircaloy (études en laboratoire), et sur des modélisations pour connaître la migration des radionucléides dans le cas où la gaine présente de trous de petites tailles. Enfin, la corrosion du zircaloy est aussi étudiée.

CONCLUSION GENERALE

La présente étude m'a permis très concrètement de me familiariser avec les différentes phases d'une recherche bibliographique : appropriation du sujet, recherche et sélection des bases de données à interroger, interrogation de ces bases, tri des références pertinentes et exploitation des résultats.

Dans le cadre du DESS, l'exploitation des résultats a été limitée à l'analyse d'un nombre restreint de documents. Cette analyse mériterait d'être poursuivie, voire complétée (examen des références japonaises).

Il est important de noter que beaucoup de références pertinentes sont relativement récentes et d'origine variée, ce qui montre l'intérêt soutenu que la communauté scientifique porte au problème des déchets des centrales nucléaires. Un suivi régulier des publications semble donc judicieux.

BIBLIOGRAPHIE

Formalisme

Les références bibliographiques sont présentées en appliquant la norme française Z44-005 : 'documentation, références bibliographiques : contenu, forme et structure' de décembre 1987, qui reproduit intégralement la norme internationale ISO 690-1987.

Classement

Comme l'indique la norme, 'les références bibliographiques sont disposées selon une succession numérique correspondant à l'ordre de citation dans le texte'. De plus, elles sont disposées par ordre alphabétique lorsque plusieurs sont citées simultanément dans le texte.

- [1] **MONCOFFRE, N., CHEVARIER, A., CHEVARIER, N. et al.** Study of radioactive fission product migration in high level waste storage materials by means of ion implantation. In: *Proceedings of the international workshop on research with fission fragments, Benediktbeuern (Germany), October 28-30, 1996.* à paraître
- [2] **SCHAPIRA, J.P.** *Transmutation des radionucléides à vie longue : principes, méthodes, réacteurs, accélérateurs.* Cours du DEA radioéléments, Radionucléides, Radiochimie, Universités : Paris XI-Grenoble I-Tours, 1996-1997
- [3] **LEFEVRE, J.** *Les déchets nucléaires.* Paris : Eyrolles, 1986. Collection CEA 513 p. ISBN 2-72720104-4
- [4] Performance assessment of geological isolation systems for radioactive waste. In : *Proceedings of a PAGIS information day, Madrid (Spain), 1989.*, 150 p., Rapport n°EUR-12676
- [5] **HALL, J.L.** *Online Bibliographic Databases.* London : Aslib, The Association for Information Management, 1986. 509 p. ISBN 0 85142 202 0
- [6] **BUDIMAN-SASTROWARDOYO, P.** *Etude de la sorption d'analogues d'actinides sur quelques minéraux d'altération des sites granitiques envisagés pour le stockage des déchets radioactifs.* Thèse Chim. Miner. : Université Paris XI, 1991, 127 p.
- [7] **BUSH, C.A., BUNKER, C.M. and SPENGLER, R.W.** *Radioelement distribution in Drill-Hole USW-G1, Yucca-Mountain, Nye county, Nevada.* Reston, VA (USA) : Geological Survey, 1983, 15 p. Rapport d'études n° USGS-OFR-83-847
- [8] **GORGEON, L.** *Contribution à la modélisation physico-chimique de la rétention de radioéléments à vie longue par des matériaux argileux.* Thèse Doct. : Université Paris VI, 1994, 189 p.
- [9] **KAMAL, L.** *Etude de la rétention du néodyme par le carbonate de calcium : implications pour le stockage géologique des déchets radioactifs.* Thèse Doct. : Université Paris XI, 1994, 135 p.
- [10] **LABONNE, N.** *Rôle des matières organiques dans les phénomènes de rétention des actinides sur la silice.* Thèse Doct. : Université Paris XI, 1993, 276 p.
- [11] **RANCON, D., MIARA, P., VINSON, J.M. et al.** *Mécanismes de rétention et de migration des radioéléments dans l'environnement géologique d'un stockage de déchets en formation cristalline.* Luxembourg : Commission of the European Communities, 1986, 137 p. rapport n° EUR-10490-FR
- [12] *Scientific Basis for Nuclear Waste Management XI, Conference Proceedings. Boston, MA (USA), November 30 - December 3, 1987.* Apted, M.J. and Westerman, R.E.(eds), 819 p.
- [13] **ABRAJANO, T.A., BATES, J.K., GERDING, T.J. et al.** *Reaction of Glass during gamma Irradiation in a Saturated Tuff Environment. Part 3: Long-Term Experiments at 1 X 10 Sup 4 Rad/Hour.* Argonne, IL (USA) : Argonne National Lab, 1988, 118 p. Rapport d'études n° ANL-88-14

[14] ALLEN, C.C., LANE, D.L., JOHNSTON, R.G. et al. Hydrothermal Studies of Simulated Defense Waste Glass Plus Basalt. In : *Proceedings of the Materials Research Society annual meeting, Boston, MA (USA), November 26, 1984*. 16 p., Rapport n°RHO-BW-SA-381-P

[15] APTED, M.J. and ENGEL, D.W. Mass-transfer analysis of waste packages containing defense waste processing facility glass as a waste form. In : *Proceedings of the 1st international topical meeting on high-level radioactive waste management, Las Vegas, NV (USA), April 8-12, 1990*. 18 p.

[16] BAZAN, F., REGO, J. and AINES, R.D. Leaching of Actinide-Doped Nuclear Waste Glass in a Tuff-Dominated System. In : *Proceedings of the Materials Research Society fall meeting, Boston, MA (USA), December 1, 1986*. 14 p., Rapport n°UCRL-94721

[17] BIBLER, N.E. and JURGENSEN, A.R. Leaching Tc-99 from SRP (Savannah River Plant) Glass in Simulated Tuff and Salt Groundwaters. In : *Proceedings of the Materials Research Society fall meeting, Boston, MA (USA), November 30, 1987*. 9 p., Rapport n°DP-MS-87-70

[18] BIBLER, N.E., WICKS, G.G. and OVERSBY, V.M. Leaching Savannah River Plant Nuclear Waste Glass in a Saturated Tuff Environment. In : *Proceedings of the Materials Research Society annual meeting, Boston, MA (USA), November 26, 1984*. 19 p., Rapport n°UCRL-91258

[19] BOURCIER, W.L. *Geochemical modeling of radioactive waste glass dissolution using EQ3/6: Preliminary results and data needs*. Livermore, CA (USA) : Lawrence Livermore National Lab., 1990, 37 p. Rapport d'études n°UCID-21869

[20] BOURCIER, W.L. *Waste glass corrosion modeling: Comparison with experimental results*. Livermore, CA (USA) : Lawrence Livermore National Lab., 1993, 16 p. Rapport d'études n°UCRL-CR-116354

[21] BRADLEY, D.J., COLES, D.G., HODGES, F.N. et al. *Nuclear Waste Package Materials Testing Report: Basaltic and Tuffaceous Environments*. Richland, WA (USA) : Battelle Pacific Northwest Labs., 1983, 139 p. Rapport d'études n° PNL-4452

[22] CUNNANE, J.C. and BATES, J.K. Identification of colloids in nuclear waste glass reactions. In : *Proceedings of the 93rd Annual meeting and exposition of the American Ceramic Society (ACerS), Cincinnati, OH (USA), April 28 - May 2, 1991*. 20 p. Rapport n°ANL/CP-72166

[23] CUNNANE, J.C., BATES, J.K. and BRADLEY, C.R. *High-level waste borosilicate glass - a compendium of corrosion characteristics*. Washington, DC. (USA) : Department of Energy, High Level Waste Div., 1994, vol.1, 149 p. Rapport d'études n° DOE/EM-0177-vol.1

[24] EBERT, W.L. and BATES, J.K. Reaction of synthetic nuclear waste glass in steam and hydrothermal solution. In : *Proceedings of the Materials Research Society fall meeting, Boston, MA (USA), November 27 - December 2, 1989*. 8 p.

- [25] **FULLAM, H.T.** *Solubility Effects in Waste-Glass/Demineralized-Water Systems*. Richland, WA (USA) : Battelle Pacific Northwest Labs., 1981, 66 p., Rapport d'études n° PNL-3614
- [26] **GODON, N. and VERNAZ, E.** R7T7 nuclear waste glass behavior in moist clay: role of the clay mass/glass surface area ratio. In : *Scientific basis for nuclear waste management proceeding of an international conference, Boston, MA (USA), November 27 - December 2 1989*. 18 p., Rapport n° CEA-CONF-10440
- [27] **KUHN, W. L. and PETERS, R. D.** Leach Models for a Commercial Nuclear-Waste Glass. In : *Proceedings of the international symposium on the scientific basis for radioactive waste management, Boston, MA (USA), November 1, 1982*. 9 p., Rapport n° PNL-SA-10549
- [28] **LYON, K.E. and PATTERSON, R.J.** *Retention of (137)Cs and (90)Sr by Mineral Sorbents Surrounding Vitrified Nuclear Waste*. Ottawa, Ontario (USA) : National Hydrology Research Inst, 1985, 27 p. Rapport d'études n° NHRI-27
- [29] **McGRAIN, B.P.** Modeling the Dissolution Behavior of Defense Waste Glass in a Salt Repository Environment. In : *Proceedings of the Materials Research Society fall meeting, Boston, MA (USA), November 30, 1987*. 15 p., Rapport n° PNL/SRP-SA-15431
- [30] **McGRAIL, B.P. and REIMUS, M.A.** *Defense Waste Glass Studies Program, FY 1986 Annual Report: Salt Repository Project*. Richland, WA (USA) : Battelle Pacific Northwest Labs., 1987, 38 p. Rapport d'études n° PNL/SRP-6389
- [31] **MEIKE, A.** *Chemical and mineralogical concerns for the use of man-made materials in the post-emplacement environment*. Livermore, CA (USA) : Lawrence Livermore National Lab., 1993, 12 p. Rapport d'études n° UCRL-ID-113383
- [32] **MELNYK, T.W., WALTON, F.B. and JOHNSON, H.L.** *High-Level Waste Glass Field Burial Tests at CRNL. The Effect of Geochemical Kinetics on the Release and Migration of Fission Products in a Sandy Aquifer*. Pinawa, Manitoba (Canada) : Atomic Energy of Canada Ltd., 1983, 59 p. Rapport d'études n° AECL-6836
- [33] **MERTZ, C. J., BUCK, E. C., FORTNER, J. A. et al.** *Colloid formation during waste glass corrosion*. Argonne, IL (USA) : Argonne National Lab., 1996, 3 p. Rapport d'études n° ANL/CMT/CP-89924
- [34] **PETERS, R.D. and DIAMOND, H.** *Actinide Leaching from Waste Glass: Air-Equilibrated Versus Deaerated Conditions*. Richland, WA (USA) : Battelle Pacific Northwest Labs., 1981, 42 p. Rapport d'études n° PNL-3971
- [35] **PLODINEC, M.J. and KITCHEN, B G.** Establishing the acceptability of Savannah River site waste glass. In : *Proceedings of the Spectrum '90 : American Nuclear Society (ANS) international meeting on radioactive waste technologies, decontamination, and hazardous wastes, Knoxville, TN (USA), September 30 - October 4, 1990*. 15 p., Rapport n° WSRC-RP-89-1409

- [36] **STAHL, D. , MILLER, N. E.** *Long-Term Performance of Materials Used for High-Level Waste Packaging. Quarterly Report April-June 1983.* Columbus, OH (USA) : Battelle Columbus Labs., 1983, 54 p.
- [37] **STAHL, D. and MILLER, N. E.** *Long-Term Performance of Materials Used for High-Level Waste Packaging, Second Quarterly Report, Year Two, July 1983 - September 1983.* Columbus, OH (USA) : Battelle Columbus Labs., 1983, 102 p.
- [38] **STEINDLER, M.J.** *Fuel Cycle Programs. Quarterly Progress Report, July-September 1983.* Argonne, IL (USA) : Argonne National Lab., 1984, 188 p. Rapport d'études n° ANL-83-88
- [39] **STEINDLER, M.J., BATES, J.K. and BROCK, R.E.** *Fuel Cycle Programs. Quarterly Progress Report.* Argonne, IL (USA) : Argonne National Lab., 1981, 72 p. Rapport d'études n° ANL-80-92
- [40] **STEINDLER, M.J., BATES, J.K. and CANNON, T.F.** *Fuel Cycle Programs July-September 1982.* Argonne, IL (USA) : Argonne National Lab., 1983, 165 p. Rapport d'études n° ANL-82-78
- [41] **STRACHAN, D.M., McGRAIL, B.P., APTED, M.J. et al.** *Preliminary assessment of the controlled release of radionuclides from waste packages containing borosilicate waste glass.* Richland, WA. (USA) : Battelle Pacific Northwest Labs., 1990, 97 p. Rapport d'études n° PNL-7591
- [42] **ABDELOUAS, A., CROVISIER, J.L., LUTZE, W., et al.** Structure and chemical properties of surface-layers developed on R7T7 simulated nuclear glass altered in brine at 190-degrees-C. *European Journal of Mineralogy*, 1995, vol.7, N°5, p. 1101-1113
- [43] **MENARD, O., ADVOCAT, T. and MICHARD A.** Comportement des terres rares et des actinides en solution lors de l'altération aqueuse du verre R7T7 à 90°C : étude en système dynamique. *Compte-rendus de l'Académie des sciences - Série II - Fascicule A- Sciences de la Terre et des planètes*, 1995, vol 321, n°1, p. 17-23
- [44] **BOUST, D.** *Les terres rares au cours de la diagénèse des sédiments abyssaux : analogie avec un transurannique : l'américium.* Thèse Doct.: Université de Caen, 1986
- [45] **HAKEM N.** *Caractérisation des colloïdes de SiO₂, TiO₂ et Al₂O₃ et leur rôle dans la rétention du césium et de l'iode.* Thèse Doct. : Université Paris XI, 1995
- [46] **MECHERRI, M.O.** *Etude de la sorption du néodyme sur l'orthose comme modèle pour la prévision de l'évolution du stockage des déchets radioactifs en site géologique.* Thèse Doct. : Université Paris VI, 1991, 189 p.
- [47] **MENET-DREYSSAYRE, C.** *Etude du comportement géochimique des radioéléments et de leurs descendants autour des réacteurs nucléaires naturels 10 et 13 d'Oklo (Gabon).* Thèse Doct. : Université Paris XI, 1992

[48] **PARNEIX, J.C.** *Mécanismes de l'altération hydrothermale des granites : implications pour le stockage des déchets radioactifs de haute activité.* Thèse Doct. : Université Paris VI, 1987

[49] **VUILLEUMIER, C.** *Visualisation et quantification du système microfissural d'un granite. Exemple des forages d'Auriat (Creuse).* Thèse Doct.: Université de Besançon, 1993

[50] **APTED, M.J. and ENGEL, D.W.** Mass-transfer analysis of waste packages containing defense waste processing facility glass as a waste form. In : *Proceedings of the 1st international topical meeting on high-level radioactive waste management. Las Vegas, NV (USA), April 8-12, 1990.* 8 p., Rapport n° PNL-SA--17845

[51] **BATES, J.K. and BUCK, E.C.** Waste glass weathering. In : *Fall meeting of the Materials Research Society (MRS). Boston, MA (USA). November 29 - December 3, 1993.* Barkatt, A. and Van-Konynenburg R.A. (eds), Pittsburgh, PA (USA) : Materials Research Society, 1994, 964 p., p. 41-53

[52] **BATES, J.K., ABRAJANO, T.A. Jr., WRONKIEWICZ, D.J. et al.** *Strategy for experimental validation of waste package performance assessment.* Argonne, IL (USA) : Argonne National Lab., 1990, 64 p. Rapport d'études n° ANL--90/21

[53] **BATES, J.K., BRADLEY, C.R. TEETSOV, A. et al.** Colloid formation during waste form reaction: implications for Nuclear Waste Disposal. *Science*, 1992, vol.256, n°5057, p. 649-651

[54] **CUNNANE, J.C. and BATES, J.K.** The role of laboratory analog experiments in assessing the performance of waste package materials. In : *Fall meeting of the Materials Research Society, Boston, MA (USA), November 24- December 1, 1990.* 8 p.

[55] **CUNNANE, J.C., BATES, J.K. and BRADLEY, C.R.** *High-level waste borosilicate glass a compendium of corrosion characteristics. Vol.1.* Argonne, IL (USA) : Argonne National Lab., 1994. 149 p. Rapport d'études n° DOE/EM--0177-Vol.1

[56] **EBERT, W.L. and BATES, J.K.** A comparison of glass reaction at high and low SA/V. PCT vs. MCC-1. In : *Proceedings of the 3rd international high level radioactive waste management (IHLRWM) conference. Las Vegas, NV (USA). April 12-16 1992.* La Grange Park, IL (USA) : American Nuclear Society, 1992, vol.1, 2425 p., p. 934-942.

[57] **EBERT, W.L., BATES, J.K., ABRAJANO, T.A et al.** The influence of penetrating gamma radiation on the reaction of simulated nuclear waste glass in tuff groundwater. In : *Proceedings of the 4th international symposium on ceramics in nuclear waste management. Indianapolis, IN (USA), April 24-26, 1990.* Columbus, OH (USA) : American Ceramic Society Inc., 1990, 595 p., p. 155-164.

[58] **FENG, X., PEGG, I.L., GUO, Y. et al.** Effects of surface area-to-solution volume ratio on chemical durability of nuclear waste glasses. In : *13. symposium scientific basis for nuclear waste management, Boston, MA (USA), November 27 - December 2, 1989.* Oversby V.M. and Brown P.W. (eds), Pittsburgh, PA (USA) : Materials Research Society, 1990, 784 p., p. 383-392

- [59] **GODON, N., VERNAZ, E. and MESTRE, J.P.** *Testing the alteration of waste glasses under geological storage conditions. Task 3: Characterization of radioactive waste forms a series of final reports (1985-89) N° 18.* Bagnols-sur-Ceze (France) : CEA Etablissement de la Vallée du Rhône, 1991. 151 p. Rapport d'études n° EUR--13606
- [60] **GRAMBOW, B.** Status in understanding and modeling radionuclide release from high level waste glass and spent fuel. In : *Proceedings of the symposium on safety assessment of radioactive waste repositories, Paris (France), October 9-13, 1989.* Paris (France) : Organisation for Economic Co-operation and Development, 1990, 1024 p., p. 439-458.
- [61] **GRAMBOW, B.** What do we know about nuclear waste glass performance in the repository near field?. In : *Proceedings of the technical workshop on near field performance assessment for high-level waste, Madrid (Spain), October 15-17, 1990.* Sellin P., Apted M., Gago J. (eds), Stockholm (Sweden) : Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co, 1991. 190 p., p. 25-48.
- [62] **GRAMBOW, B.** Remaining uncertainties in predicting long-term performance of nuclear waste glass from experiments. In : *Proceedings of the Materials Research Society (MRS) fall meeting. Boston, MA (USA), November 29 - December 3, 1993.* Barkatt A. and Van-Konynenburg R.A. (eds), Pittsburgh, PA (USA) : Materials Research Society, 1994, 964 p., p. 167-180
- [63] **GRINDROD, P., WILLIAMS, M., GROGAN, H. et al.** *STRENG: a source term model for vitrified high level waste.* Baden (Switzerland).: Nationale Genossenschaft fuer die Lagerung Radioaktiver Abfaelle (NAGRA), 1990, 44 p. Rapport d'études n° NAGRA-NTB--90-48
- [64] **GUY, C. and SCHOTT, J.** Modelling of Soret diffusion in radioactive waste glass. *Applied-Geochemistry*, 1992, suppl.1, p. 33-40.
- [65] **JANTZEN, C.M and RAMSEY, W.G.** Prediction of radioactive waste glass durability by the hydration thermodynamic model: Application to saturated repository environments. In : *Proceedings of the 13th symposium scientific basis for nuclear waste management, Boston, MA (USA), November 27 - December 2, 1989.* Oversby V.M., Brown P.W. (eds), Pittsburgh, PA (USA) : Materials Research Society, 1990. 784 p., p. 217-228.
- [66] **JOSTSONS, A.** Status of Synroc development. In : *Proceedings of the 9th Pacific Basin Nuclear Conference, Sydney (Australia), May 1-6, 1994.* Canberra (Australia) : The Institution of Engineers Australia, 1994. 572 p., p. 865-871.
- [67] **KAMIZONO, H.** Effects of carbonate and sulphate ions in synthetic groundwater on high-level waste glass leaching. *Journal of Materials Science Letters*, 1990, vol.9, n°7, p. 841-844.
- [68] **LUTZE, W. and GRAMBOW, B.** The effect of glass corrosion on near field chemistry. *Radiochimica Acta*, 1992, vol.58-59, p. 3-7

- [69] **McGRAIL, B.P., APTED, M.J., ENGEL, D.W. et al.** A coupled chemical-mass transport submodel for predicting radionuclide release from an engineered barrier system containing high-level waste glass. In : *Proceedings of the 13th symposium scientific basis for nuclear waste management, Boston, MA (USA), November 27 - December 2, 1989*. Oversby V.M. and P.W.Brown (eds), Pittsburgh, PA (USA), Materials Research Society, 1990. 784 p., p. 785-792.
- [70] **MORGENSTEIN, M.E. and SHETTEL, D.L.** Volcanic glass as a natural analog for borosilicate waste glass. In : *Proceedings of the Materials Research Society (MRS) fall meeting. Boston, MA (USA). November 29 - December 3, 1993*. Barkatt A. and Van-Konynenburg R.A. (eds), Pittsburgh, PA (USA) : Materials Research Society, 1994. 964 p., p. 605-615
- [71] Scientific basis for nuclear waste management XVII. In : *Proceedings of the Materials Research Society (MRS) fall meeting. Boston, MA (USA). November 29 - December 3, 1993*. Barkatt A. and Van-Konynenburg R.A. (eds), Pittsburgh, PA (USA) : Materials Research Society, 1994. 964 p.
- [72] **STRACHAN, D.M., McGRAIL, B.P., APTED, M.J. et al.** *Preliminary assessment of the controlled release of radionuclides from waste packages containing borosilicate waste glass*. Richland, WA (USA) : Pacific Northwest Lab., 1990. 95 p. Rapport d'études n° PNL--7591
- [73] **VAN-ISEGHEM, P., BERGHMAN, K., LEMMENS, K. et al.** *Laboratory and in-situ interaction between simulated waste glasses and clay Task 3 Characterization of radioactive Waste forms. A series of final reports (1985-89) N° 21*. Mol (Belgium) : Centre d'Etudes de l'Energie Nucléaire, 1992. 127 p. Rapport d'études n° EUR--13607
- [74] **VAN-ISEGHEM, P.** *Performance of vitreous waste forms and engineered barriers under clay repository conditions. Performance of high level waste forms and engineered barriers under repository conditions. Final report of a Co-ordinated Research Programme 1984-1989, 1991*. Vienna (Austria) : International Atomic Energy Agency, 371 p., p. 27-44. Rapport d'études n° IAEA-TECDOC--582
- [75] **VAN-ISEGHEM, P.Ph.** In situ testing of waste glass in clay. In : *Proceedings of the Materials Research Society (MRS) fall meeting. Boston, MA (USA). November 29 - December 3, 1993*. Barkatt A. and Van-Konynenburg R.A. (eds), Pittsburgh, PA (USA) : Materials Research Society, 1994. 964 p., p. 133-144
- [76] **VAN-ISEGHEM, P., LEMMENS, K., AERTSENS, M. et al.** Interaction between HLW glass and clay: experiments versus model. In : *GEOVAL'94 Symposium proceedings, Paris (France), October 11-14, 1994*. Paris (France) : Organisation for Economic Co-Operation and Development, 1995. 510 p., p. 203-217
- [77] **YAMANAKA, H., YAMASHITA, M., AKAI, T. et al.** Preparation of hydrated glass as a model of nuclear waste glass after long-term leaching. *Osaka Kogyo Gijutsu Kenkyusho Kiho*, 1993, vol. 44, n°2, p. 53-58

[78] **ALEXANDER, D.H., APTED, M.J., LIEBETRAU, A.M. et al.** Conceptual model for deriving the repository source term. In : *Proceedings of the Materials Research Society annual meeting, Boston, MA (USA), November 26-29, 1984.* 13 p., Rapport n° PNL-SA--12940

[79] **CHAMBRE, P.L., LEE, W.W.L., KIM, C.L. et al.** Radionuclide transport through penetrations in nuclear waste containers. In : *Proceedings of the American Nuclear Society and Atomic Industrial Forum joint meeting, Washington, DC (USA), November 16-21, 1986., Transactions of the American Nuclear Society, 1986, vol. 53, p. 134-135*

[80] **EINZIGER, R.E., BOSI, D.M. and MILLER, A.K.** Zircaloy cladding: Tough Containment for Spent Fuel Storage. In : *Proceedings of the American Nuclear Society's annual meeting. Miami Beach, FL (USA), June 7-12, 1981.* 7 p., Rapport n° HEDL-SA--2325-FP

[81] **FRAKER, A.C. and HARRIS, J.S.** Corrosion behavior of zirconium alloy nuclear fuel cladding. In : *Proceedings of the 13th symposium scientific basis for nuclear waste management. Boston, MA (USA). November 27 - December 2, 1989.* Oversby V.M. and Brown P.W. (eds), Pittsburgh, PA (USA) : Materials Research Society, 1990. 784 p., p. 549-556.

[82] **GARISTO, F. and GARISTO, N.C.** Source term models for the release of radionuclides from used nuclear fuel. In : *Proceedings from the technical workshop on near-field performance assessment for high-level waste, Madrid (Spain), October 15-17, 1990.* Sellin P., Apted M. and Gago J. (eds), Stockholm (Sweden) : Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co, p. 51-65., Rapport n° SKB-TR--91-59

[83] **INTERRANTE, C.G., FRAKER, A.C., ESCALANTE, E et al.** *Evaluation and compilation of DOE waste package test data. Biannual report, February 1989-July 1989: Volume 7.* Washington, DC (SA) : Nuclear Regulatory Commission, Div. of High-Level Waste Management, 1991. 118 p. Rapport d'études n° NUREG/CR--4735-Vol.7

[84] **JONES, T.E., COLES, D.G., BRITTON, R.C. et al.** Development and evaluation of a tracer-injection hydrothermal technique for studies of waste package interactions. In : *Proceedings of the Materials Research Society fall meeting, Boston, MA (USA), December 1-5, 1986.* Bates J.K. and Seefeldt W.B. (eds), Pittsburgh, PA (USA) : Materials Research Society. 1987. p. 421-432

[85] **MAY, S. and PINTE, G.** Neutron activation determination of ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu and ^{242}Pu in irradiated experimental fuels and in waste solutions and distribution studies in sea-water and submarine fauna and flora of disposal areas. In : *Proceedings of the 7th international conference on modern trends in activation analysis, Copenhagen (Denmark), June 23-27, 1986.* 748 p., p. 1343-1350

[86] **OVERSBY, V.M. and MCCRIGHT, R.D.** Laboratory experiments designed to provide limits on the radionuclide source term for the NNWSI Project. In : *Proceedings of the workshop on the source term for radionuclide migration from HLW or spent nuclear fuel. Albuquerque, NM (USA), November 13-15, 1984.* 13 p., Rapport n° UCRL--91257

- [87] **OVERSBY, V.M.** NNWSI waste form testing program. Zircaloy clad UO sub 2. In : *Proceedings of the Materials Research Society annual meeting, Boston, MA (USA), November 14-17, 1983*. 11 p., Rapport n° UCRL--89477
- [88] **NAKATSUKA M.** Potential application of zircaloy chemical embrittlement to volume reduction of spent fuel cladding. *Nuclear Technology*, 1993, vol.103, n°3, p. 426-433
- [89] **SCHUSTER, I., LEMAIGNAN C., JOSEPH J.** Testing and modeling the influence of irradiation on iodine-induced stress-corrosion cracking of zircaloy-4. *Nuclear Engineering and Design*, 1995, vol.156, n°3, p. 343-349
- [90] **STOUT, R.B., LEIDER, H., WEED, H. et al.** Spent fuel waste form characteristics: Grain and fragment size statistical dependence for dissolution response. Yucca Mountain Project. In : *Proceedings of the 2nd. annual American Nuclear Society (ANS) international high level radioactive waste management conference, Las Vegas, NV (USA), April 28 - May 3, 1991*. 24 p., Rapport n° UCRL-JC--104931
- [91] **STOUT, R.B., SHAW, H.F. and EINZIGER, R.E.** Statistical model for grain boundary and grain volume oxidation kinetics in UO sub 2 spent fuel. In : *Proceedings of the 13th symposium scientific basis for nuclear waste management, Boston, MA (USA), November 27-December 2, 1989*. Oversby, V.M. and Brown, P.W. (eds), Pittsburgh, PA (USA) : Materials Research Society, 1990. 784 p., p. 475-488.
- [92] **WILSON, C.N.** *Test plan for Series 2 spent fuel cladding containment credit tests*. Richland, WA (USA) : Hanford Engineering Development Lab., 1984. 42 p. Rapport d'études n° HEDL-TC--2353-3
- [93] **WILSON, C.N.** *Test plan for spent fuel cladding containment credit tests*. Richland, WA (USA) : Hanford Engineering Development Lab., 1983. 26 p. Rapport d'études n° HEDL-TC--2353-2
- [94] **WILSON, C.N. and OVERSBY, V.M.** Spent fuel cladding containment credit tests. In : *Waste management '84 proceedings, Tucson, AZ (USA), March 11-15, 1984*. 14 p., Rapport n° UCRL--89869
- [95] **PATRICK, J.** *Contribution à l'étude de l'amorçage des fissures de corrosion sous contrainte dans le zirconium et le zircaloy-4*. Thèse Doct. : Université Grenoble, 1994, 171 p.
- [96] **PETTI, D.A., HOBBS, R.R. and HAGRMAN, D.L.** The composition of aerosols generated during a severe reactor accident - experimental results from the power burst facility severe fuel damage test 1-4. *Nuclear Technology*, 1994, vol.105, n°3, p. 334-345
- [97] **HIRABAYASHI, T., SATO, T., SAGAWA, C. et al.** Distributions of radionuclides in and in spent nuclear fuel claddings of pressurized water reactors. *Journal of Nuclear Materials*, 1990, vol. 174, p. 45-52