Bureau fédéral d'examen des évaluations environnementales, Ottawa

Examen des diverses méthodes utilisées par les nations industrialisées pour la gestion et l'évacuation des déchets nucléaires de haute radioactivité

Mai 1989

Acres International Limitée, Niagara Falls, Canada

© Ministre des Approvisionnements et Services Canada 1989

N° de cat. En106-15/1989

ISBN O-662-57027-8

TABLE DES MATIÈRES

LISTE DES FIGURES
LISTE DES TABLEAUX
SOMMAIRE

Page

1 - INTRODUCTION . . . . . 1 -1

2 - APERÇU DU PROGRAMME CANADIEN SUR LES DÉCHETS DE HAUTE RADIOACTIVITE (DHR) . . . . . 2 -1
2.1 . Principaux organismes . . . . . 2 -1
2.2 - Echéancier . . . . . 2 -2
2.3 - Quantité de déchets et emballage ..... 2 -2
2.4 . Stockage provisoire et transport . . . . . 2 -4
2.5 . Investigations sur les lieux . . . . . 2 -6
2.6 . Conception du dépôt . . . . . 2 -7
2.7 - Analyse des impacts . . . . . 2 -9
2.7.1 . L'évaluation avant la fermeture . . . . . 2 -9
2.7.2 - L'évaluation après la fermeture 2-10
2.0 - Surveillance 2-11
2.9 . Exigences réglementaires canadiennes 2-11
2.10 - Processus d'examen et d'évaluation du concept canadien et participation du public 2-11

3 - BELGIQUE . . . . . 3 -1
3.1 - Principaux organismes . . . . . 3 -1
3.2 - Échéancier . . . . . 3 -1
3.3 - Quantité de déchets et emballage ..... 3 -2
3.4 - Stockage provisoire et transport . . . . . 3 -3
3.5 - Investigations sur les lieux ..... 3 -4
3.6 - Conception du dépôt . . . . . 3 -6
3.7 - Analyse des impacts . . . . . 3 -8
3.8 - Surveillance . . . . . 3 -a
3.9 - Autorisation et exigences réglementaires . . . . . 3 -9
3.10 - Processus d'examen et d'évaluation de la performance . . . . . 3 -9

4 - RÉPUBLIQUE FÉDÉRALE D'ALLEMAGNE . . . . . 4 -1
4.1 - Principaux organismes . . . . . 4 -1
4.2 - Echéancier . . . . . 4 -1
4.3 - Quantité de déchets et emballage ..... 4 -2
4.4 - Stockage provisoire et transport . . . . . 4 -3
4.5 - Investigations sur les lieux . . . . . 4 -3
4.6 - Conception du dépôt . . . . . 4 -4
4.7 - Analyse des impacts . . . . . 4 -5
4.8 - Surveillance . . . . . 4 -6
4.9 - Autorisation et exigences réglementaires . . . . . 4 -7
4.10 - Etude et évaluation de la performance et participation du public . . . . . 4 -7

5 - FRANCE . . . . . 5 -1
5.1 - Principaux organismes . . . . . 5 -1
5.2 - Échéancier . . . . . 5 -1

Page

5.3 - Quantité de déchets et emballage . . . . . 5 -2
5.4 - Stockage provisoire et transport . . . . . 5 -2
5.5 - Investigations sur les lieux . . . . . 5 -3
5.6 - Conception du dépôt . . . . . 5 -4
5.7 - Analyse des impacts . . . . . 5 -4
5.8 - Surveillance . . . . . 5 -5
5.9 - Autorisation et exigences réglementaires . . . . . 5 -5
5.10 - Examen et évaluation du concept et participation du public . . . . . 5 -5

6 - SUÈDE . . . . . 6 -1
6.1 - Principaux organismes . . . . . 6 -1
6.2 - Échéancier . . . . . 6 -1
6.3 - Quantité de déchets et emballage ..... 6 -4
6.4 - Stockage provisoire et transport . . . . . 6 -6
6.5 - Investigations sur les lieux . . . . . 6 -6
6.6 - Conception du dépôt . . . . . 6 -a
6.7 - Analyse des impacts 6-11
6.8 - Surveillance 6-13
6.9 - Autorisation et autres exigences réglementaires.. 6-13
6.10 - Processus d'examen et d'évaluation du concept et participation du public 6-14

7 - SUISSE . . . . . 7 -1
7.1 - Principaux organismes . . . . . 7 -1
7.2 - Échéancier . . . . . 7 -3
7.3 - Quantité de déchets et emballage ..... 7 -3
7.4 - Stockage provisoire et transport . . . . . 7 -4
7.5 - Investigations sur les lieux . . . . . 7 -6
7.6 - Conception du dépôt . . . . . 7 -6
7.7 - Analyse des impacts 7-10
7.8 - Surveillance 7-13
7.9 - Autorisation et exigences réglementaires de la Suisse 7-13
7.10 - Évaluation du concept d'évacuation 7-15

a - ÉTATS-UNIS . . . . . a -1
a.1 - Principaux organismes . . . . . a -1
a.2 - Échéancier . . . . . a -2
a.3 - Quantité de déchets et emballage ..... a -3
a.4 - Stockage provisoire et transport . . . . . a -3
a.5 - Investigations sur les lieux . . . . . a -5
8.5.1 - Programme civil . . . . . a -5
8.5.2 - Programme militairé . . . . . a -6
8.6 - Conception du dépôt . . . . . a -7
8.6.1 - Dépôt de Yucca Mountain . . . . . a -7
8.6.2 - Dépôt militaire . . . . . a -7
a.7 - Analyse des impacts . . . . . a-il
8.7.1 - Programme civil . . . . . a-il

Page

8.7.2 - Programme militaire 8-12
8.8 - Surveillance 8-13
8.9 - Autorisation du dépôt et exigences réglementaires aux États-Unis 8-13
8.10 - Évaluation de la performance et participation du public 8-15

9 - AUTRES PAYS . . . . . 9 -1
9.1 - Australie . . . . . 9 -1
9.2 - Autriche . . . . . 9 -1
9.3 - Danemark . . . . . 9 -1
9.4 - Finlande . . . . . 9 -2
9.5 - Italie . . . . . 9 -3
9.6 - Japon . . . . . 9 -4
9.7 - Pays-Bas* . . . . . 9 -5
9.8 - Norvège . . . . . 9 -6
9.9 - Espagne . . . . . 9 -6
9.10 - Royaume-Un; . . . . . 9 -7
9.11 - U.R.S.S. . . . . 9 -8
9.12 - Yougoslavie . . . . . 9 -8
9.13 - Autres Pays . . . . . 9 -8

10 - COOPÉRATION INTERNATIONALE 10-l
10.1 . Programmes coopératifs' 10-l
10.2 . Organismes internationaux 10-2

11 - RÉSUMÉ 11-1
11.1 . Organismes et progrès 11-1
11.2 . Déchets 11-4
11.3 . Conception du dépôt 11-6

LISTE DES OUVRAGES CITÉS

ANNEXE A - ORGANISATIONS NATIONALES ET INTERNATIONALES
ANNEXE B - LISTE DES ABRÉVIATIONS ET DES TERMES TECHNIQUES

LISTE DES TABLEAUX

Tableau 6.1 - Agences suédoises responsables de la gestion des déchets nucléaires et de la protection contre l'irradiation

Tableau 7.1 - Agences suisses responsables de la gestion des déchets nucléaires

Tableau 11.1 - Organismes dirigeants et progrès par pays

Tableau 11.2 - Puissance nucléaire installée, type de DHR et emballage par pays

Tableau 11.3 - Conception du dépôt de DHR par pays

LISTE DES FIGURES

Figure 2.1 - Emballage canadien de référence pour les déchets nucléaires

Figure 2.2 - Conteneur de transport du combustible irradié de CANDU

Figure 3.1 - Laboratoire souterrain de recherche à Mol, en Belgique

Figure 3.2 - Concept de référence d'un dépôt dans une formation argileuse

Figure 6.1 - Échéancier du dépôt de DHR de Suède

Figure 6.2 - Conteneur suédois en cuivre avec barres de combustible enrobées de plomb

Figure 6.3 - Vue schématique en perspective de la conception du dépôt suédois

Figure 6.4 - Conteneurs de DHR suédois scellés dans le dépôt

Figure 7.1 - Conteneur suisse en acier moulé pour l'évacuation de déchets de haute radioactivité vitrifiés

Figure 7.2 - Vue en perspective du dépôt de déchets de haute radioactivité de la Suisse

Figure 7.3 - Schéma d'implantation du dépôt de déchets de haute radioactivité de la Suisse

Figure 7.4 - Système de barrières de sécurité pour les déchets de haute radioactivité de la Suisse

Figure 8.1 - Installations de surface du dépôt des DHR à Yucca Mountain

Figure 8.2 - Installation souterraine du dépôt des DHR à Yucca Mountain

Figure 8.3 - Plan souterrain du dépôt pilote et du site d'essais

SOMMAIRE

BUT DE L'ÉTUDE

Le concept d'évacuation des déchets nucléaires de haute radioactivité (DHR) proposé par Energie Atomique du Canada Limitée (EACL) a été soumis pour examen dans le cadre du Processus fédéral d'examen des évaluations environnementales (PEEE). Le but du présent rapport est de fournir à la Commission d'évaluation et aux autres parties intéressées un document de référence faisant le point sur les programmes de gestion des déchets nucléaires de haute activité dans d'autres pays.

COMPARAISON ENTRE LE PROGRAMME D'ÉVACUATION DES DHA DU CANADA À CEUX D'AUTRES PAYS

Le programme canadien d'évacuation de DHR a été examiné brièvement de façon à pouvoir le comparer aux progrès accomplis dans d'autres pays. Le Canada met l'accent sur l'enfouissement du combustible nucléaire épuisé à une grande profondeur dans les roches cristallines du bouclier canadien. Les programmes d'évacuation des DHR qui présentent un intérêt particulier pour le Canada sont ceux de la Belgique, de la France, de la République Fédérale d'Allemagne, de la Suède, de la Suisse et des Etats-Unis. Les programmes de ces pays sont décrits en détail. Ceux d'un certain nombre d'autres pays font également l'objet d'un examen plus bref.

DÉTAILS DES PROGRAMMES D'ÉVACUATION DES DHA

Là où l'information est disponible, les sujets ci-dessous sont étudiés pour chacun des principaux pays:

- principaux organismes
- calendriers des installations d'évacuation
- quantités de déchets
- stockage temporaire et transport
- investigations sur les lieux
- conception du dépôt
- analyse de l'impact
- surveillance
- autorisations et autres exigences réglementaires
- évaluation du concept d'évacuation
- processus de participation du public.

Le Canada, la Finlande, l'Espagne et la Suède ne prévoient aucun traitement de leur combustible épuisé avant son évacuation. La plupart des autres pays envisagent d'évacuer le combustible épuisé après l'avoir solidifié dans une pâte de verre, puis encapsulé dans un conteneur métallique (déchets vitrifiés), ou songent à évacuer un mélange de déchets vitrifiés et de combustible épuisé. Le processus de traitement enlève une partie des radionucléides à longue vie qui produisent de la

chaleur. Cependant, dans tous les cas, le conteneur est appelé à jouer un rôle essentiel pour isoler les déchets et empêcher qu'ils se libérent dans l'eau souterraine. Une paroi métallique épaisse en titanium (Canada), en cuivre ou en acier sert à empêcher les infiltrations et résiste à la corrosion. Pour le combustible épuisé, les espaces vides à l'intérieur du conteneur sont remplis avec des billes de verre (Canada) ou du plomb de manière à résister à la pression de la roche et des eaux souterraines.

SITUATION DU CANADA DANS LE DOMAINE DE l'ÉVACUATION DES DHR

Un résumé et des tableaux récapitulatifs permettent de comparer les différents programmes. Pour chaque pays, la liste des caractéristiques liste des caractéristiques principales comprend:

- les organismes dirigeants et les progrès accomplis
- la puissance nucléaire installée, le type de déchets et l'emballage
- la conception du dépôt de DHR.

Il convient de noter que tous les pays ont choisi l'enfouissement profond dans une formation géologique stable, cependant différents types de roche sont envisagés, notamment la roche cristalline, le sel, l'argile et le tuf. Les laboratoires de recherche souterrains jouent un rôle essentiel dans la plupart des programmes nationaux pour ce qui concerne l'élaboration des données nécessaires à l'évaluation du concept de base, la caractérisation finale du site et l'obtention des permis. Bien que le Canada ait un programme actif et précis de recherche et développement, en termes de sélection d'un site pour une installation définitive d'évacuation des DHR, nous sommes loin derrière les principales puissances nucléaires - soit la République Fédérale d'Allemagne, la France, la Suède, les Etats-Unis, la Belgique et la Suisse.

ÉVALUATION DU CONCEPT ET PARTICIPATION DU PUBLIC

Les programmes d'évaluation du,concept du Canada, de la Suède, de la Suisse et des E.-U. sont bien au point. En outre, le Canada, la France, la Suisse et les États-Unis ont des programmes exhaustifs de participation du public. On n'a que peu d'information sur les programmes d'évaluation du concept et de participation du public dans les autres pays.

1 – INTRODUCTION

1 - INTRODUCTION

L'énergie nucléaire est un élément important des programmes d'énergie de la plupart des pays industrialisés, ainsi qu'en témoignent les quelque 30 000 MW de puissance nucléaire installée actuellement dans le monde (Nuclear News, 1989). Les programmes de recherche et de développement de la gestion des déchets nucléaires en sont à divers stades. En particulier, l'évacuation définitive des déchets de haute radioactivité (DHR) pose un problème important (Rippon, 1987).

Les DHR peuvent prendre deux formes. Il s'agit soit du combustible d'uranium irradié ou épuisé tel qu'il est évacué des réacteurs, soit de déchets traités, c'est-à-dire ayant subi un traitement chimique qui enlève du combustible irradié une partie des éléments chimiques utiles. Ce dernier type de déchets est solidifié en blocs de verre (vitrifié). Dans le premier cas, les DHR prennent la forme de faisceaux ou de bâtons de combustible.

Le Canada possède un important programme de recherche destiné à élaborer des méthodes d'évacuation des déchets nucléaires. Le Programme de gestion des déchets de combustible nucléaire, dirigé par Énergie Atomique du Canada, Limitée (EACL), se concentre sur l'encapsulation du combustible nucléaire irradié et son enfouissement profond dans les formations géologiques stables du bouclier canadien.

Le concept d'évacuation d'EACL a récemment été référé à l'examen prévu dans le cadre du Processus fédéral d'examen des évaluations environnementales. Le but du présent rapport est de fournir à la Commission d'examen des évaluations environnementales et aux autres Canadiens intéressés un document de référence qui résume l'information sur les programmes d'évacuation des déchets nucléaires de haute radioactivité dans d'autres pays. Le présent rapport met l'accent sur l'aspect "évacuation" des divers programmes nationaux, y compris le transport et le stockage provisoire; il étudie en particulier les éléments techniques de chaque

programme. Les renseignements disponibles sur la participation du public et les processus d'audience publique sont également donnés.

Un rapport connexe qui étudie les questions associées à la gestion des déchets nucléaires de haute radio-activité est également en cours de préparation (Groupe LURA, 1989).

Le présent rapport contient aussi une brève étude du programme canadien afin de le comparer aux autres programmes nationaux. Les pays choisis pour l'étude ont été divisés en deux groupes. Les programmes d'évacuation des pays du premier groupe sont examinés de façon très détaillée; ceux des pays du second groupe ne sont décrits que brièvement. Les programmes d'évacuation du premier groupe présentent un intérêt particulier ou des rapports avec le programme canadien, parce qu'ils sont similaires ou plus avancés. Les pays du premier groupe sont:

- la Belgique
- la France
- la République Fédérale d'Allemagne
- la Suède
- la Suisse
- les États-Unis d'Amérique.

Un bref résumé des divers programmes nationaux est présenté à la Section 11, où des tableaux permettent de comparer les principales caractéristiques de chaque pays. On trouvera également un exposé sur les différentes méthodes utilisées par divers pays pour leurs programmes d'évacuation. Tous les pays mettent l'accent sur l'enfouissement profond en milieu géologique, mais il existe de nombreuses variations en ce qui concerne la forme même des déchets, le rôle du stockage central ou temporaire, le choix du milieu récepteur, les caractéristiques du concept de dépôt et les progrès réalisés. La coopération au niveau international est également évoquée. Il est évidemment impossible d'étudier exhaustivement des programmes si importants et si complexes dans un seul

rapport. C'est pourquoi une liste des ouvrages cités et une bibliographie très complètes accompagnent ce rapport. Le lecteur intéressé pourra aussi communiquer directement avec les organismes responsables dans chaque pays: une liste d'adresses est donnée à l'Annexe A. L'Annexe B présente la liste des abréviations et des termes techniques.

2 – APERÇU DU PROGRAMME CANADIEN SUR LES DÉCHETS DE HAUTE RADIOACTIVITÉ (DHR)

2 – APERÇU DU PROGRAMME CANADIEN SUR LES DHR

Un bref résumé du programme canadien d'évacuation des déchets nucléaires de haute radio-activité est présenté ici pour permettre de le comparer aux autres programmes nationaux. Pour faciliter cette comparaison, la présente section prendra la même forme que les sections suivantes (sections 3 à 9) qui décrivent les programmes des autres pays.

2.1 – Principaux organismes

Au Canada trois groupes principaux régissent la gestion des déchets nucléaires:

- Énergie Atomique du Canada, Limitée (EACL) poursuit depuis 1978, à la demande du gouvernement canadien, un programme de recherche et de développement portant sur l'immobilisation et l'évacuation des déchets de combustible nucléaire au Canada. Le programme canadien est intitulé Programme pour la gestion de déchets de combustible nucléaire.

- Le combustible épuisé qui doit être évacué est la propriété des sociétés provinciales d'électricité qui produisent de l'énergie nucléaire: la Commission d'Énergie Électrique du Nouveau-Brunswick, Hydro-Québec et Hydro Ontario. Cette dernière est la plus importante société d'énergie nucléaire, car elle produit la proportion la plus grande de combustible nucléaire irradié. Aux termes d'un accord conclu en 1978, Hydro Ontario a la charge de mettre au point et d'éprouver des méthodes appropriées pour le stockage temporaire et le transport du combustible épuisé.

- La Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) réglemente tous les aspects de l'industrie nucléaire au Canada.

Il convient de remarquer qu'à l'heure actuelle aucune politique, aucune responsabilité, aucun échéancier n'ont été officiellement précisés pour la période suivant l'évaluation du concept. Aucune agence n'a été chargée

de trouver un site, de construire et d'exploiter un dépôt, ni de préparer des plans pour ces activités.

2.2 - Échéancier

Le Canada n'a prévu aucun échéancier pour la sélection ou la construction d'un site de dépôt; cependant, EACL assume qu'un dépôt commencera à recevoir des DHR en 2025 (Baumgartner, 1986) comme base de documentation sur l'évaluation du concept.

2.3 - Quantité de déchets et emballage

Le Canada exploite actuellement 18 réacteurs nucléaires qui ont une capacité de production d'électricité de 12 000 MW environ. On estime qu'un total de 191 133 Mg de combustible épuisé sera produit d'ici l'année 2035 (Baumgartner, 1986). Le combustible utilisé par les réacteurs CANDU est de l'uranium naturel, non enrichi d'uranium-235.

À l'heure actuelle, le Canada ne prévoit pas traiter le combustible épuisé. Les faisceaux de combustible des CANDU seront donc placés dans un emballage résistant à la corrosion (Teper, 1985), illustré à la Figure 2.1. La paroi du conteneur sera en titanium, et il sera rempli d'un matériau particulaire, par exemple des perles de verre à base de soude et de chaux (Baumgartner, 1986). Chaque colis de déchets nucléaires contiendra 72 faisceaux de combustible irradié.

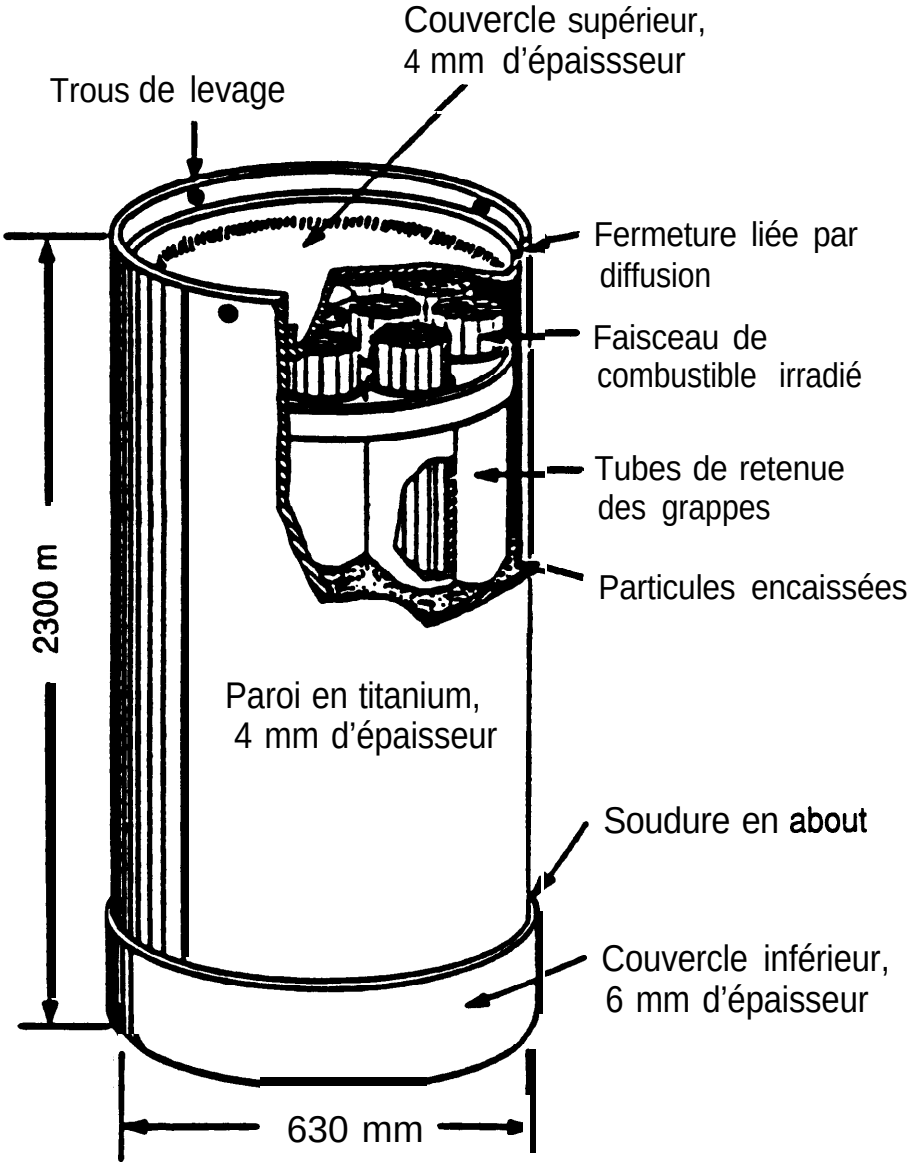


Figure 2.1

BFEEE

Emballage canadien de référence pour les déchets nucléaires (Taper, 1985)

2.4 - Stockage provisoire et transport

Actuellement, le combustible épuisé est surtout stocké sur place dans de grandes piscines remplies d'eau. De plus, une petite partie du combustible épuisé est stocké dans de grands récipients en béton.

La tendance vers le stockage à long terme qui se manifeste sur le plan international et l'incertitude des échéanciers d'évacuation ont amené Hydro Ontario à étudier un certain nombre d'options pour accroître sa capacité de stockage (McEachran, 1986): stockage plus compact des faisceaux de combustible épuisé dans les piscines; récipients cylindriques en béton d'environ 6 m de haut et 2,5 m de diamètre; conteneurs métalliques et conteneurs intégrés en béton. Ces derniers représentent un concept innovateur car un seul conteneur peut servir au stockage, au transport et a l'évacuation, ce qui réduit les opérations de manutention et de chargement.

Parmi ces options, on a retenu la méthode du récipient en béton. Onze récipients sont utilisés à Gentilly-1, au Québec, et 46 autres stockent 22 000 faisceaux de combustible à la centrale déclassée de Douglas Point, en Ontario. New Brunswick Power a annoncé récemment qu'elle utilisera des récipients en béton pour le stockage à long terme du combustible irradié de son réacteur de Pointe-Lepreau (Intercomm, 1989).

Hydro Ontario a mis en oeuvre un programme de développement de la technologie du transport du combustible épuisé sur une grande échelle (McEachran, 1986). Une partie importante de ce programme porte sur la conception, la procédure d'autorisation et la construction d'un conteneur pour le transport par route. Le conteneur, illustré à la Figure 2.2, devrait être prêt pour l'utilisation généralisée au milieu de l'année 1989. Il peut contenir 192 faisceaux de combustible épuisé, pèse 35 Mg et mesure 2,13 m de haut, 2,13 m de long et 1,82 m de large. Une remorque spéciale à quatre essieux et à fond plat a été conçue pour le transporter.

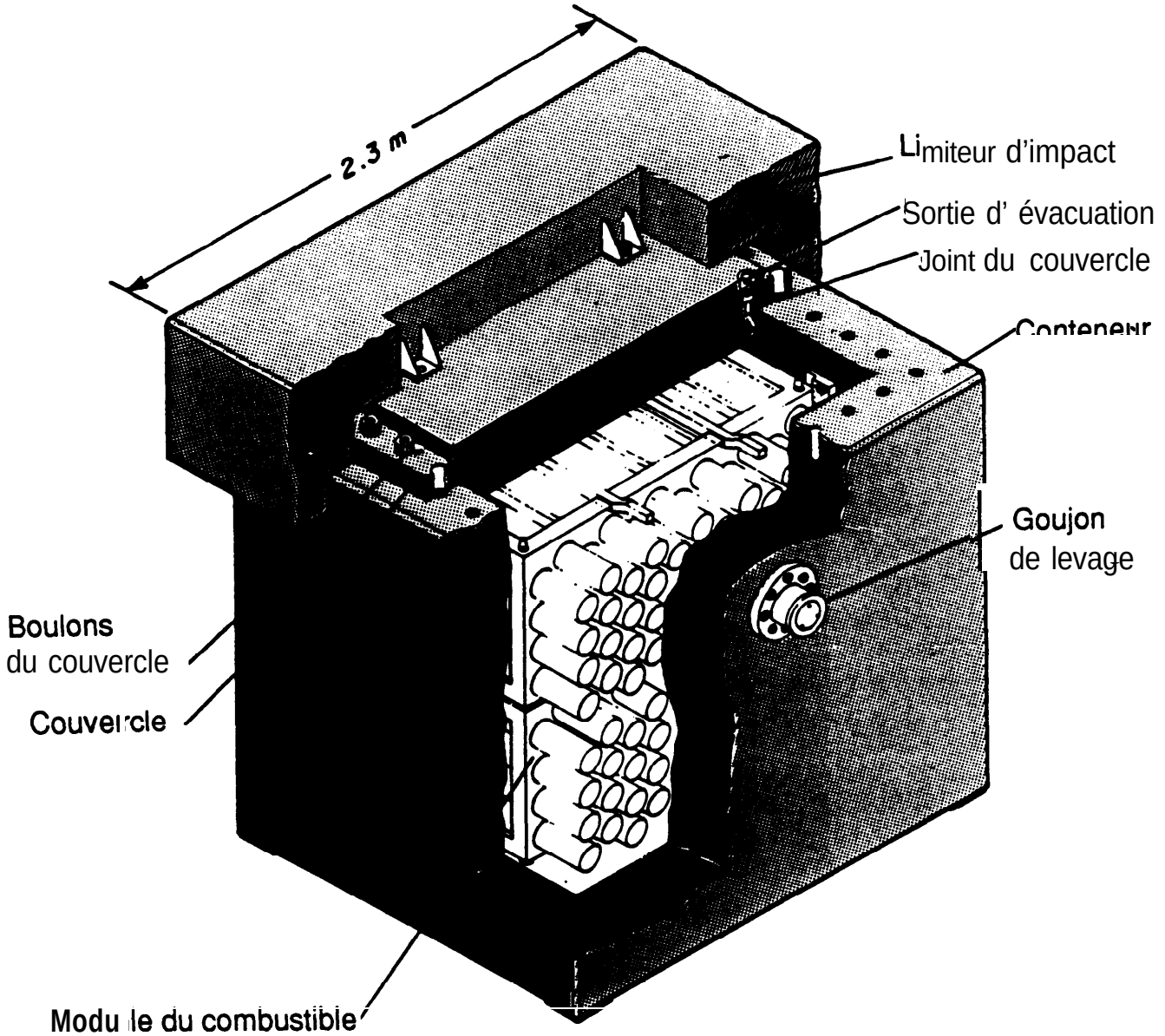


Figure 2.2

BFEEE

Conteneur de transport du combustible irradié de CANDU (McEachran, 1986)

Des maquettes du conteneur ont déjà été éprouvées pour vérifier l'étanchéité des joints et la réaction aux accidents, y compris les chutes et les incendies. Le certificat de CCEA a été obtenu en juillet 1987 (Ribbans, 1988). Le conteneur a été construit, et des essais sur route seront effectués au début de 1989. Il n'existe actuellement aucun échéancier défini pour la construction d'autres conteneurs (T. Kempe, Hydro Ontario, communication personnelle).

En outre, le logiciel informatique approprié a été acheté pour réaliser des simulations en vue d'évaluer les doses d'irradiation auxquelles le public et les opérateurs seraient exposés, suivant divers scénarios de transport.

2.5 - Investigations sur les lieux

EACL a choisi la roche cristalline du bouclier canadien comme milieu récepteur pour un dépôt car c'est la partie la plus stable du Canada. Les roches y sont solides et relativement uniformes, et on trouve relativement peu d'eau souterraine en profondeur.

Peu d'efforts ont été consacrés à l'étude d'autres types de roches. Un inventaire des dépôts de sel a été effectué, mais pour tous les autres aspects de la technologie relative à ce milieu, on s'en est remis entièrement à la coopération et aux échanges d'informations avec d'autres pays. Le Canada a participé au groupe de travail international sur le dépôt au fond de la mer parrainé par l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE. Des études ont aussi été réalisées sur d'autres types de roches comme le calcaire et les schistes argileux (Heystee, 1982).

La recherche géologique se poursuit dans plusieurs endroits, notamment à East Bull Lake, Atikokan, à Chalk River en Ontario, ainsi qu'à Whiteshell au Manitoba. Ces sites servent à obtenir les informations nécessaires à l'évaluation du concept et ne font pas partie du processus de sélection

d'un site pour le dépôt. La recherche y porte sur la cartographie du terrain géologique, la géophysique aérienne et au sol, et les trous de sondage. Elle vise surtout à bien comprendre le phénomène de l'écoulement des eaux souterraines dans la roche cristalline fracturée, à mettre au point des méthodes pour prédire les conditions du sous-sol à partir d'examens en surface, et à compiler une base de données sur les propriétés de la masse rocheuse.

Le laboratoire de recherches souterrain (LRS) de Whiteshell joue un rôle central dans le programme de EACL; il élabore des méthodes d'investigation des sites pour caractériser les conditions du sous-sol; il évalue comment une installation souterraine affectera la masse rocheuse et le régime des eaux souterraines, et il effectue des expériences in-situ pour déterminer le comportement du dépôt. Un grand nombre de ces activités de recherche sont effectuées sous forme de programmes coopératifs avec la Suède et les États-Unis. (Wright, 1988, page 108). Les États-Unis se sont retirés récemment du programme de recherche, mais le Japon s'est joint aux programmes coopératifs. En outre, une comparaison internationale des programmes informatisés sur les eaux souterraines a été faite en simulant la vitesse de baisse du niveau d'eau au site du laboratoire souterrain (Guvanasen et al, 1985).

2.6 – Conception du dépôt

La conception du dépôt qui est en cours d'élaboration suppose que 191 133 Mg de DHR seront déchargés dans une caverne d'un seul niveau aménagée dans le roc plutonique granitique à une profondeur de 1 000 m (Baumgartner, 1986). Le périmètre de la caverne, basé sur les calculs thermiques, se limite à 2 000 m sur 2 000 m. On se propose de creuser un réseau de salles paralleles à la caverne de dépôt par forage et dynamitage contrôlés. Les trous de sondage seront forés ou carottés à une profondeur de 5 m et auraient un diamètre de 1,2 m à 1,3 m environ.

La ventilation et le drainage de la mine passeront par les zones d'excavation non radioactives avant de traverser les zones de stockage des déchets. Les tunnels d'accès et les galeries de transport seront établis avec une pente de 0,5 % pour assurer le drainage, et les opérations de préparation et de dépôt seront rabattues vers les puits principaux pour minimiser le temps passé par les opérateurs dans les zones radioactives ou à proximité de celles-ci.

Certaines exigences ont été imposées à la conception du dépôt. Par exemple, la température maximum de la surface du conteneur ne doit pas dépasser 100° C, afin d'éviter de provoquer une corrosion en criques; la température maximum du matériau de remblayage ne doit pas dépasser 100° C, afin de minimiser les risques d'altération de l'argile.

Baumgartner (1986) a décrit les matériaux d'isolation et les méthodes de placement dans l'installation de dépôt canadienne proposée. Les trous de forage seront remplis d'un tampon comprimé de bentonite argileux et de sable quartzeux de granulométrie convenable (Dixon et Gray, 1985). Cette masse-tampon sera creusée au centre pour recevoir le conteneur de combustible épuisé. Un anneau-tampon d'au moins 250 mm d'épaisseur est nécessaire (Gary et Chaung, 1986) pour assurer l'humidité pendant l'insertion et pour retarder le transport des radionucléides. Quand les trous de dépôt seront remplis, on commencera à remblayer la chambre et les galeries d'accès. Le remblayage de référence (Yong et al, 1986) est un mélange formé d'une partie d'argile du Lac Agassiz (une argile riche en montmorillonite) pour trois parties de granite broyé. Ce mélange sera compacté sur place par couches afin d'obtenir une masse presque homogène.

Dès le remblayage achevé, on procédera au scellement final des cloisons permanentes en béton à l'entrée de la chambre de dépôt et à des emplacements-clés dans les galeries d'accès.

Le concept de dépôt ne comporte actuellement aucune disposition prévoyant la récupération des conteneurs de déchets.

2.7 - Analyse des impacts

L'évaluation du concept canadien d'une caverne de dépôt comprend deux phases d'investigation: soit l'évaluation avant la fermeture et l'évaluation après la fermeture.

2.7.1 - L'évaluation avant la fermeture

Dans l'évaluation avant la fermeture, on examine les facteurs d'impact suivants:

- impact sur les ressources naturelles;
- coûts en capital et coûts d'exploitation;
- effets radiologiques du fonctionnement normal et anormal, ainsi que des accidents;
- effets non radiologiques sur le milieu naturel;
- effets socio-économiques;
- sécurité des travailleurs.

Une évaluation préliminaire (Wuschke et al, 1985) a montré que le fonctionnement normal de l'installation de dépôt n'exposerait pas le public a une dose d'irradiation plus élevée que celle provenant de l'irradiation naturelle (1,8 mSv environ). L'analyse des accidents "du type le plus grave" survenant dans l'installation indique que le public ne serait pas exposé à des doses d'irradiation dépassant les limites réglementaires établies par la CCEA. On a également déterminé que les risques professionnels totaux (radiologiques et conventionnels) associés à la construction, au fonctionnement et au déclassement de l'installation de dépôt ne seront pas supérieurs aux risques encourus dans des professions comparables.

Les conséquences socio-économiques de l'installation canadienne d'évacuation de déchets nucléaires ont également été analysées (Ste -

venson, 1983; Gee et al, 1983; Nathwani, 1983). On estime qu'une telle installation créerait des emplois dans le domaine de la construction, de l'exploitation et du déclassement correspondant à 25 800 années-hommes de travail. De plus, des emplois indirects dans les industries de service et de soutien ajouteraient 122 000 années-hommes de travail.

Les effets socio-économiques du transport du combustible épuisé ont été également étudiés en termes de volume de circulation, de bruit et des risques perçus par le public (Rogers et Hardy, 1983).

D'une manière générale, l'évaluation avant la fermeture a montré qu'il n'y aurait aucun risque ou effet inacceptable (Wuschke et al, 1985).

2.7.2 - L'évaluation après la fermeture

L'évaluation après la fermeture a examiné les effets à long terme de l'installation d'évacuation sur l'homme et sur l'environnement après la fermeture de l'installation. Elle est basée sur le Code d'analyse de la variabilité des systèmes mis au point par Dormuth et Sherman (1981). Le programme informatique prédit le transport des radionucléides à travers le système pour déterminer leur effet sur l'homme. L'évaluation après la fermeture, basée sur ce modèle, a montré qu'aucune dose d'irradiation ne serait reçue pendant au moins des dizaines de milliers d'années, et probablement des centaines de milliers d'années, et que toute dose finalement reçue ne correspondrait probablement qu'à une petite fraction de l'irradiation naturelle (Wuschke et al, 1985).

2.8 – Surveillance

On ne prévoit pas actuellement la surveillance du dépôt après le déclassement et le scellement.

2.9 – Exigences réglementaires canadiennes

L'agence fédérale chargée de réglementer la gestion des déchets nucléaires au Canada est la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA).

En plus des règlements de la CCEA, certaines autres exigences doivent être respectées:

- conditions générales d'obtention des permis;

- respect des directives réglementaires, p. ex. CCEA (1987a)

- respect des politiques réglementaires, p. ex. CCEA (1987b)

2.10 – Processus d'examen et d'évaluation du concept canadien et participation du public

En 1980, EACL a formé le Comité consultatif technique (CCT); il comprend actuellement 13 membres et examine en détail les progrès scientifiques et techniques réalisés dans le programme canadien.

Même s'il est financé par EACL, le CCT fonctionne comme un groupe d'étude indépendant dont les membres sont nommés par des sociétés scientifiques. Il a publié une série de rapports annuels (Shemilt, 1987).

Le Canada est très actif dans la coopération internationale et l'échange d'informations sur la gestion des déchets nucléaires. Les accords

intervenus entre EACL et les États-Unis, la Commission des communautés européennes, la Suède, le Royaume-Uni, la République Fédérale d'Allemagne, l'AIEA et l'OCDE sont décrits par Rosinger et al (1983). En outre, la Suède et le Japon sont activement impliqués dans le programme de recherche souterraine auquel les États-Unis ont également participé jusqu'à récemment.

En 1981 les gouvernements du Canada et de l'Ontario se sont mis d'accord sur la phase "d'évaluation du concept" du Canada. Cette phase comporte un processus d'examen exigeant une évaluation à la fois technique et publique de tous les aspects du concept d'évacuation des déchets nucléaires. Le processus d'évaluation a été entrepris par un Comité d'examen inter-agences représentant la CCEA (organisme dirigeant), Environnement Canada et le ministère de l'Environnement de l'Ontario. Les activités de ce comité sont les suivantes (CCEA, 1985):

- annonce au public du processus d'évaluation du concept (août 1981);

- document provisoire d'évaluation du concept devant être étudié par le Comité d'examen inter-agences et le public;

- examen et évaluation du concept d'évacuation par la CCEA sur le plan de la réglementation;

- mise à jour du document d'évaluation du concept;

- examen par la CCEA, le Comité d'examen inter-agences et le public du document d'évaluation du concept mis à jour.

L'évaluation du concept a été référée le 28 septembre 1988 à l'examen du public par le ministre de l'Énergie, des Mines et des Ressources naturelles, dans le cadre du Processus fédéral d'examen des évaluations environnementales, et comportera des audiences publiques.

EACL fournit des informations au public par différents moyens: présentations visuelles, installations informatiques, brochures, plaquettes, films et conférences publiques.

Des programmes régionaux visant les personnes qui habitent dans le voisinage des zones de recherche (le Manitoba, ainsi que le nord-ouest et le nord-est de l'Ontario) sont également organisés pour informer le public et examiner ses préoccupations.

Un programme de consultation auprès de groupes d'intérêts des domaines publics et privés été lancé en 1984 par la publication d'un bulletin national et l'envoi d'invitations à environ 50 groupes. L'objectif de ce programme était d'identifier et d'analyser les inquiétudes du public face à l'évacuation des déchets nucléaires, et d'essayer d'y répondre. Les réunions organisées avec certains de ces groupes ont permis de cerner les principaux sujets d'inquiétude: évaluation des risques, coûts, avantages, surveillance du site après la fermeture, possibilité de récupération, dispositions concernant la santé et la sécurité (Anderson et al, 1986; Delbridge Associates, 1988).

Les résultats de sondages d'opinion et d'ateliers spécialisés récemment menés en Ontario révèlent que le public est davantage sensibilisé au programme de gestion des déchets mais en comprend mal les aspects spécifiques. Plus de la moitié des personnes interrogées sont en faveur de l'évacuation en milieu géologique et y sont encore plus favorables lorsque la solution de rechange est le stockage sur place (Gerber, 1986).

3 – BELGIQUE

3 - BELGIQUE

3.1 - Principaux organismes

En Belgique, la gestion des déchets radioactifs relève de l'organisme National des Déchets Radioactifs et des Matières Fissiles/Instelling voor Radioactief Afval en Splijtstoffen (ONDRAF/NIRAS). Les responsabilités de cet organisme comprennent ce qui suit:

- le transport des déchets radioactifs;

- l'emballage et le stockage en surface des déchets radioactifs pour les centrales qui n'ont pas d'installations appropriées;

- le stockage du combustible épuisé dans des installations éloignées de l'usine productrice ou de l'usine de retraitement;

- la décharge définitive des déchets radioactifs.

L'ONDRAF/NIRAS est également chargé des programmes de recherche et de développement dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs. Cependant, les programmes actuels de recherche et de développement sont réalisés au Centre de recherche pour l'énergie nucléaire de Belgique, à Mol-Dessel.

3.2 - Échéancier

L'échéancier des investigations de sites pour les DHR en Belgique est le suivant:

1974 - 1987: Investigation du site de Mol-Dessel; construction d'un laboratoire souterrain; début des travaux de confirmation du site;

1988:	Achèvement du premier Rapport provisoire d'évaluation de la sécurité et de la faisabilité;
1988 - 2015:	Continuation des études de confirmation du site;
1995:	Présentation du second Rapport d'évaluation de la sécurité et de la faisabilité;
1995 - 2015:	Opérations de démonstration;
2015:	Mise au point finale de la conception de l'installation et début de la procédure d'autorisation;
2020:	Appel d'offres et conception définitive;
2025:	Construction du dépôt;
2030:	Dépôt des déchets traités.

3.3 - Quantité de déchets et emballage

En 1988, la puissance nucléaire installée de la Belgique était de 5 540 MW. Le combustible épuisé est expédié à l'usine Cogema, au Cap de La Hague, France, pour être traité et transformé en déchets vitrifiés qui sont ensuite ramenés en Belgique où ils sont provisoirement stockés avant leur évacuation définitive. Les premiers chargements de déchets traités doivent être réexpédiés de France à partir de 1993. Il existe également un stock de déchets provenant des activités de l'ancienne société de traitement Eurochemic.

En supposant que le déclassement des installations nucléaires existantes aura lieu vers l'année 2050, on estime que de 4 000 à 5 000 mètres cubes de déchets vitrifiés seront accumulés pour la décharge définitive.

Les déchets traités seront ramenés en Belgique dans des conteneurs de 120 litres sous forme de produit vitrifié. Divers types de matériaux pouvant servir à l'assemblage de conteneurs de déchets de haute radioactivité vitrifiés ont été évalués. L'acier au carbone, l'acier cimenté au chrome et l'aluminium et ses alliages ont montré la plus faible résistance à la corrosion en atmosphère humide, tandis que le titanium et ses alliages montraient la résistance la plus élevée (Bonne et Heremans, 1985).

3.4 - Stockage provisoire et transport

Le combustible épuisé est actuellement stocké sur place dans des piscines remplies d'eau. Les déchets de haute radioactivité vitrifiés provenant des anciennes installations de traitement en Belgique sont stockés dans les fosses de stockage refroidies à l'air d'un bâtiment-silo.

Une installation centrale de stockage sera construite à Dessel sur le site de l'ancienne usine de traitement Eurochemic pour les déchets traités en France à l'usine du Cap de la Hague. Elle doit être achevée en 1992 de façon à pouvoir recevoir des livraisons en 1993.

Le combustible épuisé est transporté par route à l'usine de traitement de France, dans des conteneurs spécialement conçus pour satisfaire aux exigences des règlements internationaux de transport. Toutes les expéditions doivent être autorisées à l'avance et sont assujetties aux exigences réglementaires de l'AIEA concernant le transport des matières radioactives.

3.5 - Investigations sur les lieux

Une étude de la géologie de la Belgique a montré que seules les formations argileuses convenaient à l'évacuation des DHR (Bonne et Heremans, 1985). En particulier, la couche d'argile de Boom, dans le nord-est de la Belgique, est considérée comme le milieu récepteur le plus favorable pour un dépôt de déchets nucléaires. Cette argile est intéressante en raison de son imperméabilité, de sa capacité de rétention des radionucléides et de sa proximité du site de recherche de Mol-Dessel et des centrales nucléaires belges. La formation argileuse envisagée est profonde de 100 mètres environ et ne comporte pas de failles. Ces caractéristiques favorables ont mené à la décision, en 1975, d'entreprendre la recherche dans les argiles de Boom au site nucléaire de Mol-Dessel. Cependant, la décision n'allait pas sans inquiétudes: en effet, la couche d'argile molle est sise entre deux zones aquifères, et l'on n'a jamais effectué d'excavations dans l'argile molle à plus de 100 m de profondeur (Bonne et Heremans, 1985).

Les résultats ont été assez prometteurs pour que la construction du laboratoire de recherches souterrain HADES soit approuvée au site de Mol-Dessel. La construction, commencée en 1978, a été terminée en 1984. La première phase d'investigation (1986 - 1992) montrera si l'argile non gelée convient à la construction et comportera des expériences pilotes sur le transfert thermique, la radiolyse et le traitement des sources de rayons gamma. La seconde phase (1988 - 1994) implique la construction d'un second puits avec des galeries le connectant au laboratoire existant. La Figure 3.1 représente un schéma du laboratoire de recherches souterrain HADES. Une galerie horizontale de 35 m de long et de 3,5 m de diamètre a été construite et doublée de voûtes en fonte galvanisée dans lesquelles de nombreux trous ont été creusés. À l'extrémité de la galerie, un puits de 20 m et plus (1,4 m de diamètre) a été creusé dans l'argile non gelée et doublé de blocs de béton. À la base de ce puits, à 246 m, une

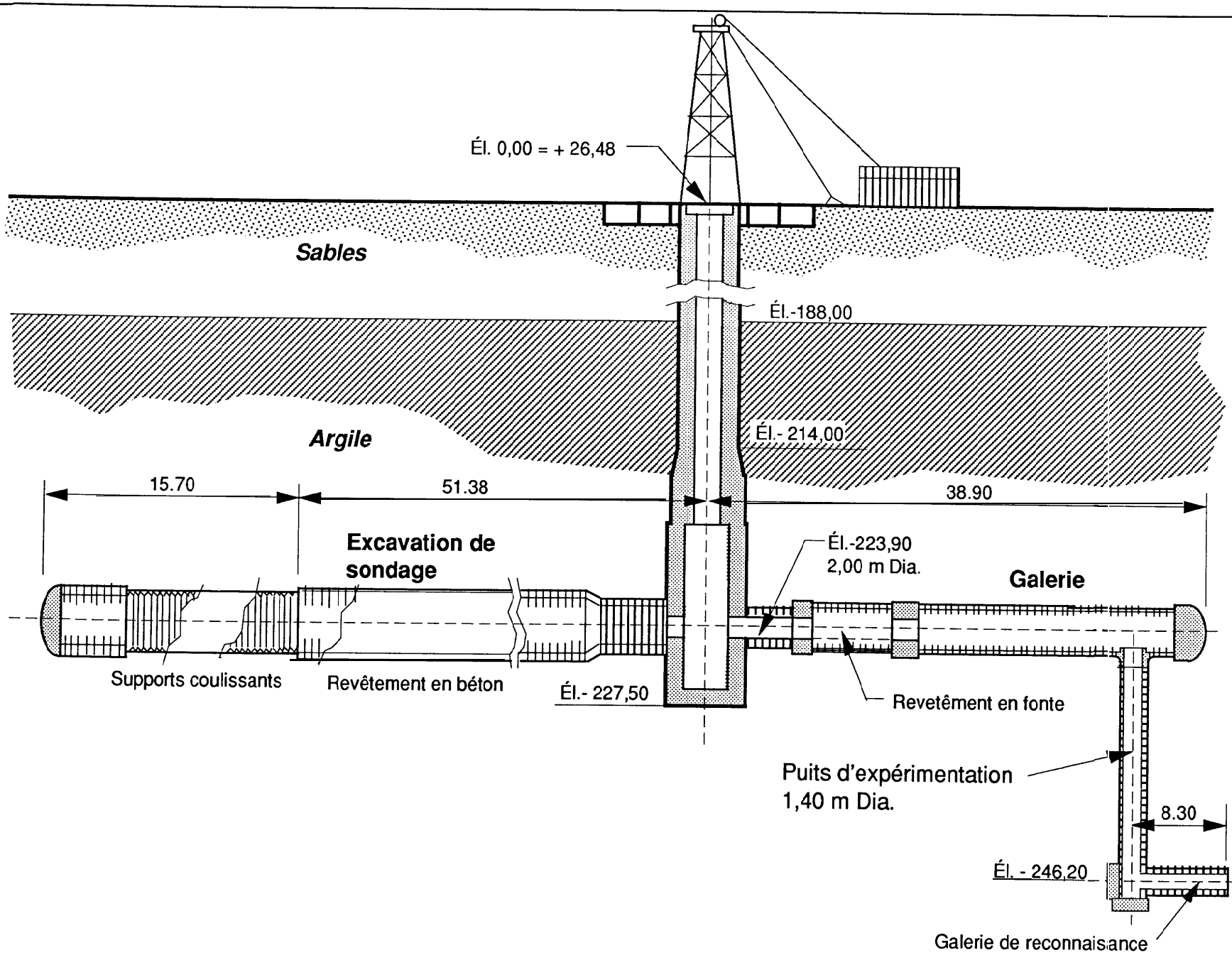


Figure 3.1

BFEEE

Laboratoire de recherches souterrain à mol en Belgique (d'après Baetsle et al, 1986)

excavation horizontale de 8 m aboutit dans un mur d'argile libre. Une excavation de sondage de 63 m de long a également été creusée pour effectuer des expériences avec des sources radioactives.

Les projets actuels prévoient l'éventuelle construction d'une installation souterraine pour fournir une démonstration grandeur nature de la technologie d'évacuation des DHR.

3.6 - Conception du dépôt

On prévoit agrandir les installations de recherche et de démonstration HADES pour en faire un dépôt réel. Les propriétés géotechniques de l'argile de Boom limitent le concept à des tunnels circulaires chemisés de 3 à 4 m de diamètre. Par conséquent, l'installation souterraine sera constituée d'un réseau de galeries interconnectées. Les conteneurs de déchets de haute radioactivité vitrifiés seront places dans de petits trous de sondage percés à un angle de 45^{0} par rapport à l'horizontale dans la partie inférieure des galeries principales, comme le montre la Figure 3.2. L'idée d'utiliser de longs trous de sondage inclinés pour le dépôt de plusieurs paquets de déchets est tout à fait inhabituelle. D'autres concepts de dépôt, par exemple le dépôt sur un plan horizontal à l'intérieur des tunnels, sont également à l'étude.

De nombreux matériaux de remblayage ont été évalués et de bons résultats ont été obtenus avec des mélanges de bentonite, de ciment et de résine d'époxyde d'argile de Boom (Bonne et Heremans, 1985). Néanmoins, les études se poursuivent sur les matériaux de remblayage et la Belgique entreprend actuellement avec la France une recherche commune sur l'argile de Boom et un mélange de smectite, de quartz et de graphite (AEN, 1988a).

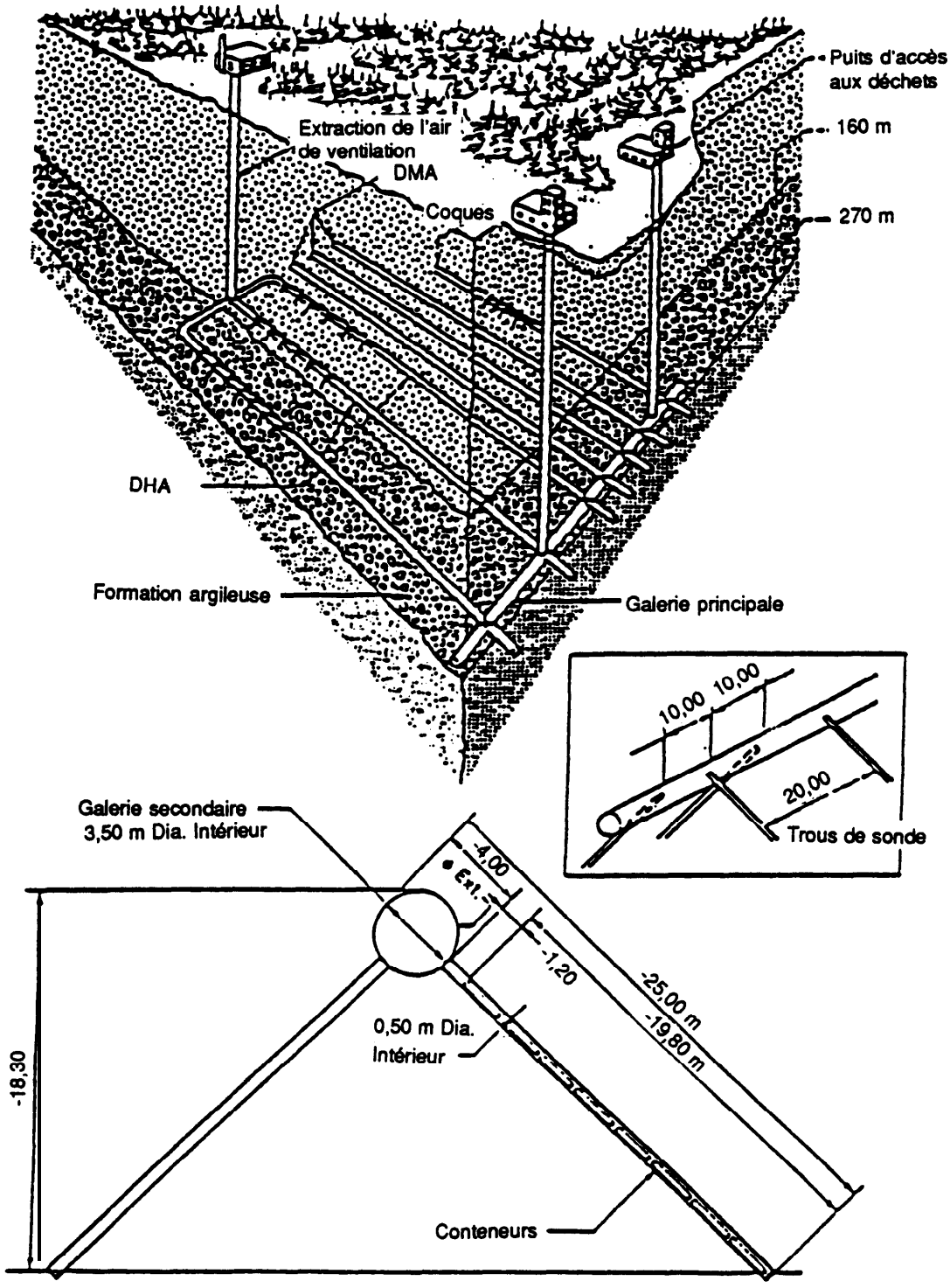


Figure 3.2

Concept de référence d'un dépôt dans une formation argileuse
(D'Après Heystee, Communication personnelle)

3.7 – Analyse des impacts

L'analyse des impacts est actuellement centrée sur le laboratoire de recherches souterrain HADES. Des expériences ont été faites sur la corrosion des conteneurs de déchets, l'intégrité des barrières mises au point, la géochimie et la migration des radionucléides, la stabilité géomécanique des excavations dans l'argile, la technologie du remblayage et du scellement, et les effets de champ proche de la chaleur et de l'irradiation dans l'argile.

En outre, Mol a été choisi pour l'étude de cas d'un site d'évacuation de déchets nucléaires dans l'argile réalisée par la Commission des communautés européennes (CCE) dans le cadre de ses recherches d'évaluation de la performance. Quand on a examiné les chemins naturels, on a trouvé que le débit de dose calculé ne dépassait jamais 10^{-10} sieverts par an pour. Le débit de dose maximum calculé pour le scénario d'interception par un puits d'eau dans la zone aquifère située juste au-dessus de la zone du dépôt était d'environ 3 x 10^{-7} sieverts par an (AEN, 1988).

3.8 – Surveillance

La conception du dépôt de la Belgique n'est pas assez avancée pour permettre d'élaborer un programme de surveillance des phases de construction et d'exploitation.

On ne prévoit pas de programme de surveillance à long terme du dépôt après sa fermeture.

3.9 - Autorisation et exigences réglementaires

Les procédures d'autorisation des installations nucléaires sont indiquées dans le "Règlement général pour la protection de la population et des travailleurs contre les risques d'irradiation ionisant". Comme il n'existe actuellement aucun règlement spécifique sur l'évacuation des déchets radioactifs, l'ONDRAF/NIRAS est chargé d'élaborer des règlements qui devront être approuvés par les instances gouvernementales appropriées.

Pour l'instant, chaque projet d'installation nucléaire fait l'objet d'une analyse de la sécurité qui doit être soumise aux instances belges responsables de la sécurité pour obtenir un permis d'exploitation. Cette analyse de la sécurité porte notamment sur:

- les accidents conventionnels (manutention, perte de liquide réfrigérant, etc.);
- les accidents nucléaires (criticité, contamination,irradiation);
- les autres événements (tremblements de terre, tornades, avions s'écrasant au sol, etc.).

À l'heure actuelle, les recommandations de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) sont utilisées dans l'analyse de la sécurité pour déterminer si les mesures de protection radiologique sont adéquates.

3.10 - Processus d'examen et d'évaluation de 1 a performance

L'ONDRAF/NIRAS a un programme d'assurance de la qualité qui est mis en oeuvre durant la phase de développement des projets, ainsi que pendant la construction et l'essai des installations.

En outre, la Belgique est membre de la Commission des communautés européennes qui a lancé le projet PAGIS (Évaluation de la performance des systèmes d'isolation géologique). Les chercheurs des pays membres travaillent ensemble pour déterminer si un système d'évacuation des déchets serait généralement capable d'empêcher (ou de restreindre de façon importante) la libération des radionucléides après la fermeture des dépôts souterrains de DHR.

4 – RÉPUBLIQUE FÉDÉRALE D'ALLEMAGNE

4 - RÉPUBLIQUE FÉDÉRALE D'ALLEMAGNE

4.1 - Principaux organismes

L'Institut fédéral des sciences et de la technologie (Physikalisch-Technische Bundesanstalt, PTB) est l'organisme central responsable de l'évacuation des déchets radioactifs en Allemagne. Il rend compte au ministère fédéral de l'Environnement, de la Protection de la nature et de la Sécurité nucléaire (Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktor Sicherheit). La Compagnie allemande de construction et d'exploitation de dépôts de déchets (Deutsche Gesellschaft für Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mBH) construit des dépôts de déchets de faible radioactivité et de haute radioactivité pour le compte du PTB.

Tous les autres aspects de la gestion des DHR comme le transport, le stockage provisoire et le traitement sont la responsabilité des producteurs de déchets. Ces aspects de la gestion incombent à la Compagnie allemande de traitement du combustible épuisé (Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mBH), une filiale des douze sociétés d'électricité qui utilisent la puissance nucléaire.

4.2 - Échéancier

L'échéancier établi pour le dépôt des DHR et les installations connexes en Allemagne de l'Ouest est le suivant:

1977 - Sélection du site (dôme de sel de Gorleben);

1979 - Début des investigations sur les lieux à partir d'examens en surface;

1983 - Début de l'exploration souterraine;

1986 - Demande d'autorisation pour une usine pilote de traitement et d'emballage du combustible épuisé à Gorleben;

1988 - Mise en exploitation d'une installation de stockage provisoire du combustible épuisé à Gorleben;

1992 - Mise en exploitation de l'usine pilote de traitement;

1994 et d'emballage du combustible épuisé;

1995 - Début de la construction du dépôt;

2000+ - Exploitation du dépôt.

4.3 - Quantité de déchets et emballage

L'Allemagne de l'Ouest utilise actuellement 22 réacteurs nucléaires dont la capacité totale de production est de 18 900 MW (Sparrow, 1988). On estime qu'en l'an 2 000 la capacité de production atteindra 27 500 MW. Cela suppose qu'environ 600 à 700 Mg de combustible épuisé seront déchargés annuellement au début du siècle prochain. Jusqu'à 500 Mg de combustible épuisé (ayant un temps de refroidissement minimum de 7 ans) seront traités chaque année, ce qui pourra laisser 100 à 200 Mg à évacuer directement, à moins que la capacité de l'usine de traitement ne soit augmentée (Closs et Einfeld, 1986).

Les plans actuels prévoient le traitement du combustible épuisé. Cependant, des programmes ont été instaurés depuis 1985 pour mettre au point la technologie nécessaire à son évacuation.

L'emballage de référence allemand pour l'évacuation du combustible épuisé (POLLUX) contient huit éléments de combustible et pèse environ 65 Mg. Sa longueur est de 5,5 m environ et son diamètre de 1,5 m. Le système se

compose d'un conteneur résistant à la pression, d'une couche résistant à la corrosion et d'un conteneur extérieur permettant la manutention directe. Le conteneur sera également utilisé pour le transport et le stockage provisoire à long terme; il sera possible de l'ouvrir si l'on souhaite traiter le combustible épuisé (Closs et Papp, 1988; Closs et Einfeld, 1986).

4.4 – Stockage provisoire et transport

Les centrales nucléaires allemandes possèdent des piscines remplies d'eau destinées au stockage provisoire du combustible épuisé. Néanmoins, la tendance est de stocker à sec dans des conteneurs modulaires en fonte. L'une de ces installations a été achevée à Gorleben, une autre est en cours de construction à Ahaus, en Rhénanie-du-nord-Westphalie et une troisième sera construite à l'usine de traitement de Wackersdorf. Chacune de ces installations peut contenir 1 500 Mg d'uranium (Closs et Einfeld, 1986).

En Allemagne de l'Ouest, le combustible épuisé est transporté principalement par chemin de fer, et de temps en temps par camions. Les chateaux de transport aux parois épaisses sont en fonte, conformément aux recommandations internationales.

4.5 – Investigations sur les lieux

La République Fédérale Allemande a été le premier pays européen à entreprendre la recherche dans l'évacuation des déchets radioactifs et c'est elle qui, à ce jour, a le plus progressé. La recherche a débuté en 1965 dans la mine de sel d'Asse. En 1977, le dôme de sel de Gorleben a été choisi pour recevoir un dépôt. La décision d'établir un dépôt dans le dôme de sel de Gorleben, près de la frontière nord-est avec l'Allemagne

de l'Est, a été basée surtout sur des études qui se poursuivaient depuis plus de 10 ans à la mine de sel voisine d'Asse. Le choix ne semble pas avoir été basé sur une étude nationale des sites, et a été sans aucun doute très influencé par le fait que le site était offert par la Basse-Saxe.

Le site de la mine d'Asse, en Basse-Saxe, a été transformé en laboratoire de recherches souterrain par la Société allemande de recherche radiologique et environnementale. En plus de servir de laboratoire in-situ, la mine de sel d'Asse a été utilisée de 1967 à 1978 pour le dépôt de déchets de faible et de moyenne radioactivité. Située à environ 850 m de profondeur dans une formation saline en dôme, le mine d'Asse est l'opération de prestige du programme allemand. La recherche y porte surtout sur la corrélation entre les déchets et le sel gemme et ses conséquences pour la sécurité à long terme d'un dépôt de déchets radioactifs. On élabore également la technologie qui servira à démontrer la construction, l'exploitation,le remblayage et le scellement d'un dépôt.

L'exploration en surface a commencé en 1979 au site de Gorleben, près d'Asse, en Basse-Saxe, et a été concentrée sur le type et l'épaisseur des strates qui recouvrent le dôme de sel et sur la situation hydrogéologique de cette zone. Les strates supérieures se composent de sable, de gravier et d'argile. Deux puits exploratoires de 940 et 840 m respectivement sont prévus (Closs et Papp, 1988).

4.6 - Conception du dépôt

On se propose de construire le dépôt sur un seul niveau à une profondeur d'environ 870 m; cependant l'agencement définitif du dépôt ne sera pas arrêté tant que les investigations souterraines ne seront pas terminées. On prévoit qu'une zone de quelques kilomètres carrés seulement suffira à évacuer les déchets nucléaires accumulés pendant 50 années (Bechtold et al, 1988).

On accédera au dépôt par deux puits distants d'environ 500 m. Aucun déchet ne sera déposé dans un rayon de 300 m autour des puits. On propose que l'exploration souterraine du dôme de sel ait lieu à 30 m environ au-dessus du dernier niveau de décharge. Les excavations d'exploration seront ensuite utilisées pour la ventilation.

D'après les plans actuels, les déchets de haute radioactivité traités seront déposés dans des trous de sondage verticaux à une profondeur de 300 à 600 m sous les galeries principales (Closs et Papp, 1988). Pour sa part, le combustible épuisé peut être placé dans les galeries à 870 m de profondeur ou dans des trous de sondage verticaux après avoir été enfermés dans des conteneurs autoprotecteurs aux parois épaisses.

On étudie présentement les techniques de remblayage (sel broyé), de bouchage et de scellement au site de la mine d'Asse.

On ne prévoit pas actuellement la récupération des déchets, car elle pourrait avoir des effets nocifs sur la sécurité du dépôt. La possibilité de récupération signifie que l'enrobage des déchets par le milieu récepteur serait retardé et que les chambres seraient laissées ouvertes pendant quelque temps, ce qui augmente les risques d'infiltration d'eau salée (Bechtold et al, 1988).

4.7 - Analyse des impacts

Jusqu'à présent, l'analyse réalisée par l'Allemagne de l'Ouest sur les impacts d'un dépôt de DHR a surtout consisté en recherches menées au site de la mine de sel d'Asse. Une attention particulière a été accordée aux points suivants:

- le comportement thermo-mécanique de la roche réceptrice;

- l'eau et les gaz présents dans le sel gemme et le mécanisme de leur libération dans un champ de températures excédant les niveaux ambiants;

- le systëme de transport et de manutention des déchets de haute radioactivité vitrifiés.

En outre, la Commission des communautés européennes a évalué la performance radiologique car le site de Gorleben a été choisi comme dépôt de référence dans le sel pour son projet PAGIS. La Commission a trouvé que dans des conditions normales aucune radioactivité ne serait libérée. Des scénarios plus pessimistes ont été également envisagés, y compris l'intrusion d'eau provenant de la veine d'anhydrite (avec ou sans intrusion non détectée d'eau salée dans le voisinage du dépôt), et l'intrusion humaine (extraction du sel). On a calculé que des doses maximum de l'ordre de 10^{-5} sieverts/an se produiraient après 20 000 ans, en supposant une intrusion d'eau illimitée aussitôt après la fermeture du dépôt. Dans le cas d'une intrusion humaine, on a calculé que des doses de l'ordre de 10^{-5} sieverts/an se produiraient après 700 000 ans. À la suite de cette l'analyse, la Commission des communautés européennes a conclu que le dépôt des DHR vitrifiés dans le sel peut être sécuritaire si les sites sont bien choisis et les dépôts conçus et construits conformément à des méthodes éprouvées d'ingénierie (CCE, 1988).

4.8 - Surveillance

On ne possède actuellement aucun détail sur les programmes de surveillance de l'Allemagne de l'Ouest pour un dépôt de DHR.

4.9 – Autorisation et exigences réglementaires

En Allemagne de l'Ouest, l'évacuation des déchets radioactifs est régie par les lois et règlements suivants:

- Loi sur l'Énergie atomique (1976);
- Ordonnance de protection contre les radiations (1976);
- Loi fédérale sur les Mines (1980);
- Critères de sécurité (1983).

L'étape initiale pour obtenir une autorisation consiste à demander l'approbation du projet, ce qui requiert la participation de tous les organismes concernés et la consultation du public. Les exigences légales pour l'approbation d'un dépôt sont contenues dans la réglementation établie par la Loi sur l'Énergie atomique et la Loi fédérale sur les Mines. À long terme, le dépôt ne doit pas provoquer des doses d'irradiation individuelles dépassant 0,3 millisievert/an.

4.10 – Étude et évaluation de la performance et participation du public

La consultation du public est très importante dans la procédure d'autorisation d'un dépôt. Les détails précis ne sont cependant pas disponibles.

5 – FRANCE

5 - FRANCE

5.1 - Principaux organismes

L'Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) a été créée en 1979 au sein de la Commission de l'Énergie atomique. L'ANDRA est responsable du concept, du choix du site, de la construction et de l'exploitation des centres d'évacuation de tous les types de déchets radioactifs produits dans le pays (Marque et André-Jehan, 1988).

La politique de gestion des déchets ainsi que la réglementation et les permis visant les installations nucléaires sont la responsabilité du Service central pour la sécurité des installations nucléaires, lequel relève du ministère de l'Industrie.

En outre, le Service central pour la protection contre les radiations ionisantes, relevant du ministère de la Santé, joue un rôle spécialisé: il est responsable de la surveillance et du contrôle des infiltrations radioactives dans l'environnement.

5.2 - Échéancier

Le programme français visant l'installation d'un dépôt de DHR est le suivant:

1987 - 1990:	Investigation sur le terrain de quatre emplacements potentiels pour un laboratoire souterrain de validation du site (LSVS);
1990 - 1991:	Sélection d'un emplacement et construction du laboratoire;
1994:	Décision sur la validation du site;
2010:	Mise en exploitation du dépôt de DHR.

5.3 - Quantité de déchets et emballage

On prévoit que la capacité nucléaire de la France, actuellement de 44 000 MW, passera à 57 000 MW en 1990 et à 71 000 MW en l'an 2000. La part de la puissance nucléaire dans la production de l'électricité en France est d'environ 70 % - la proportion la plus élevée du monde.

Le combustible épuisé sera traité à l'usine de Marcoule ou à celle du Cap de la Hague avant d'être évacué définitivement. On estime que d'ici l'an 2000, la France aura accumulé environ 60 000 mètres cubes de déchets traités (Sparrow, 1988).

Actuellement, le conteneur de déchets de référence est en acier inoxydable résistant à la corrosion. Il mesure 1,5 m de long et 0,3 m de diamètre, et peut contenir 350 kg de déchets vitrifiés. Sa conception peut être modifiée pour l'adapter aux conditions particulières du site définitif.

5.4 - Stockage provisoire et transport

À l'heure actuelle, le combustible épuisé des réacteurs à eau légère est stocké dans des piscines et le combustible épuisé des réacteurs surconvertisseurs rapides est stocké à sec. Les déchets vitrifiés sont stockés dans des silos refroidis à l'air aux usines de traitement de Marcoule et du Cap de La Hague.

Les règlements français sur le transport du combustible épuisé et des déchets radioactifs sont en grande partie calqués sur les recommandations de l'AIEA. Les nombreux types de conteneurs de transport utilisés, la plupart de conception française, comportent les caractéristiques suivantes: confinement à sec, corps en acier, double confinement, grande

capacité, grandeur standard.

Le transport s'effectue de préférence par chemin de fer, le transport par route étant limité aux courtes distances.

5.5 - Investigations sur les lieux

La France, compte plusieurs milieux récepteurs pour un dépôt de DHR: argile, sel, granite et schiste. On a identifié à l'origine trente zones, mais ce nombre a été ramené à quatre:

- AISNE (argile) - Le milieu récepteur consiste en deux couches d'argile de 100 m d'épaisseur situées à une profondeur de 400 à 750 m.

- DEUX-S VRES (granite) - Cette zone s'étend sur environ 250 kilomètres carrés, et l'épaisseur du granite y atteint plus de 3 000 m.

- MAINE-ET-LOIRE (schiste) - Ce site est situé au centre d'un anticlinal de 10 km. La formation schisteuse y atteint plus de 600 m d'épaisseur.

- AIN (sel) - Cette zone de sel stratifié se situe entre d'épaisses couches d'argile qui la protègent.

Les investigations in-situ des quatre sites ont commencé en 1987, et la sélection définitive d'un de ces sites comme emplacement du laboratoire souterrain est prévue pour la fin de 1989. Si les expériences souterraines démontrent que le site est favorable, on prévoit que le dépôt sera finalement construit à l'emplacement du laboratoire.

De plus, des investigations in-situ sont effectuées dans une ancienne mine d'uranium située dans des roches granitiques à Fanay-Augères (Limoges). Enfin, l'un des sites de référence pour la coopération internationale en

matière d'évaluation de la performance (voir la section 10) se trouve dans une formation granitique française (Auriat).

5.6 - Conception du dépôt

Le dépôt est destiné aux déchets de haute radioactivité vitrifiés et aux déchets transuraniens. Le dépôt de déchets transuraniens sera construit en premier et ces déchets seront encastrés dans du béton ou du bitume.

Aucun schéma pour la conception du dépôt n'a encore été élaboré.

5.7 - Analyse des impacts

Des investigations géologiques et hydrologiques sont actuellement en cours, aux quatre sites potentiels mentionnés à la section 5.5. Les résultats préliminaires de ces investigations ne sont pas encore disponibles.

La France participe également à plusieurs projets de recherche et de développement avec d'autres pays (les États-Unis, la Suède, la Suisse et l'Espagne) ainsi qu'à des projets de l'AIEA, de l'OCDE et du CCE.

La France est aussi membre de la Commission des communautés européennes et participe au projet d'évaluation de la performance des systèmes d'isolation géologique (PAGIS). Les chercheurs des pays membres évaluent la capacité d'un système d'évacuation de déchets de restreindre la libération des radionucléides après la fermeture du dépôt.

5.8 – Surveillance

La France n'a pas encore élaboré de plans pour la construction, l'exploitation et la surveillance pendant la période suivant la fermeture de son dépôt.

5.9 – Autorisation et exigences réglementaires

En France, chaque installation nucléaire exige une autorisation et doit respecter plusieurs règlements sur la sécurité et la protection contre l'irradiation.

L'autorisation de construction exige l'approbation d'un rapport sur la sécurité et une enquête auprès du public. Le permis d'exploitation d'un dépôt requiert l'approbation du rapport final de sécurité. Cependant, les règlements spécifiques sur l'évacuation des DHR n'ont pas encore été élaborés.

5.10 – Examen et évaluation du concept et participation du public

Les détails du processus interne d'examen technique du concept français n'ont pas encore été publiés.

La France a un vaste programme de participation du public, qui a déjà servi lors du choix des sites pour les déchets de faible et de moyenne radioactivité. Dans ce dernier cas, pendant la phase de sélection du site, qui a duré un an, les bureaux d'information locaux de l'ANDRA ont organisé les activités suivantes (Marque et André-Jehan, 1988):

- 102 conférences de presse;
- 428 contacts individuels;

- 118 réunions d'information;
- 88 ateliers de comités d'information;
- 6 visites d'installations nucléaires;
- 1 salon d'information (15 jours).

Après la phase de sélection du site, des réunions supplémentaires d'information du public ont été organisées et des contacts individuels pris; un grand nombre de brochures et de bulletins ont également été publiés. Des audiences publiques ont eu lieu pendant 6 semaines avant la prise d'une décision favorable par l'ANDRA.

Un programme d'information similaire est en cours pour le dépôt. En 1987, au début des investigations sur le terrain à chacun des quatre sites potentiels, l'ANDRA avait installé des "missions" locales, chargées des programmes d'information technique et d'information du public.

6 – SUÈDE

6 – SUÈDE

6.1 – Principaux organismes

La liste des principaux organismes suédois responsables de la gestion des déchets nucléaires et de la protection contre l'irradiation est donnée au tableau 6.1. La responsabilité principale de la démonstration, du développement de la technologie et de l'évacuation des déchets nucléaires incombe aux sociétés d'électricité, qui ont formé une compagnie, la Compagnie suédoise de gestion du combustible et des déchets nucléaires (Svensk Karnbranslehantering AB, SKB) pour s'acquitter de ces tâches.

6.2 – Échéancier

L'échéancier pour le développement et la mise en place du dépôt de DHR pour le combustible épuisé en Suède est présenté à la Figure 6.1. Le parlement suédois a déclaré qu'on ne construirait pas d'autres réacteurs en Suède et que les réacteurs existants ne fonctionneraient pas au-delh de l'année 2010 (Forsstrom, 1986). On prévoit actuellement que le dépôt pour l'évacuation définitive du combustible épuisé fonctionnera en l'an 2020.

Il convient de noter que l'évacuation des déchets de faible radioactivité (DFR) est un problème prioritaire en Suède et est intégrée dans les programmes de DHR. Par exemple, les organismes qui ont la responsabilité des DHR (Tableau 6.1) sont également responsables des DFR. En avril 1988, un dépôt souterrain de DFR a été ouvert à 50 m sous la Mer Baltique; on y accède par des tunnels à partir de la terre ferme.

TABLEAU 6.1

AGENCES SUÉDOISES RESPONSABLES
DE LA GESTION DES DÉCHETS NUCLÉAIRES
ET DE LA PROTECTION CONTRE L'IRRADIATION

Agence	Responsabilité
Svensk Karnbranslehantering AB, (SKB) (Compagnie suédoise gestion du combustible et des déchets nucléaires)	Gestion et évacuation du combustible nucléaire épuisé et d'autres déchets de radioactifs (Cette compagnie appartient aux quatre sociétés d'électricité suédoises qui utilisent des réacteurs nucléaires).
Statents Stralskyddinstitut (Institut National de protection contre l'irradiation) Ministère de l'Environnement et de l'Enregie	Administre la Loi sur la Protection contre l'irradiation et l'Ordonnance sur la Protection contre l'irradiation; surveille le personnel exposé aux rayonnements ionisants réglemente la libération de la radioactivité aux centrales nucléaires; étudie les exigences de protection contre l'irradiation dans les centrales nucléaires; etc.
Statens Karnkraftinspektion (Inspection des centrales nucléaires de Suède)	Responsable de l'autorisation des installations nucléaires aux termes de la Loi sur l'Énergie atomique, et des règlements de sécurité associés à l'exploitation d'un dépôt aux termes de la Loi sur les Activités nucléaires.
Statens Karnbranslenaund (Conseil national suédois pour le combustible nucléaire épuisé	Autorité financière et de supervision pour la gestion de l'évacuation du combustible nucléaire épuisé et le déclassement des centrales nucléaires; recommande d'imposer un droit annuel aux sociétés d'électricité pour couvrir les coóts d'évacuation et de déclassement.

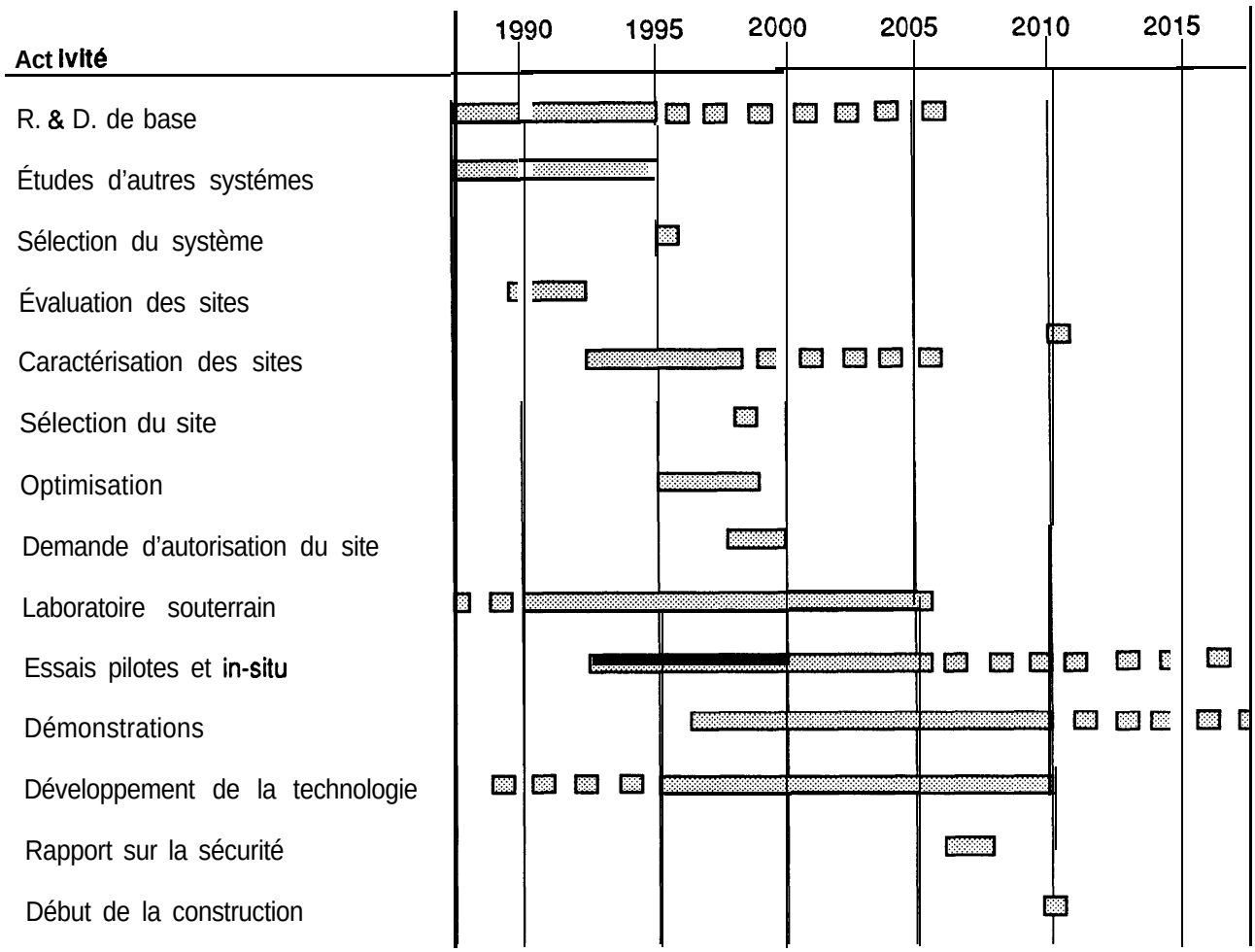


Figure 6.1

BFEEE

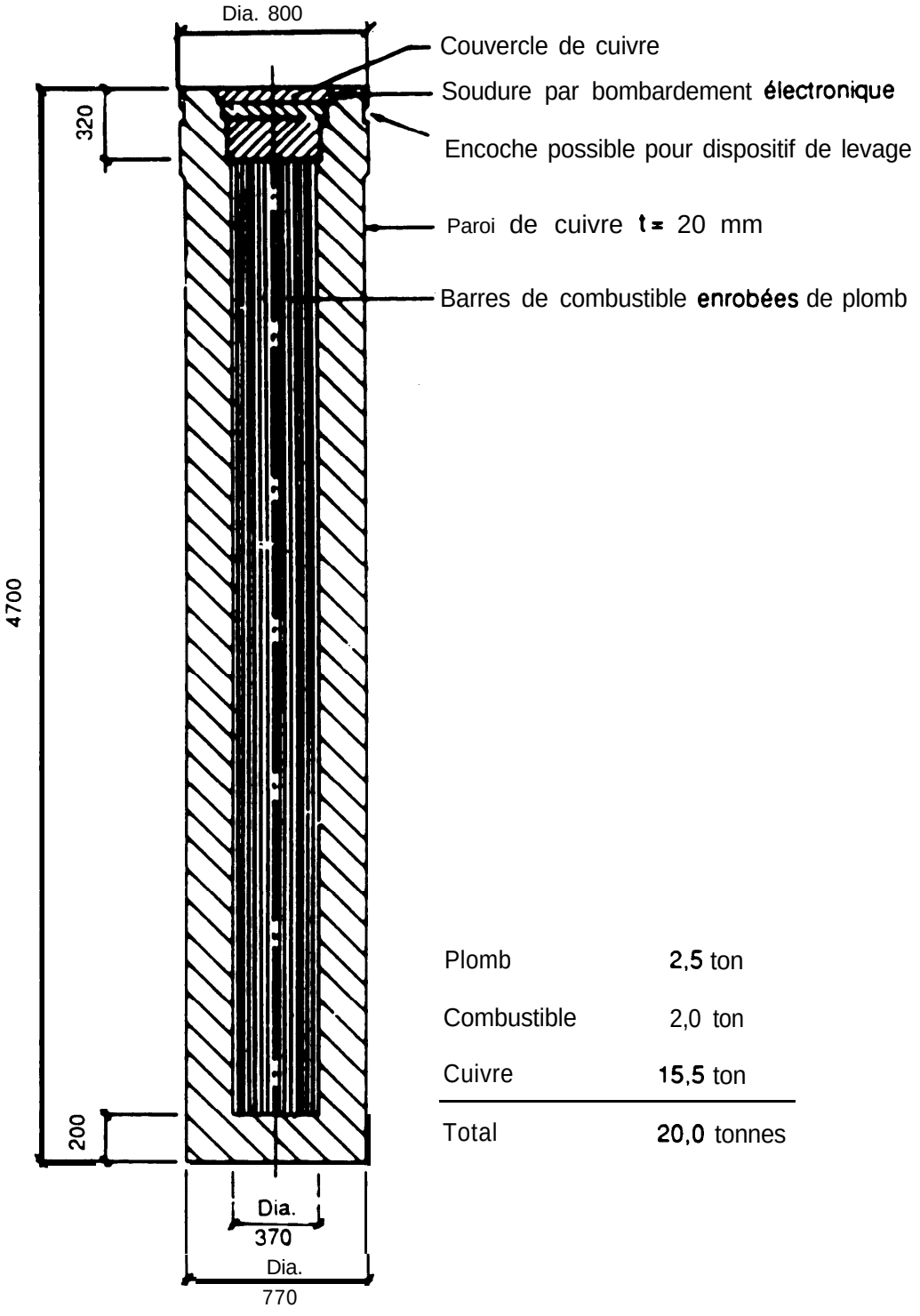
Échéancier du dépôt de DHR de Suède (Bjurstrom, 1988)

6.3 – Quantité de déchets et emballage

On estime que d'ici l'an 2010, la Suède aura accumulé 7 800 Mg de combustible épuisé provenant du fonctionnement de 12 réacteurs (Forsstrom, 1986), ainsi que 19 000 mètres cubes de déchets à longue durée de vie provenant du déclassement des réacteurs et 6 000 mètres cubes résultant d'autres activités. À l'origine, le concept suédois d'évacuation de déchets, élaboré en 1977 prévoyait le traitement du combustible épuisé. Cependant, cette décision a été annulée et on prévoit évacuer ce combustible sans traitement préalable. Les réacteurs à eau légère de la Suède utilisent de l'uranium enrichi.

On prévoit actuellement d'enfermer des barres de combustible épuisé enrobées de plomb dans des conteneurs de cuivre résistant à la corrosion (Bjurstrom, 1988) (Figure 6.2).

Les parois du conteneur ont une épaisseur minimum de 20 cm. On a calculé qu'après un million d'années d'exposition à l'oxygène et au sulfide, dans la pire situation impliquant la formation de piqûres de corrosion sur le conteneur, la profondeur de corrosion maximum serait de 60 mm (30 % de l'épaisseur de la paroi). On a‘également trouvé qu'il n'existait pas de stress mécaniques susceptibles de réduire la durée utile du conteneur de cuivre à moins d'un million d'années (KBS, 1978). Ainsi, le conteneur de cuivre empêchera efficacement la libération des radionucléides.



Plomb	2,5 ton
Combustible	2,0 ton
Cuivre	15,5 ton
Total	20,0 tonnes

Figure 6.2

BFEEE

Conteneur suédois en cuivre avec barres de combustible enrobées de plomb (KBS,1978)

ACRES

6.4 - Stockage provisoire et transport

Une installation centrale pour le stockage provisoire du combustible épuisé fonctionne depuis juillet 1985. Composée de piscines de stockage installées dans une caverne rocheuse, elle est située sur la côte est de la Suède, près de la centrale d'Oskarshamn. Quand elle sera achevée, cette installation pourra stocker les 7 800 Mg de combustible épuisé pendant 30 à 40 ans, jusqu'à ce que le dépôt définitif dans des formations de roches cristallines soit disponible (Bjurstrom, 1988).

Du fait que toutes les centrales nucléaires et les installations de stockage de la Suède sont situées sur la côte, un système de transport par mer a été élaboré pour amener le combustible épuisé au dépôt définitif. Un navire spécialement conçu a été inauguré en 1982: il peut contenir 10 conteneurs de combustible pesant chacun 80 Mg environ. Le combustible est transporté à sec et refroidi par convection naturelle (Forsstrom, 1986).

6.5 - Investigations sur les lieux

La géologie de la Suède comprend uniquement des roches cristallines du bouclier précambrien. Ainsi, la Suède n'a pas d'autre choix que de concentrer ses recherches sur les roches cristallines.

Quatorze sites ont été étudiés depuis 1977. Des investigations détaillées ont été effectuées sur huit de ces sites, où l'on a pratiqué des trous de sondage atteignant une profondeur de 500 à 1 000 m. Des données géologiques, hydrologiques et géochimiques ont été relevées en surface et dans les trous de sondage. Les résultats confirment que l'assise cristalline suédoise, dominée par des formations anciennes de granite et de gneiss, présente à de nombreux endroits des conditions acceptables pour

investigations sur les lieux est le suivant (Bjurstrom 1988):

1987 - 1990	Investigations géologiques générales dans le but d'approfondir et d'élargir la connaissance de l'assise suédoise. Nouvel examen des sites possibles et élaboration de critères de sélection pour le site définitif;
1990 - 1992	Évaluation des données spécifiques sur les lieux. Investigation géologique spécifique des sites intéressants. Sélection de deux sites en vue d'une caractérisation détaillée et de la prise d'une décision par le gouvernement;
1993 - 1998	Caractérisation détaillée de deux sites comprenant le fonçage de puits, etc.;
1998 - 2000	Sélection du site du dépôt définitif et demandes d'autorisation;
2000 - 2003	Examen de la demande d'autorisation, approbation finale par les autorités locales et nationales et confirmation par le gouvernement.

La Suède participe depuis 1977, avec plusieurs pays de l'OCDE, aux recherches du laboratoire souterrain appelé "projet Stripa". Stripa est une ancienne mine de fer située dans l'assise granitique du centre de la Suède, à une profondeur de 360 à 400 mètres. Les recherches se sont concentrées sur l'écoulement des eaux souterraines, le transport des radionucléides dans les fissures des roches et le scellement des voies d'écoulement des eaux souterraines. Le projet Stripa sera terminé en 1991.

La construction du laboratoire suédois en roche cristalline, situé dans du granite près d'Oskarshamn, devrait débuter en 1990. Ce laboratoire aura pour objet de mettre à l'essai et de démontrer les méthodes de

aura pour objet de mettre à l'essai et de démontrer les méthodes de caractérisation des sites, les techniques de construction de dépôts et le rôle des barrières ouvragées, ainsi que de poursuivre la mise au point, la validation et la démonstration des modèles et hypothèses à utiliser dans les analyses de la sécurité. Les expériences et démonstrations auront lieu à une profondeur de 500 mètres environ (AEN, 1988).

6.6 - Conception du dépôt

La conception du dépôt KBS-3 de la Suède consiste en un réseau de tunnels à 500 m de profondeur (Figure 6.3). Selon ce concept, chaque conteneur est placé dans un trou de sondage au fond des galeries. Le trou de sondage est ensuite rempli de bentonite et scellé avec une plaque de cuivre comme le montre la Figure 6.4. Quand le dépôt est plein, tous les puits et tunnels sont remblayés et scellés (Forsstrom, 1986).

Le remblai consiste en un mélange de sable quartzeux (80 - 90 %) et de bentonite (10 - 20 %). Dans le cas des tunnels, on y ajoute 0,5 % de phosphate ferreux pour "attirer l'oxygène". Une ou plusieurs sections des puits verticaux sont remplies de "bouchons" de bentonite pure fortement compactée, destinés à fournir une protection supplémentaire contre les écoulements d'eau dans la roche (KBS, 1978).

Les distances entre les tunnels et entre les trous de stockage ont été déterminées en se basant sur la mécanique de la roche et le flux de chaleur dans les conteneurs (environ 0,8 kilowatt par conteneur au moment de la mise en place). Cela se traduit par une charge de chaleur surfacique de 5,25 watts par mètre carré (KBS, 1978), ce qui assure que

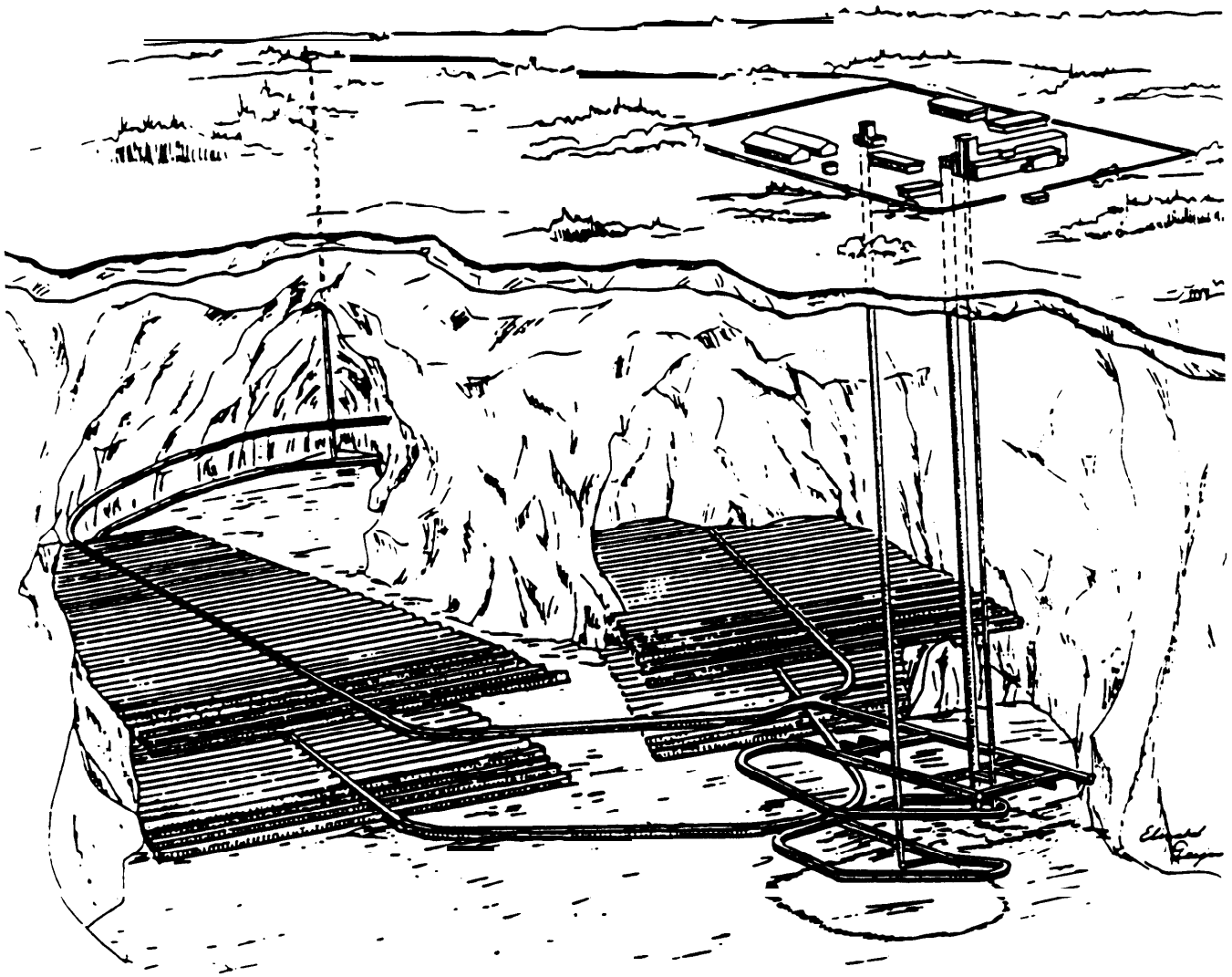


Figure 6.3

BFEEE

Vue schématigue en perspective de la conception du dépôt suédois (KBS-3)
(Bjurstrom, 1988, Forsstrom, 1986)

ACRES

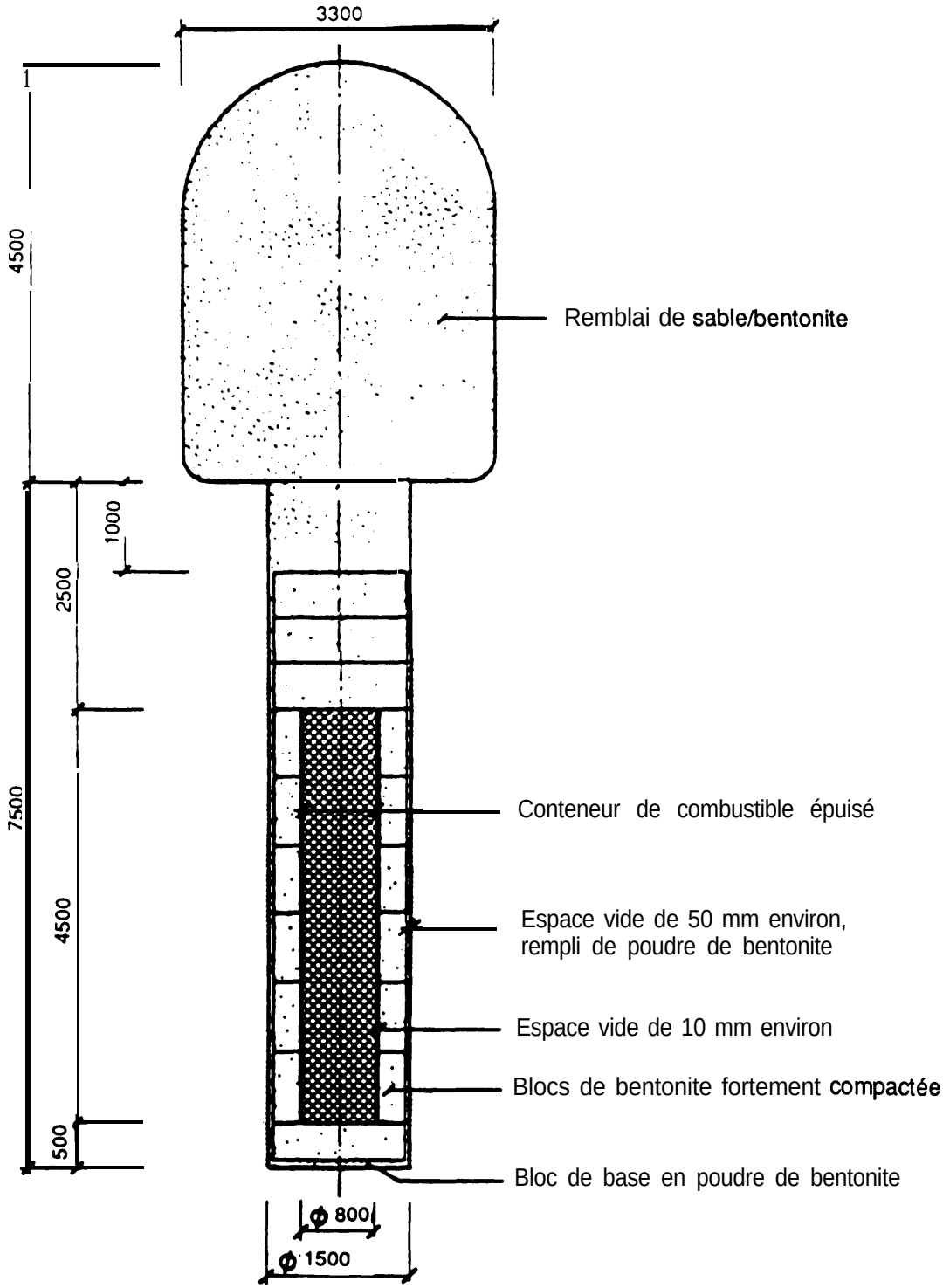


Figure 6.4

Conteneurs de DHR suédois scellés dans le dépôt (SKBF, 1983)

BFEEE

ACRES

la température restera dans les limites de la roche et du matériau de protection de 80° C.

À l'heure actuelle, on étudie à la fois un dépôt à deux niveaux (représenté à la Figure 6.3) et un dépôt à un seul niveau.

La conception du dépôt ne comporte aucune possibilité de récupération des conteneurs de déchets.

6.7 - Analyse des impacts

Les premières recherches de la KBS (1978) sur les impacts ont porté sur les points suivants:

- intégrité du matériau des conteneurs (corrosion et stress mécaniques);
- intégrité du matériau de protection;
- impact de la température sur l'intégrité du dépôt;
- transport des radionucléides par les eaux souterraines;
- voies d'exposition à l'irradiation (sol, grain, cultures, lait, viande, eau potable, bains, activités de plage, pêche, etc.);
- doses d'irradiation;
- mouvements des fissures dans 'l'assise rocheuse;
- soulèvement et glaciation;
- tremblements de terre;

- impacts de météorites;

- changements climatiques extrêmes;

- impacts de la construction du dépôt;

- impacts résultant du fonctionnement du dépôt (y compris le transport des conteneurs).

Les chercheurs suédois ont concentré en particulier leurs recherches sur le transport des radionucléides dans les eaux souterraines. Les travaux dans ce domaine comprennent l'élaboration de modèles du cheminement de l'eau souterraine dans le granite (Brotzen, 1988) et de nombreuses autres investigations hydrogéologiques dans la roche cristalline fissurée (Andersson et Klockars, 1985; Gustafsson et Klockars, 1984; Klockars et Persson, 1982).

D'autres recherches sur l'écoulement des eaux souterraines et la façon dont il est affecté par le fonçage de puits et le percement de tunnels seront bientôt possibles, quand le nouveau laboratoire de recherches souterrain d'Oskarshamn commencera à fonctionner, au début des années 1990 (Bjurstrom, 1988).

Les études sur les impacts sociaux se sont surtout concentrées sur les risques pour la santé provoqués par l'intensité de rayonnement émis sur le site du dépôt, bien que les actes de guerre, le sabotage et la possibilité d'une perturbation causée par l'homme aient été aussi pris en considération (KBS, 1978). Un exemple de perturbation future causée par l'intervention humaine serait le forage par les générations futures advenant que l'emplacement du dépôt cesse d'être connu dans un avenir éloigné.

6.8 – Surveillance

Les tunnels dans lesquels les conteneurs sont déposes peuvent être inspectés, et on pourra mesurer les contraintes de la roche, les températures, l'eau souterraine, les systèmes de ventilation, etc. jusqu'au scellement du dépôt définitif. On ne prévoit pas qu'un programme de surveillance soit nécessaire pour assurer la sécurité à long terme une fois que le dépôt aura été scellé.

6.9 – Autorisation et autres exigences réglementaires

Le principe sous-jacent aux directives de réglementation et aux critères de radioprotection veut que l'exposition du public le plus affecté ne constitue qu'une portion insignifiante de la dose d'irradiation naturelle et reste dans les limites de la variation naturelle.

On établit une distinction entre les critères concernant les doses d'irradiation pendant les quelques premiers milliers d'années et ceux portant sur un avenir plus lointain. Les calculs classiques des doses conviennent pour la première période, étant entendu que les doses pour le groupe le plus exposé ne doivent pas dépasser 0,1 millisievert/an. Pour la période plus éloignée, de nouvelles politiques sont en cours d'élaboration. Par exemple, les critères pourraient être bases sur des comparaisons avec la libération naturelle de radionucléides provoquée par l'effritement de l'assise rocheuse.

Les limites de l'exposition professionnelle sont conformes aux limites de l'AIEA et de l'ICRP (50 millisieverts/an).

6.10 - Processus d'examen et d'évaluation du concept et participation du public

Le programme suédois de recherche et de développement pour l'évacuation définitive des déchets radioactifs doit être examiné et présente au gouvernement tous les trois ans. Le rapport doit indiquer les résultats et les mesures à prendre jusqu'à ce que l'évacuation définitive des déchets soit terminée, et comprendre un programme détaillé de recherche et de développement pour les six années suivantes.

Le plus récent rapport sur la sécurité a été présenté au gouvernement en septembre 1986. Un examen approfondi du programme a été organisé avec la participation de 50 experts suédois et de 10 groupes d'experts étrangers, y compris le Comité consultatif technique canadien. La révision et l'évaluation ont abouti, en mai 1987, à une déclaration généralement favorable (AEN, 1988).

Plus de la moitié du grand public suédois est persuadée que les déchets de haute radioactivité ne peuvent pas actuellement être évacués d'une façon sécuritaire. Pour que le public accepte un site de dépôt définitif à la fin des années 1990, il faudra donc fournir des informations détaillées au niveau local et au niveau national (Bjurstrom, 1988). En outre, il est évident que l'opinion publique suédoise a durci sa position sur la question nucléaire depuis l'accident de Chernobyl en mai 1986 (Sparrow, 1988).

7 - SUISSE

7 - SUISSE

7.1 - Principaux organismes

En Suisse, cinq agences principales sont chargées de la gestion et de l'évacuation des déchets nucléaires (Tableau 7.1).

La Coopérative nationale pour le stockage des déchets radioactifs (Nationale Genossenschaft für die Lagerung Radioaktiver Abfälle, NAGRA) est l'agence la plus importante: elle est chargée de concevoir, de construire et d'exploiter les dépôts pour les déchets radioactifs et les installations connexes. C'est pour assurer cette responsabilité que la NAGRA a lancé en 1985 le projet Gewähr dans le but d'étudier la faisabilité de l'évacuation des DHR en Suisse. La NAGRA est formée de la Confédération Suisse (représentée par le Bureau fédéral de la Santé publique) et de six sociétés d'électricité qui exploitent des centrales nucléaires.

En 1978-79, le gouvernement a annonce que les permis d'exploitation des centrales nucléaires ne seraient pas renouvelés et qu'aucun nouveau permis d'exploitation ne serait émis tant que l'évacuation sécuritaire des déchets nucléaires n'aurait été démontrée. Dix ans plus tard, en juin 1988, le gouvernement fédéral suisse annonçait que les centrales nucléaires existantes pouvaient continuer à fonctionner puisque l'évacuation sécuritaire des déchets de haute radioactivité dans les formations de roches cristallines avait été démontrée (Intercomm, 1988).

TABLEAU 7.1

AGENCES SUISSES RESPONSABLES
DE LA GESTION DES DÉCHETS NUCLÉAIRES

Agence	Responsabilité
NAGRA (Coopérative nationale pour le stockage des déchets radioactifs)	Conception, construction et exploitation des installations d'évacuation de déchets radioactifs en Suisse.
Commission fédérale pour la sécurité dans les installations nucléaires	Étudie les projets d'évacuation en liaison avec le Bureau fédéral de l'Énergie (Service de la Sécurité nucléaire) et prendra également des mesures de contrôle et de supervision.
Bureau fédéral de l'Énergie, Service de la sécurité nucléaire	Étudie les projets d'évacuation en liaison avec la Commission fédérale pour la sécurité dans les installations nucléaires.
Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung (Groupe de travail fédéral interagences sur la gestion des déchets nucléaires)	Prépare le matériel de soutien technique pour les décisions du Conseil fédéral et du ministère fédéral des Transports, des Communications et de l'Energie; contrôle les projets d'évacuation des déchets nucléaires proposés par de tierces parties.
Institut Paul Scherrer	Recherche sur l'évacuation des déchets nucléaires; traitement des déchets radioactifs provenant de la médecine, de la recherche et de l'industrie.

7.2 – Échéancier

En Suisse, la priorité absolue est donnée aux déchets de faible et de moyenne radioactivité; les DHR sont considérés comme moins urgents. L'échéancier présenté ci-dessous pour une installation d'évacuation des déchets de haute radioactivité suppose que le combustible épuisé traité sera ramené en Suisse à partir de 1992 au plus tôt et ira ensuite en stockage provisoire pendant environ 3 décennies afin de réduire la production de chaleur.

1985: Investigations régionales sur l'assise rocheuse; études théoriques sur les lieux sédimentaires;

1993: Sélection d'un site unique (cristallin ou sédimentaire) pour une investigation plus poussée;

1998: Demande d'autorisation d'un laboratoire souterrain dans la roche du site du dépôt;

2010: Résultats de la caractérisation du site définitif;

2010: Début de la conception et de la construction d'un dépôt suisse (ou participation à un projet international);

2020: Mise en service.

7.3 – Quantité de déchets et emballage

La quantité de déchets a été calculée sur la base de 6 000 MW de puissance électrique installée dans huit centrales nucléaires ayant une durée de vie utile de 40 ans. Ceci se traduit par un total de 7 860 Mg de combustible nucléaire épuisé. On prévoit actuellement de traiter ce combustible à l'étranger, pour le rapatrier solidifié dans du verre de

borosilicate, dans 5 895 conteneurs représentant un volume brut total de 1 120 mètres cubes (NAGRA, 1985).

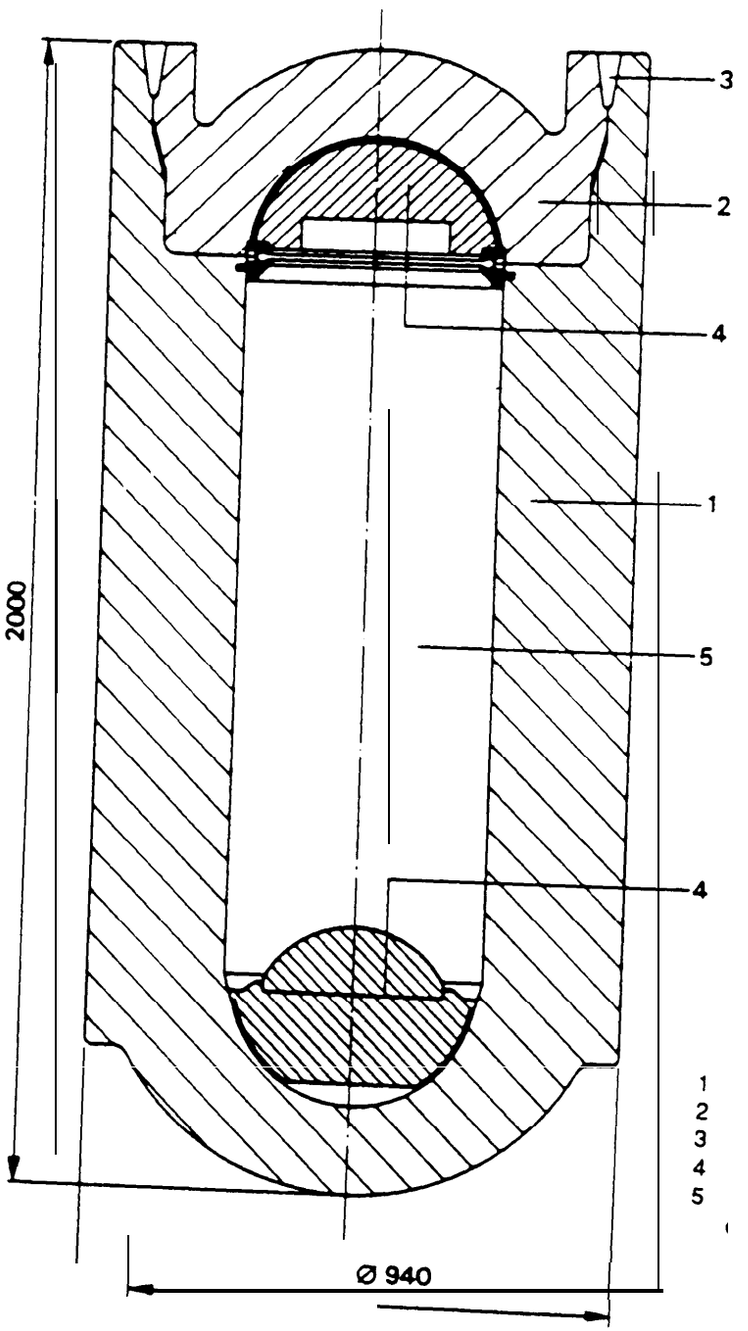
Cependant, on n'exclut pas la possibilité d'évacuer directement le combustible sans traitement préalable. Le dépôt suisse de déchets de haute radioactivité est aussi conçu pour accepter des déchets transuraniens de radioactivité moyenne (NAGRA, 1985).

Au milieu de l'année 1984, la Suisse avait produit 480 Mg de combustible épuisé, dont 295 Mg avaient été expédiés à l'étranger pour traitement.

Les conteneurs de dépôt en acier moulé (Figure 7.1), choisis par la Suisse pour emballer les déchets de haute radioactivité, sont conçus pour supporter les conditions chimiques, radiologiques et mécaniques pendant au moins 1 000 ans. Ils se composent d'un corps cylindrique à base hémisphérique, à couvercle hémisphérique soudé, et à parois de 250 mm d'épaisseur. D'après les données expérimentales, une résistance à la corrosion de 50 mm représente presque le double de l'épaisseur nécessaire. L'épaisseur restante de 200 mm pour la résistance mécanique a été calculée d'après les méthodes standard de construction des récipients pressurisés, et les facteurs de sécurité comprenant l'influence possible de l'hydrogène produit par la corrosion ou les dommages causés par l'irradiation (NAGRA, 1985).

7.4 - Stockage provisoire et transport

Le combustible épuisé de toutes les centrales nucléaires suisses est provisoirement stocké sur place dans des piscines remplies d'eau. Une installation centrale de stockage provisoire est aussi en cours d'étude pour les déchets de haute radioactivité provenant du traitement et pour le combustible épuisé.



Corps du conteneur
1 Couvercle du conteneur
2 Soudure
3 Écran de protection
4 Espace pouf le conteneur
5 des déchets

Figure 7.1

Conteneur Suisse en acier moulé pour l'évacuation de déchets de haute radioactivité vitrifiés (Nagra, 1985)

BFEEE ACRES

Actuellement, le combustible épuisé est transporté par camion aux usines de traitement (surtout en France, et en partie dans le Royaume-Uni), dans des conteneurs de transport standard. Aucun détail du transport des DHR à un dépôt définitif n'a encore été étudié.

7.5 - Investigations sur les lieux

La roche cristalline (granite de Bottstein) du nord de la Suisse a été choisie à l'origine comme milieu récepteur parce qu'elle est demeurée stable pendant les périodes géologiques, que son contenu en eau est faible et ses conditions chimiques favorables, c'est-à-dire que l'eau souterraine y est réduite et presque neutre (NAGRA, 1985). Cependant, le gouvernement suisse exige maintenant que les investigations sur les lieux portent sur des roches sédimentaires aussi bien que sur des formations cristallines (AEN, 1988).

Aucun site particulier n'a encore été choisi pour la recherche. Cependant, la Suisse possède un laboratoire de recherches souterrain en roche cristalline appelé le site d'essai de Grimsel, qui a été mis en service en 1984. Les activités de recherche se déroulent dans un réseau de tunnels situé à une profondeur de 400 à 500 m et portent sur la géophysique, la mécanique des roches, les effets thermiques, l'hydrogéologie et la migration des radionucléides (AEN, 1988a).

La phase finale du programme d'investigations est prévue pour la période de 1995 à 2020 et devrait aboutir au choix d'un site définitif et au début de la construction.

7.6 - Conception du dépôt

Le plan du dépôt suisse de déchets nucléaires est représenté aux Figures 7.2 et 7.3. Il comporte deux niveaux pour le dépôt des DHR dans des tun-

nels creusés horizontalement et se prête également au dépôt des déchets de radioactivité moyenne dans une zone distincte qui comporte des silos verticaux.

Le dépôt se compose des installations ci-dessous, décrites par la NAGRA (1985):

- la zone de réception en surface, où les déchets sont livrés, stockés et enfermés dans des conteneurs, aux parois épaisses;

- deux puits verticaux indépendants;

- la zone centrale souterraine à une profondeur de 1 200 m environ, composée de deux grandes cavernes, l'une pour les activités de construction et l'autre pour les opérations d'entreposage des déchets. Un tunnel cloisonné relie les deux cavernes. Les installations auxiliaires souterraines se trouvent aussi dans la zone centrale;

- les deux tunnels principaux qui entourent la zone où seront entreposés les déchets de haute radioactivité, sont assez grands pour permettre le passage des véhicules de transport. Ils seront achevés avant que ne débute l'entreposage;

- les tunnels parallèles, creusés mécaniquement. Le diamètre de ces circulaires est de 3,7 m, et on n'envisage pas de les doubler. Les déchets de haute radioactivité sont placés dans les tunnels à 5 m d'intervalle et l'espace restant est scellé avec un remblayage de bentonite;

- les silos de dépôt dans une zone distincte, pour le dépôt des déchets de radioactivité moyenne.

On suppose que la charge thermique surfacique est de 2,5 watts par mètre carré pour le dépôt de déchets de haute radioactivité.

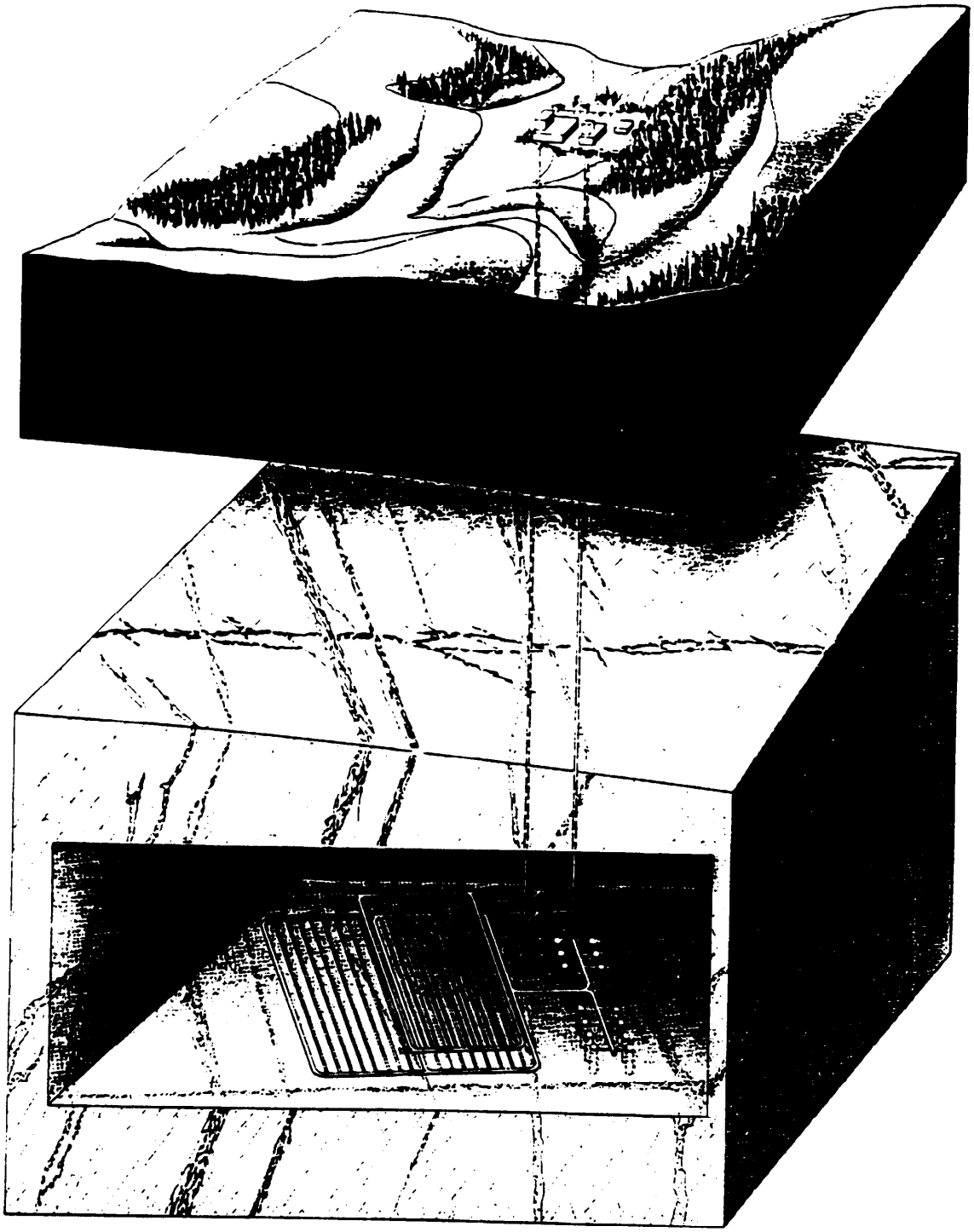


Figure 7.2

Vue en perspective du dépôt de déchets de haute radioactivité de la Suisse

(Nagra, 1985)

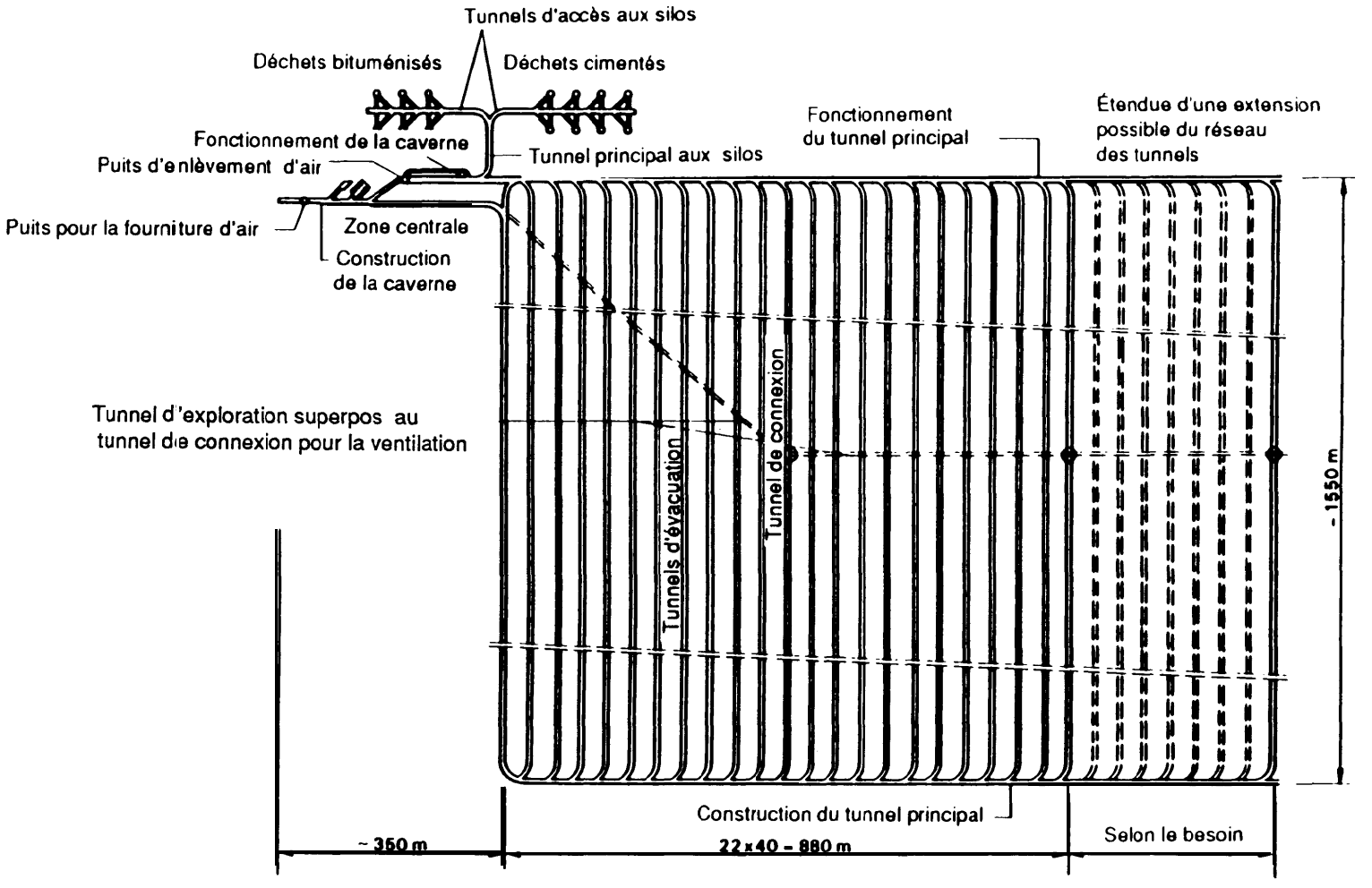


Figure 7.3

BFEEE

Schéma d'implantation du dépôt de déchets de haute radioactivité de la Suisse (Nagra 1985)

Le système de barrières de sécurité pour les déchets de haute radioactivité est représenté à la Figure 7.4. En supposant que les évaluations de la sécurité, effectuées avant la fermeture définitive, indiquent que la récupération des déchets est souhaitable, celle-ci serait possible mais techniquement assez difficile; l'opération serait très coûteuse et exposerait le personnel à des doses d'irradiation importantes (NAGRA, 1985).

7.7 - Analyse des impacts

Les scientifiques suisses ont effectué leur propre recherche et étudié la documentation internationale afin de déterminer les impacts spécifiques du dépôt proposé. Les investigations ont porté sur trois principaux aspects:

- les impacts causés par les déchets;
- les impacts causés par des processus ou des phénomènes naturels;
- la perturbation du dépôt par l'intrusion humaine.

En ce qui concerne les impacts causés par les déchets, l'intégrité des conteneurs en acier a été évaluée en termes de résistance à la corrosion et aux stress mécaniques. Les résultats des analyses d'impacts indiquent qu'un conteneur en acier à parois de 250 mm d'épaisseur fournira un confinement sûr pendant au moins 1 000 ans.

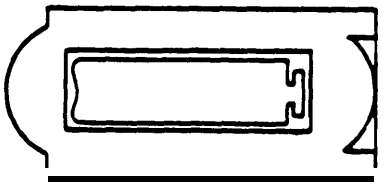
On a aussi évalué la bentonite servant au remblayage, et on a trouvé qu'elle minimisait les impacts causés par les déchets en raison de ses nombreuses propriétés favorables (NAGRA, 1985). À la suite de cette analyse, on pense que les propriétés de la bentonite dureront aussi longtemps que le dépôt lui-même (plus d'un million d'années) (NAGRA, 1985).

Système de barrières de sécurité pour les déchets de haute activité

Matrice de verre

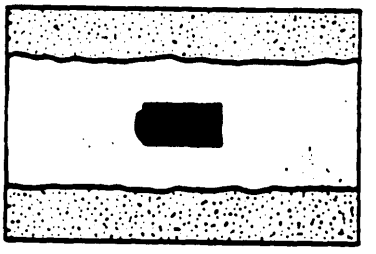
. Reduit les émissions

Conteneur en acier



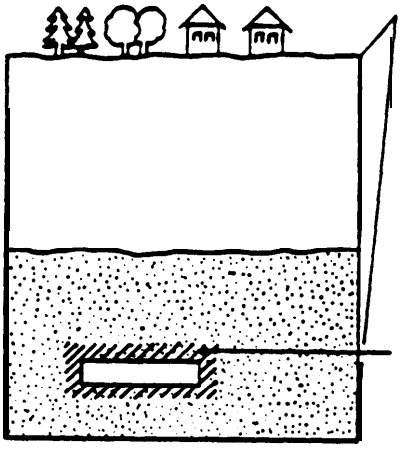
. Retarde la pénétration par l'eau
. Fournit une chimie favorable

Bentonite-argile



. Reduit la pénétration par l'eau
. Retarde le début des émissions
. Réduit les émissions

Terrains de recouvrement sédimentaire



Géosphère
- Longues périodes d'écoulement d'eau
- Retardement complémentaire des matériaux radioactifs
- Stabilité à long terme des conditions hydrogéologiques

Roche réceptrice

Site du dépôt
- Approvisionment d'eau restreint
- Chimie favorable
- Stabilité géologique à long terme

Figure 7.4

Système de barrières de sécurité pour déchets de haute radioactivité de la Suisse (Nagra, 1985)

BFEEE

Les impacts respectifs des changements climatiques, de l'activité volcanique, des mouvements tectoniques, des tremblements de terre et des météorites ont également été étudiés. Aucun de ces facteurs n'a été jugé dangereux pour l'intégrité du dépôt suisse (NAGRA, 1985).

Les risques de migration des radionucléides dans la biosphère par le truchement des eaux souterraines ont aussi fait l'objet d'une étude qui a montré que l'ordre de grandeur des doses maximum est inférieur à celui de l'irradiation naturelle et à la limite officielle de 0,1 millisievert/an établie par les spécialistes de la sécurité. Par comparaison, la population suisse est exposée à des radiations naturelles moyennes de 1,43 millisievert/an (NAGRA, 1985).

La Suisse a également étudié les risques d'exposition que comporteraient le forage de puits pour l'alimentation en eau. Dans le pire des cas et en supposant une dilution minimum, les doses d'irradiation qui en résulteraient sont considérées comme insignifiantes. Il n'est pas réaliste d'envisager un forage en profondeur dans le dépôt en vue d'y puiser de l'eau potable, car même les zones perméables contiennent peu d'eau en profondeur (NAGRA, 1985).

Les effets de la construction et de l'exploitation du dépôt sur les communautés avoisinantes sont inconnus à l'heure actuelle.

Les futures analyses d'impacts porteront principalement sur des tests supplémentaires de corrosion, sur la montée d'eau et la migration des gaz dans la bentonite compactée, sur l'intégrité des mélanges bentonite-sable quartzeux, ainsi que sur les propriétés hydrogéologiques et la mécanique des roches du milieu récepteur.

7.8 - Surveillance

On prévoit surveiller les propriétés hydrogéologiques et la mécanique des roches sur un site provisoire de 1995 à 2010, ce qui permettra de choisir un site définitif approprié. Après la mise en service du dépôt, on surveillera le fonctionnement pendant plusieurs décennies pour observer le comportement des matériaux utilisés dans le dépôt avant sa fermeture définitive. Cette procédure comprend la surveillance du contenu radioactif des conteneurs de déchets et le contrôle de la qualité visant par exemple à remplacer les conteneurs défectueux ou à décontaminer les surfaces des gros conteneurs, etc. (NAGRA, 1985).

La surveillance après la fermeture du dépôt n'est pas envisagée actuellement, puisqu'on suppose que des mesures de sécurité et de surveillance ne seront pas nécessaires quand le dépôt aura été scellé.

7.9 - Autorisation et exigences réglementaires de la Suisse

La procédure d'autorisation des installations nucléaires (y compris les dépôts de déchets radioactifs) est indiquée dans la Loi suisse sur l'Énergie atomique (Egloff, 1987).

Autorisation générale

La demande d'autorisation doit comprendre une description du site, les principaux éléments du projet, la capacité de stockage, les catégories de déchets et un schéma des constructions souterraines ou en surface.

Le public peut examiner les documents présentés à l'appui de la demande d'autorisation dans le canton où le site est prévu, dans les communautés adjacentes et au Bureau fédéral de l'Énergie. En plus de solliciter des commentaires sur le dépôt et le site auprès des cantons,

du public et des services gouvernementaux spécialisés, le Conseil fédéral suisse les invite à donner leur opinion sur les implications pour la sécurité nationale, le respect des lois internationales, la protection de la population, de la propriété et des droits des tiers, et la protection de l'environnement. Toutes les parties ont 90 jours pour faire leurs commentaires sur la demande d'autorisation.

Une fois qu'une autorisation générale a été accordée ou refusée, il n'est pas possible d'aller en appel.

Autorisation de construire une installation nucléaire (dépôt)

Quand le demandeur a obtenu une autorisation générale, il soumet au ministère fédéral des Transports, des Communications et de l'Énergie un rapport technique (de sécurité) sur l'installation projetée.

Le ministère transmet cette demande, accompagnée du rapport de sécurité, à la Commission fédérale pour la Sécurité des installations nucléaires. La Commission détermine si toutes les mesures de sécurité nécessaires et prévisibles, dans l'état actuel de la science et de la technologie pour la construction et l'exploitation des installations nucléaires, ont été prises pour protéger la population, la propriété et les droits fondamentaux. Le canton dans lequel le dépôt est situé ajoute son opinion à celle de la Commission. Le Conseil fédéral prend ensuite la décision définitive.

Autorisation d'exploitation

La construction d'un dépôt a lieu sous la surveillance constante de la Confédération suisse, jusqu'à ce qu'il soit prêt pour un essai d'exploitation, qui exige une autorisation spéciale.

Si l'essai d'exploitation ne soulève aucune objection, l'autorisation d'exploitation peut enfin être accordée. Le dépôt demeure sous surveillance constante pendant son exploitation.

De plus, les dépôts suisses sont assujettis à une directive qui limite à un maximum de 0,1 millisievert/an les doses d'irradiation provenant des radionucléides qui s'échappent des dépôts scellés.

7.10 - Évaluation du concept d'évacuation

Le Projet Gewähr représente l'équivalent suisse du processus canadien d'évaluation. La plus récente étude du Projet Gewahr, publiée en décembre 1986, a été effectuée par trois organismes gouvernementaux: l'Inspection de la Sécurité nucléaire, la Commission de Sécurité nucléaire et le Sous-groupe géologique du Groupe de travail sur l'évacuation des déchets, qui ont demandé l'aide d'experts suisses et étrangers pour effectuer leur examen.

Les évaluations ont été positives dans l'ensemble et démontrent que l'évacuation sécuritaire des DHR est réalisable. En conséquence, le 3 juin 1988, le gouvernement suisse a confirmé que l'évacuation sécuritaire des DHR s'était avérée possible et a accordé l'autorisation de procéder aux investigations sur les lieux, en demandant toutefois que les formations sédimentaires soient évaluées tout comme les formations cristallines (AEN, 1988).

8 - ÉTATS-UNIS

8 - ÉTATS-UNIS

Depuis plus de 30 ans, les États-Unis mènent un programme de recherche actif et très bien financé qui étudie l'évacuation de déchets nucléaires. Au cours de cette période, les recherches ont porté sur un grand nombre de techniques d'évacuation et sur des milieux récepteurs très divers. Deux programmes distincts de dépôt de déchets nucléaires sont en cours. Le programme civil de dépôt des DHR se déroule actuellement sur le tuf de Yucca Mountain (Nevada), tandis que le programme du ministère de la Défense des États-Unis achève la construction de son dépôt des déchets (Waste Isolation Pilot Plant, WIPP) dans une formation saline près de Carlsbad au Nouveau-Mexique. Cette dernière installation est destinée à recevoir uniquement les déchets transuraniens issus des activités militaires. On prévoit à l'heure actuelle que tous les DHR issus des programmes civils et des programmes militaires seront évacués ensemble dans un ou plusieurs dépôts geologiques permanents.

8.1 - Principaux organismes

Aux États-Unis, c'est le ministère de l'Énergie qui a la responsabilité du stockage et de l'évacuation des déchets nucléaires. Au sein du Ministère, deux agences sont respectivement chargées des programmes civil et militaire de déchets nucléaires: le Bureau de gestion des déchets radioactifs civils (Office of Civilian Radioactive Waste Management) et le Bureau de gestion des déchets militaires et du transport (Office of Defense Waste and Transportation).

La Commission de réglementation nucléaire des États-Unis (Nuclear Regulatory Commission) est chargée d'autoriser les dépôts de DHR civils. L'Agence pour la Protection de l'environnement (Environmental Protection Agency) joue aussi un rôle essentiel en imposant des règlements sur la gestion et l'évacuation des déchets nucléaires (voir la Section 8.9).

8.2 - Échéancier

L'échéancier des investigations sur les lieux et des études environnementales au site de Yucca Mountain (Nevada) est le suivant (AEN, 1988a):

1989: Construction et essais à l'installation du puits exploratoire;

1993: Énoncé provisoire des impacts sur l'environnement;

1994: Sélection du site et énoncé final des impacts sur l'environnement;

1995: Demande d'autorisation du dépôt;

1998: Construction du dépôt;

2003: Phase 1 de l'exploitation du dépôt.

Le dépôt pilote destiné à l'isolation des déchets transuraniens issus des activités militaires est en cours de construction dans une formation saline près de Carlsbad, au Nouveau-Mexique. Les premières livraisons de déchets radioactifs, prévues à l'origine pour octobre 1988, doivent maintenant arriver en 1989 (AEN, 1988a).

Le site servira d'installation de recherche et de développement pendant les cinq premières années d'exploitation (1989 - 1993). On décidera ensuite si le site peut servir à l'évacuation des déchets transuraniens (Tillman et Hunt, 1988). Le déclassement du site est prévu pour l'année 2006 (Chaturvedi et al, 1988).

8.3 – Quantité de déchets et emballage

Au 1er janvier 1988 il y avait aux États-Unis 109 réacteurs nucléaires, totalisant 97 200 MW de capacité de production. Ces groupes nucléaires ont fourni environ 18% de l'électricité produite aux États-Unis en 1987 (Sparrow, 1988).

On prévoit que 106 000 Mg de combustible épuisé dans le domaine civil et 8 000 Mg de déchets de haute radioactivité provenant d'activités militaires seront produits aux États-Unis d'ici l'an 2020. Le combustible épuisé provenant des réacteurs de puissance est actuellement placé en stockage provisoire sur place sans traitement commercial. Cependant, les déchets transuraniens et les DHR issus du programme de défense américain sont traités dans trois installations: le Laboratoire de Savannah River (Caroline du Sud), le site de Hanford (Washington) et le Laboratoire national d'ingénierie de l'Idaho. Le traitement implique la vitrification en verre de borosilicate, suivie du confinement dans des conteneurs d'acier inoxydable. La vitrification en vitrocérame est également à l'étude, car le vitrocérame peut contenir de deux à trois fois plus de déchets que le verre (Wodrich et Bracken, 1988).

8.4 – Stockage provisoire et transport

Comme au Canada, le combustible épuisé des États-Unis est surtout stocké sur place dans de grandes piscines remplies d'eau. Cependant, on manque d'espace dans les piscines existantes, et le ministère américain de l'Énergie a mis en oeuvre un programme fédéral de stockage provisoire, dont le but est d'utiliser au maximum la capacité de stockage au site des réacteurs. Les premiers responsables sont les propriétaires et exploitants des centrales nucléaires; le gouvernement fédéral a la responsabilité d'encourager et de faciliter l'utilisation efficace et l'agrandissement de l'espace de stockage. Dans certains cas, le

gouvernement doit également assurer le stockage (Ministère de l'Environnement, 1989).

Le stockage modulaire à sec est considéré comme la méthode la plus souple. Les installations modèles de stockage à sec sont situées principalement au Laboratoire national d'ingénierie de l'Idaho. Afin de protéger le combustible contre l'oxydation on le dépose dans de grands conteneurs modulaires en fonte ou en acier forgé, dans une atmosphère inerte (généralement de l'hélium) scellée.

On prévoit stocker le combustible épuisé provenant des activités civiles dans un site central appelé "Monitored Retrievable Storage" (MRS). À l'origine, le site devait être choisi au Tennessee, mais on a élargi les possibilités; des études de conception et de sélection du site sont actuellement en cours. Le combustible épuisé de la plupart des centrales nucléaires sera rassemblé au site central, y être emballé de façon uniforme et réexpédié, surtout sur des trains spéciaux, au site du dépôt définitif (Barrett, 1987).

Le Bureau de gestion des déchets radioactifs civils élabore présentement un système de transport pour expédier le combustible épuisé et les DHR traités aux installations de stockage et d'évacuation (Barrett, 1987). Le principal équipement requis sont les châteaux de transport, jusqu'à 300, repartis en quatre catégories: châteaux servant au transport du combustible épuisé des réacteurs au site central de stockage (ou directement au dépôt); châteaux servant au transport du combustible du site de stockage au dépôt; châteaux pour le combustible et les composants non standard; châteaux pour les DHR militaires traités. Un prototype de châteaux de la première catégorie est prévu pour 1993.

Pour expédier les déchets au dépôt pilote, on a mis au point le transporteur de paquets transuraniens, qui se compose de trois conteneurs cylindriques chargés sur une remorque légère pouvant porter un maximum de 42 barils et une charge utile de 9,5 Mg. Une enveloppe composée d'acier

inoxydable et de polystrène expansé entoure deux récipients de confinement en acier inoxydable (Tillman et Hunt, 1988).

8.5 - Investigations sur les lieux

8.5.1 - Programme civil

En vue de choisir un site pour installer le dépôt de DHR aux États-Unis, des recherches ont été faites sur plusieurs milieux récepteurs: le sel gemme, le basalte, le granite, les schistes argileux et le tuf (roche d'origine volcanique) (Hustrulid, 1982). À l'heure actuelle, le tuf, le basalte et le sel sont envisagés comme éventuels milieux récepteurs. Le tuf a une capacité élevée d'échange d'ions et se rencontre dans des zones tectoniques stables.

Neuf sites potentiels ont été identifiés en 1983 et ont fait par la suite l'objet d'une évaluation qui a permis en 1986 de retenir trois sites pour y poursuivre des investigations plus détaillées: le site de tuf de Yucca Mountain (Nevada), le site de sel de Deaf Smith (Texas) et le site de basalte de Hanford (Washington).

Le site de tuf non saturé de Yucca Mountain a été choisi en décembre 1987 pour des investigations plus poussées, et au début de 1988 les deux autres sites ont été abandonnés. La décision a été grandement influencée par le fait que Yucca Mountain est située dans le Site d'essais du Nevada, propriété du gouvernement fédéral, où il existe une radioactivité considérable (ailleurs sur le site) en raison des essais d'armes nucléaires. Le climat sec et la nappe phréatique extrêmement profonde (sous le site proposé pour le dépôt) sont des facteurs techniques importants. Des évaluations en surface sont effectuées à Yucca Mountain depuis plusieurs années, et les essais souterrains dans une installation de puits exploratoire devraient commencer en juin 1989 (Issacs, 1988).

Des recherches sont également en cours aux États-Unis sur les possibilités d'enfouir les déchets de haute radioactivité et le combustible épuisé dans les fonds marins (AEN, 1988).

Les États-Unis ont effectué dans des laboratoires souterrains in-situ un travail de recherche considérable dont une partie a porté sur l'utilisation du combustible nucléaire épuisé. Le projet "Salt Vault" a été mis en oeuvre dans les années 1960 dans le sel stratifié de Lyon's Mine, au Kansas (Bradshaw et McClain, 1971). Les États-Unis ont participé officiellement au projet suédois de la mine de Stripa (Rippon, 1987). Un projet de recherche complexe a été réalisé dans le granite de Climax Stock, au Nevada (Butkovitch et al, 1982). Des essais sur la chaleur et des expériences géomécaniques et hydrogéologiques connexes ont été effectuées à l'installation d'essai près de la surface située dans la roche basaltique dans l'État de Washington (Edwards et al, 1981). Les États-Unis ont également contribué au financement du laboratoire de recherches souterrain du Canada et y ont activement participé jusqu'à ce que le Congrès mette fin à ces activités au milieu de 1988.

8.5.2 - Programme militaire

La roche saline a été choisie comme milieu récepteur pour le dépôt pilote de déchets transuraniens militaires, en raison de ses caractéristiques favorables et par suite de longues années de recherche sur le sel aux États-Unis.

8.6 - Conception du dépôt

8.6.1 - Dépôt de Yucca Mountain

Les Figures 8.1 et 8.2 présentent le concept d'un dépôt situé dans le tuf de Yucca Mountain. On prévoit que ce dépôt aura une capacité de 70 000 Mg de déchets (combustible épuisé, déchets traités vitrifiés et DHR militaires) et qu'il devrait commencer à fonctionner en l'an 2003. Il est conçu pour isoler la radioactivité pendant au moins 10 000 ans. Ce sera un dépôt à un seul niveau situé au-dessus de la nappe phréatique à environ 300 m de profondeur. Quatre puits et deux rampes d'accès relieront les installations souterraines et celles de la surface. Les conteneurs de déchets seront placés (isolément) dans des trous de sondage verticaux situés dans un réseau de tunnels. Un autre concept est également envisagé: il s'agit d'utiliser de longs trous de sondage horizontaux (pour le dépôt de multiples conteneurs) forés à partir des tunnels souterrains (DOE, 1988).

8.6.2 - Dépôt pilote militaire

Le dépôt pilote, dans le sud-est du Nouveau-Mexique, est situé à une profondeur de 855 m dans la partie inférieure d'une formation saline de 600 m d'épaisseur. Le dépôt, qui s'étend sur environ 50 hectares, est situé dans une zone de 800 hectares réservée en vue d'une expansion future.

Le dépôt se compose de huit galeries (91 m x 10 m x 4 m) comportant chacune sept chambres (Figure 8.3). Les déchets transuraniens manipulés par l'homme sont stockés dans des barils de 208 litres empilés sur trois étages dans les chambres, dans les excavations reliant les chambres et dans des cases. Les déchets transuraniens manipulés par télécommande seront placés dans des trous horizontaux

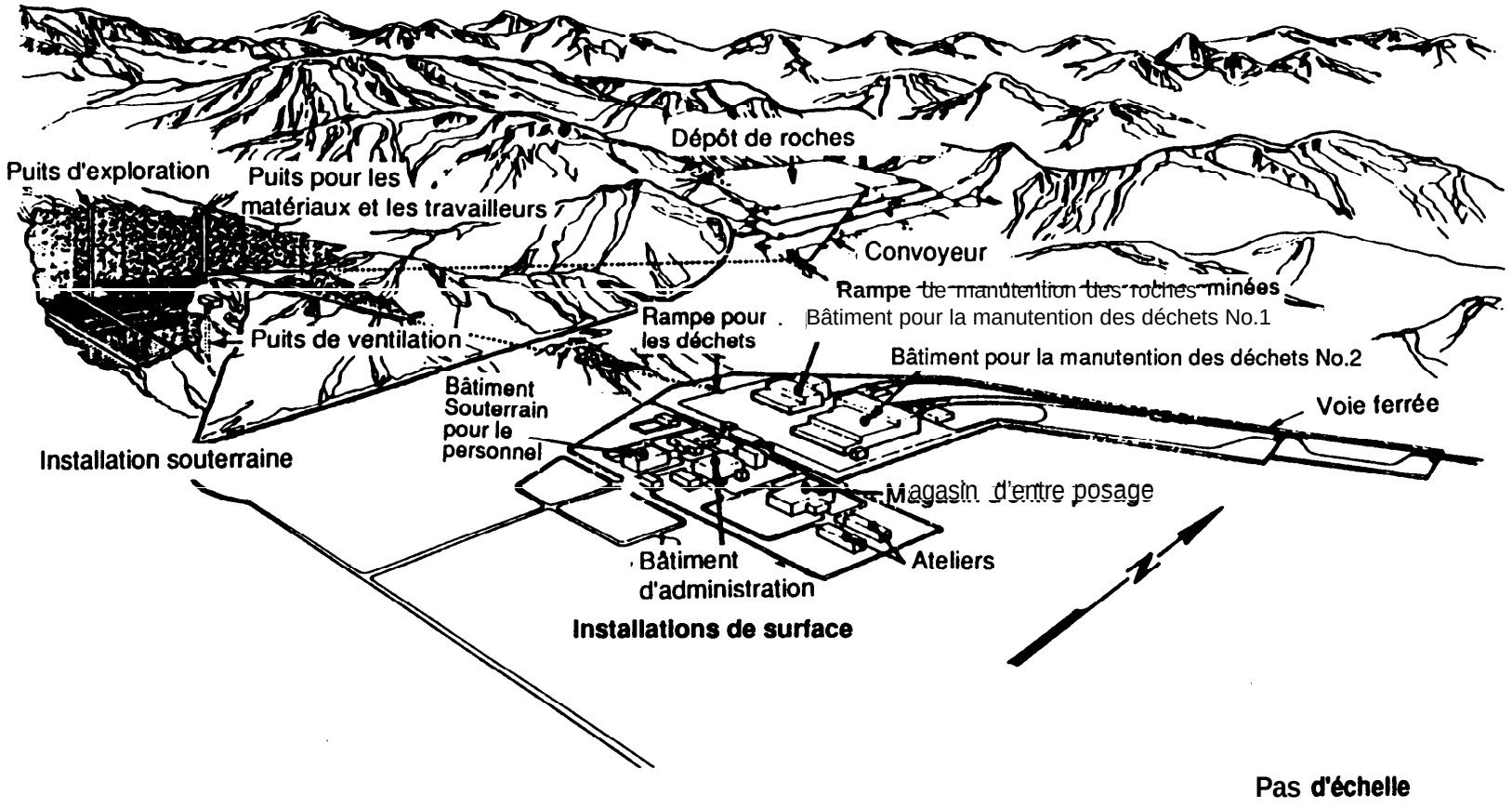


Figure 8.1

BFEEE

Installations de surface du dépot des DHR á Yucca Mountain
(DOE des É.-U., 1986)

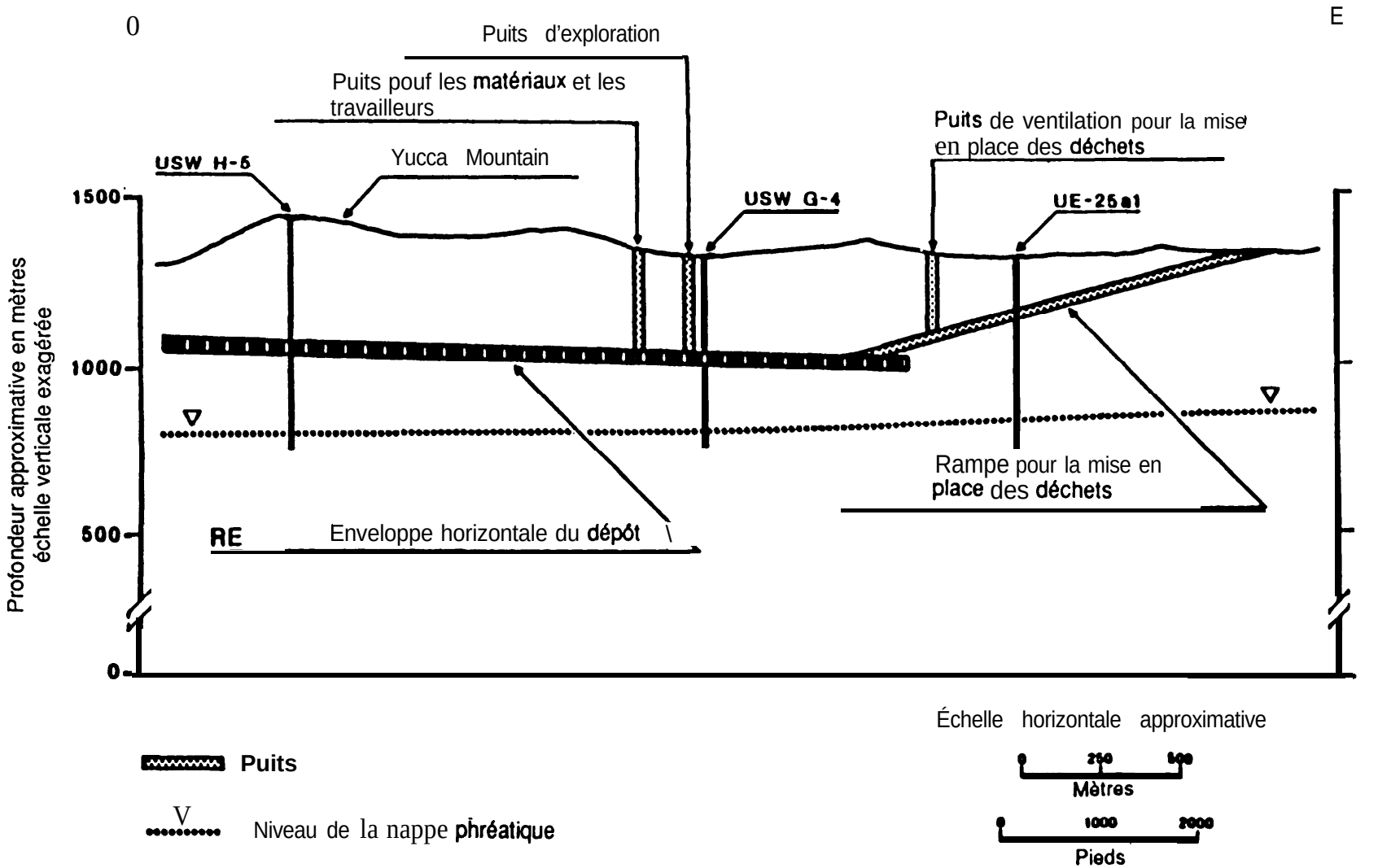


Figure 8.2

BFEEE

Installation souterraine du dépôt des DHR à Yucca mountain
(DOE des É.-U., 1986)

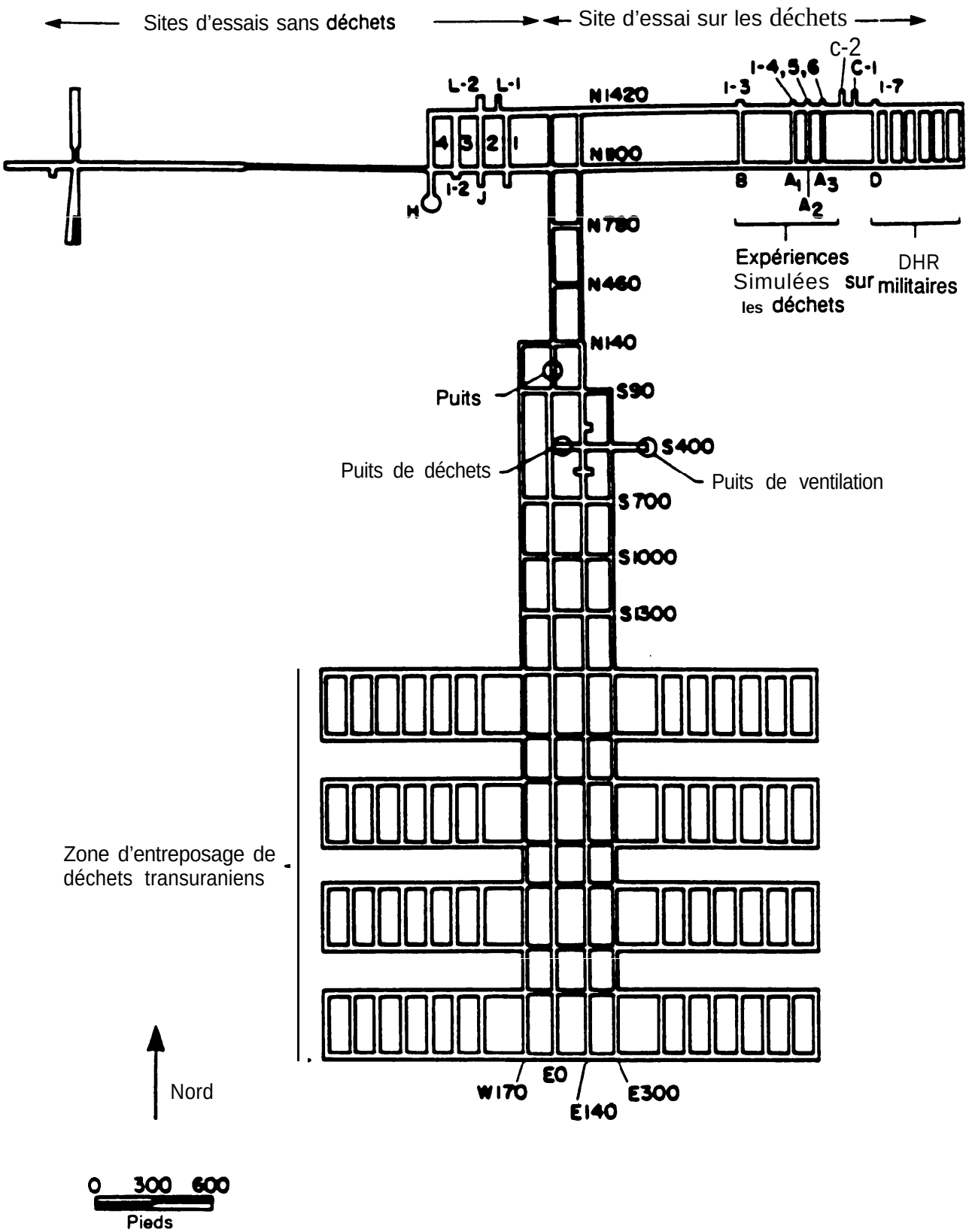


Figure 8.3

BFEEE

Plan souterrain du dépôt pilote et du site d'essai (Chaturvedi et al, 1988)

de 0,9 m de diamètre creusés dans les murs de la plupart des chambres (Chaturvedi et al, 1988).

Le dépôt est conçu pour recevoir 156 000 mètres cubes de déchets transuraniens manipulés par l'homme et 4 250 mètres cubes de déchets manipulés par télécommande.

De plus, 28 mètres cubes de DHR issus d'activités militaires seront placés dans le dépôt à des fins expérimentales, mais seront récupérés avant le déclassement (Chaturvedi et al, 1988).

Tous les déchets entreposés dans le dépôt sont actuellement stockés avec la possibilité de les récupérer jusqu'à ce qu'on décide si le dépôt peut servir à l'évacuation permanente des déchets transuraniens. Les déchets sont stockés pendant cinq ans sans remblayage pour en faciliter la récupération. On se proposait de remblayer les chambres remplies de barils, mais on a découvert que le taux de déformation du sel est en réalité de 3 à 5 fois supérieur aux valeurs calculées. Par conséquent, pour éviter des tassements et des fissures, on a décidé de différer le remblayage, afin de pouvoir récupérer facilement les barils au besoin (Chaturvedi et al, 1988).

8.7 - Analyse des impacts

8.7.1 - Programme civil

Comme le Plan de caractérisation du site pour le dépôt proposé à Yucca Mountain n'a été publié qu'en 1988, l'analyse des impacts n'a pas encore été faite. Les investigations porteront sur les phénomènes géologiques de base, la mécanique des roches, l'écoulement des eaux souterraines et les interactions entre les colis de déchets et les barrières. L'objectif principal sera de comprendre

les conditions d'écoulement des eaux souterraines. Un énoncé provisoire des impacts sur l'environnement est prévu pour 1993 et comprendra une évaluation socio-économique.

8.7.2 - Programme militaire

Un Groupe d'évaluation environnementale a été établi en 1978 dans le but d'obtenir une évaluation indépendante du projet pilote dans l'État du Nouveau-Mexique. Depuis lors, le groupe a fait de nombreuses recommandations, dont le déplacement du dépôt quand un réservoir d'eau salée contenant de 5 à 17 millions de barils fut découvert à l'emplacement prévu à l'origine pour le dépôt (Neill, 1988).

Un énoncé des impacts sur l'environnement a été préparé, et des programmes de surveillance se poursuivent pour évaluer continûment Tes impacts environnementaux. Des infiltrations d'eau salée provenant des roches salines ont été observées récemment dans les excavations du dépôt, ce qui indique que le dépôt pourrait être saturé d'eau salée quelques centaines d'années après sa fermeture. Comme les conteneurs de déchets sont des barils ordinaires qui se corroderont et se fissuront en quelques dizaines d'années, l'eau salée pourrait former une boue de déchets dans les chambres du dépôt. Pour remédier au problème, on pourrait traiter chaque baril pour réduire l'espace vide et inclure des coulis au ciment ou chimiques dans le remblayage (Chaturvedi et al, 1988).

En ce qui concerne les impacts socio-économiques, le site fournit environ 620 emplois, dont 60 % sont occupés par du personnel embauché sur place. Les salaires du personnel - 22 millions de dollars américains - constitue une contribution importante qui s'ajoute aux impôts pour financer les écoles, les routes et les autres services publics (Tillman et Hunt, 1988).

8.8 - Surveillance

Le dépôt des DHR civils n'est pas assez avancé pour mettre en place un programme de surveillance. Cependant, depuis plusieurs années, le dépôt militaire fait l'objet d'un programme de surveillance environnementale avant l'exploitation qui comprend des activités de surveillance environnementale radiologique et non radiologique (Tillman et Hunt, 1988).

8.9 - Autorisation du dépôt et exigences réglementaires aux États-Unis

La procédure d'autorisation du dépôt de DHR américain par la Commission de réglementation nucléaire comprend quatre étapes: caractérisation du site, autorisation de la construction, autorisation du dépôt et déclassement du dépôt.

Les principaux critères sont les suivants:

- La situation géohydrologique et les caractéristiques géochimiques du site doivent être compatibles avec le confinement et l'isolation des déchets;

- Les caractéristiques de la roche réceptrice doivent lui permettre de supporter les contraintes thermiques, chimiques et mécaniques et l'intensité de rayonnement qui seront provoquées par la construction, l'exploitation et la fermeture du dépôt, ainsi que par l'interaction entre les déchets, la roche réceptrice, l'eau souterraine et les composants ouvragés;

- Le site doit être situé à un endroit où les futures conditions climatiques n'amèneront pas une libération de radionucléides supérieure aux taux permis par les règlements;

- L'installation souterraine doit être située à une profondeur telle que les processus d'érosion de la surface n'amèneront pas une libération de radionucléides supérieure aux taux permis par les règlements;

- La dissolution de la roche du sous-sol n'amènera pas une libération de radionucléides supérieure aux taux permis par les règlements;

- Les processus ou événements tectoniques futurs n'amèneront pas une libération de radionucléides supérieure aux taux permis par les règlements;

- La situation du site sera telle que les ressources naturelles, y compris l'eau souterraine, présentes au site ou à proximité, ne donneront pas naissance à des activités qui amèneraient une libération de radionucléides supérieure aux taux permis par les règlements;

- Le site sera situé sur un terrain pour lequel le Ministère de l'Énergie peut obtenir les droits de propriété, fonciers et tréfonciers, et le contrôle de l'accès. Les activités potentielles en surface et dans le sous-sol n'amèneront pas une libération de radionucléides supérieure au taux permis par les règlements.

Pour recevoir l'autorisation de la Commission de réglementation nucléaire, le dépôt doit aussi démontrer que d'autres exigences réglementaires sont respectées, notamment les normes environnementales de l'Agence américaine pour la protection de l'environnement concernant la gestion et l'évacuation du combustible nucléaire épuisé et des déchets de haute radioactivité et transuraniens.

Le dépôt militaire n'a pas eu besoin d'une autorisation de la Commission (Hunter, 1988). En l'absence de la réglementation de la Commission, le Groupe d'évaluation environnementale de l'État du Nouveau-Mexique assure en permanence l'examen technique et la surveillance du projet. Le site

est aussi régi par la loi sur l'Agence pour la protection de l'environnement, y compris les norme mentionnées ci-dessus.

8.10 – Évaluation de la performance et participation du public

Jusqu'à présent, les activités d'évaluation de la performance pour le dépôt ont été centrées surtout sur la préparation de plans de caractérisation du site visant trois sites de dépôt. Cependant, en 1988, seul le plan de caractérisation du site de Yucca Mountain a été publié. Il contient un exposé de la stratégie suivant laquelle l'évaluation de la performance servira à démontrer que le projet est conforme aux règlements.

Des plans environnementaux et socio-économiques pour le site de Yucca Mountain ont également été préparés. Tous ces plans sont soumis à un examen intensif par des experts techniques et par le public. L'État du Nevada et la Commission prévoient tenir des ateliers auxquels le public sera invité. Des audiences publiques seront également organisées avant le début, en juin 1989, des travaux exploratoires au site de Yucca Mountain (Issacs, 1988).

Quant au site du dépôt de déchets militaires du Nouveau-Mexique, le ministère américain de l'Énergie ne prévoit pas terminer avant 1993 le travail d'évaluation de la performance qui déterminera si les normes de l'Agence pour la protection de l'environnement ont été respectés (Chaturvedi et al, 1988). Un vaste programme d'information du public sur le site du dépôt est également en cours, et comprend des contacts avec les médias, des visites du site, des conférences d'information du public et des présentations (Tillman et Hunt, 1988).

Les États-Unis sont également membres du Groupe consultatif d'évaluation de la performance de l'Agence pour l'énergie nucléaire qui étudie les réalisations récentes dans les pays membres.

9 – AUTRES PAYS

9 - AUTRES PAYS

9.1 - Australie

L'Australie ne possède pas de réacteurs nucléaires et produit très peu de déchets nucléaires. l'heure actuelle, la recherche se concentre sur le gisement d'uranium de Koongarra dans le Territoire du Nord. Le but de la recherche est d'étudier les processus physiques et chimiques à long terme susceptibles d'influencer le transport des radionucléides à travers la masse rocheuse. Le projet est réalisé sous les auspices de l'Organisation australienne de science et de technologie nucléaires (Australian Nuclear Science and Technology Organization), avec la participation de l'Institut japonais de recherche sur l'énergie atomique, de l'Inspection des centrales nucléaires de Suède, du ministère de l'Environnement du Royaume-Uni, de la Commission américaine de réglementation nucléaire et de la Corporation de développement de la puissance nucléaire et du combustible nucléaire du Japon (AEN, 1988).

9.2 - Autriche

À la suite d'un référendum en novembre 1978, toutes les activités liées à l'énergie nucléaire ont cessé en Autriche.

9.3 - Danemark

L'introduction de la puissance nucléaire au Danemark est conditionnelle à la démonstration par les deux principaux groupes de compagnies d'électricité qu'il existe dans le pays des formations géologiques convenant à l'évacuation des déchets radioactifs. On a étudié la faisabilité de l'évacuation des déchets nucléaires dans des dômes de sel, et une évaluation préliminaire de la sécurité pour un dépôt dans un dôme de sel a été effectuée. L'absorption de certains radionucléides par divers minéraux des argiles réfractaires a été également étudiée.

9.4 - Finlande

En Finlande, les compagnies d'électricité ont la responsabilité de financer et d'assurer la gestion des déchets nucléaires. Cependant, le ministère du Commerce et de l'Industrie dirige la planification et la mise en oeuvre des mesures de gestion des déchets nucléaires, et la sécurité nucléaire relève du Centre finlandais pour l'irradiation et la sécurité nucléaire.

À l'heure actuelle, la Finlande étudie 100 sites potentiels avec l'intention d'en choisir un d'ici l'an 2 000 et de commencer l'exploitation d'un dépôt en 2020.

La Finlande compte quatre réacteurs à eau légère d'une capacité de 2 300 MW. En 1987, 37 % de l'électricité produite en Finlande était générée par la puissance nucléaire. Le combustible épuisé issu de deux des réacteurs sera renvoyé à l'U.R.S.S., qui a fourni les réacteurs et le combustible. Environ 1270 Mg provenant des deux autres réacteurs seront expédiés au dépôt finlandais. Il n'est pas prévu actuellement de traiter le combustible enrichi épuisé.

Les projets actuels consistent à construire un dépôt à un seul niveau dans la roche cristalline du bouclier précambrien, à une profondeur d'environ 500 m. Le combustible épuisé sera enfermé dans des conteneurs de cuivre, et les espaces libres à l'intérieur des conteneurs seront remplis avec du plomb fondu ou de la grenaille de plomb. Les conteneurs seront placés dans des trous de sondage forés au fond des tunnels et les trous de sondage seront remblayés avec de la bentonite fortement compactée. la fermeture du dépôt, les tunnels seront remblayés avec un mélange de sable et de bentonite.

Les analyses d'impacts ont porté sur les défauts dans les barrières techniques, les changements géologiques ou biosphériques potentiellement

défavorables et les perturbations (p. ex. des fissures, l'intrusion humaine, etc.). Aucun des cas étudiés n'a provoqué des débits de dose individuels supérieurs à la dose limite de 0,1 millisievert/an adoptée par les experts de la sécurité.

9.5 - Italie

Les politiques réglementaires de gestion des déchets et la procédure d'autorisation des dépôts relèvent de l'Organisme national de réglementation nucléaire, qui dépend du ministère de l'Énergie. La responsabilité de la gestion des déchets radioactifs incombe à l'Entreprise nationale d'Électricité (ENEL), le plus gros producteur de déchets radioactifs, qui a formé Nucleco pour s'acquitter de ces tâches.

L'Italie possède quatre centrales nucléaires dont la capacité totale est de 1 472 MW. Cependant, aucune de ces centrales n'est actuellement en service. Une cinquième centrale nucléaire, d'une capacité de 2 000 MW, était en construction mais le gouvernement a décidé de la convertir en centrale à combustibles fossiles. En novembre 1987, on a décidé de retarder de cinq ans la construction de centrales nucléaires, jusqu'à ce que le Plan national d'énergie soit réexaminé et reformulé.

On estime que 2 500 Mg de déchets vitrifiés auront été accumulés d'ici l'an 2025. Le combustible épuisé est stocké sur place dans des piscines remplies d'eau jusqu'à ce qu'il soit traité dans le Royaume-Uni.

Quand les DHR auront été vitrifiés à l'étranger, ils seront placés dans une installation centrale de stockage en Italie pendant 50 à 70 ans. L'Italie a choisi de construire son dépôt de DHR dans des formations argileuses parce qu'elles sont très répandues. Les argiles sont imperméables et constituent une excellente barrière contre la migration des radionucléides et ont tendance à absorber les chocs sismiques. Aucun site potentiel n'a été choisi pour une investigation. Cependant, un

laboratoire de recherches souterrain a été creusé à une profondeur de 160 m, mais l'opposition sur le plan local a entraîné l'arrêt des travaux. L'Italie participe également à la recherche internationale sur les possibilités d'enfouir les DHR dans les fonds marins.

D'après les données recueillies jusqu'à présent, les DHR peuvent être déposés dans un dépôt creusé ou dans un réseau de trous de sondage profonds, forés à partir de la surface. On accorde préférence à ce dernier concept en raison de sa souplesse et de son coût inférieur. En outre, le concept du dépôt pose certains problèmes en ce qui concerne la construction et l'étaiement des tunnels en profondeur dans les argiles bleues de l'Italie (Chapman et Gera, 1985).

9.6 – Japon

Au Japon, la Commission de la sécurité atomique est l'instance qui autorise les installations de dépôts de DHR. La Société de développement des réacteurs et du combustible nucléaires joue un rôle essentiel dans le domaine de la technologie d'évacuation géologique, en collaboration avec l'organisme chargé des levés géologiques au Japon. Elle construira et exploitera également une usine de vitrification et construira des installations de stockage pour les déchets vitrifiés. L'Institut japonais de recherche sur l'énergie atomique est chargé d'évaluer la sécurité des solides vitrifiés et d'autres questions connexes.

Les installations de traitement (vitrification) et de stockage des DHR devraient être achevées dans les années 1990. Un échéancier ferme n'a pas encore été élaboré pour le dépôt, mais des activités de recherche sont actuellement en cours pour choisir les sites de dépôt.

La puissance nucléaire du Japon, qui était de 26 000 MW en 1986, devrait passer à 53 000 MW d'ici l'an 2 000. On estime que le Japon accumulera environ 1 100 Mg de combustible épuisé d'ici l'an 2 000, quantité qui

s'élèvera à 2 000 Mg en l'an 2030. La politique de gestion des déchets nucléaires du Japon exige le traitement de DHR.

Un programme expérimental de 5 ans est en cours à deux sites miniers, dans des roches cristallines et sédimentaires. Le premier site est le gisement d'uranium de Tono dans le grès et l'autre comporte les gisements de minerai de fer de Kamaishi dans la roche cristalline. D'autres sites, dans des roches sédimentaires et cristallines, font également l'objet d'investigations. On prévoit construire un laboratoire de recherches souterrain pour chaque type de roche.

Après avoir été solidifiés et stockés de 40 à 50 ans, les DHR seront placés dans un dépôt situé à plusieurs centaines de métres de profondeur. Aucune conception de dépôt n'a encore été publiée.

Comme les activités de recherche et de développement ont à peine commencé, on n'attend aucun résultat d'analyse d'impacts avant plusieurs années.

9.7 - Pays-Bas

L'Organisation centrale pour les déchets radioactifs, établie en 1982, est responsable du ramassage, de la gestion, du stockage provisoire et de l'évacuation des déchets radioactifs. Les compagnies d'électricité qui exploitent les deux centrales nucléaires des Pays-Bas détiennent la majorité des actions dans cet organisme, et l'État détient une part de 10% et le droit de veto (Rippon, 1987).

On a effectué des études générales de faisabilité et d'évaluation de la sécurité sur les possibilités d'évacuation des déchets radioactifs dans des dômes de sel soit sous terre soit dans les fonds marins au large de la côte néerlandaise. Comme pour tous les pays de la CCE, les Pays-Bas ont contribué à la rédaction du "Catalogue européen des formations

géologiques ayant des caractéristiques favorables pour l'évacuation des déchets solidifiés de haute radioactivité ou à longue durée de vie".

9.8 - Norvèae

Il n'y a pas de réacteurs nucléaires en Norvège, mais de petites quantités de faible et de moyenne radioactivité ont été produites depuis 1951 par deux réacteurs utilisés en recherche. Aucune étude de dépôt géologique n'est actuellement en cours en Norvège, mais des experts norvégiens participent à un certain nombre de projets scandinaves de recherche sur la gestion des déchets.

9.9 - Espagne

La Direction espagnole de la gestion des déchets nucléaires a été établie en 1985. L'Espagne avait en 1986 une capacité d'énergie nucléaire de 5 800 MW (Rippon, 1987).

En octobre 1987, le gouvernement espagnol a approuvé son premier plan de gestion des déchets qui établissait les deux principes essentiels de son programme de gestion des DHR (AEN, 1988).

- évacuation directe du combustible épuisé dans un dépôt souterrain profond construit dans l'une des trois formations géologiques (argile, granite et sel) présentes en Espagne.

- une installation de stockage provisoire sera nécessaire pour le combustible épuisé et les autres types de DHR en attendant qu'un dépôt souterrain soit disponible. On prévoit de combiner les techniques de stockage humide et à sec.

9.10 - Royaume-Uni

La NIREX (Nuclear Industry Radioactive Waste Executive - Direction des déchets radioactifs de l'industrie nucléaire) a été établie en 1982 pour mettre en oeuvre la stratégie du gouvernement concernant l'évacuation des déchets de faible et de moyenne radioactivité. Les actions de la NIREX sont détenues par Central Electricity Generating Board, British Nuclear Fuels, South of Scotland Electricity Board et la Direction de l'énergie atomique du Royaume-Uni. Le gouvernement détient egalement une part spéciale.

La NIREX n'a encore aucune responsabilité pour l'évacuation définitive des DHR; la politique actuelle du Royaume-Uni est de laisser les DHR vitrifiés stockés en 'surface pendant au moins 50 ans (Mogg, 1988).

Les centrales nucléaires commerciales fonctionnent depuis 1956 et fournissent environ 20 % de l'électricité produite au Royaume-Uni. Le volume de DHR issu de la première étape du traitement du combustible épuisé atteindra environ 4 000 Mg à la fin du siècle (Ginniff, 1986).

Une usine de vitrification, en cours de construction à Sellafield, transformera les DHR en blocs de verre de borosilicate qui seront enfermés dans des conteneurs métalliques pour être stockés en surface en attendant la construction d'un dépôt de DHR.

Le Royaume-Uni concentre actuellement ses efforts pour trouver un site de dépôt profond (200 à 1 000 m) sur la terre ferme ou dans les fonds marins pour l'évacuation des déchets de faible et de moyenne radioactivité. Les milieux récepteurs envisagés comprennent des roches dures (anhydrite et granite), ainsi que le sel gemme et l'argile.

Aucune investigation pour un dépôt de DHR n'a encore été entreprise, et aucune agence n'en a reçu la responsabilité.

9.11 - U.R.S.S.

Dans les années 1970, les techniques d'évacuation des déchets radioactifs en U.R.S.S. consistaient surtout à injecter les déchets liquides dans des zones aquifères profondes. Mais cette pratique provoqua des critiques de la communauté scientifique occidentale et la recherche semble, cette décennie, mettre l'accent sur les formations géologiques profondes, en particulier le sel gemme. Les autres types de roches qui font l'objet d'investigations comprennent le granite, l'argile, la porphyrite, la diabase et le tuf. Les informations sur les programmes soviétiques sont très limitées.

9.12 - Yougoslavie

La Yougoslavie ne possède qu'une seule centrale nucléaire (635 MW) qui a commencé à fonctionner en 1981. Il n'existe actuellement aucun dépôt en Yougoslavie, mais la centrale nucléaire de Krsko est munie d'une installation de stockage provisoire.

La construction d'un dépôt pour les déchets de faible et de moyenne radioactivité devait être achevée pour 1991, mais cette échéance a été repoussée et l'achèvement est prévu entre 2 000 et 2 005 (Lovasic et al, 1988).

9.13 - Autres Pays

Les autres pays qui produisent de la puissance nucléaire, mais dont les programmes de gestion des déchets n'ont pas été étudiés dans le présent rapport comprennent l'Afrique du Sud, l'Argentine, le Brésil, la Bulgarie, la Corée, Cuba, la Hongrie, l'Inde, la République démocratique allemande, Taiwan et la Tchécoslovaquie.

10 - COOPÉRATION INTERNATIONALE

10 - COOPÉRATION INTERNATIONALE

10.1 - Programmes coopératifs

Les avantages, voire la nécessité d'une coopération internationale dans le domaine de la recherche et du développement concernant l'évacuation des déchets nucléaires s'avèrent de plus en plus importants. L'avantage le plus évident est l'économie réalisée en évitant le double emploi. Lorsqu'il s'agit de creuser et d'exploiter des installations souterraines, les économies peuvent être très substantielles. Un pays informé sur les développements internationaux peut centrer son programme sur un seul milieu géologique, sachant qu'il peut obtenir à l'étranger des informations sur d'autres milieux. Ce genre d'échange apporte également des perspectives neuves à un programme, ce qui permet d'élargir les idées et les approches de recherche. C'est pour ces raisons que la coopération dans la recherche internationale sur l'évacuation des déchets nucléaires a été vigoureuse et profitable.

Cependant, quand il s'agit de la mise en oeuvre réelle de programmes d'évacuation des déchets radioactifs, le dogme veut que chaque pays aménage ses propres installations. Cela n'a pas toujours été le cas. Il y a eu dans les années 1960 une période de grand intérêt pour un centre multinational européen de recyclage du combustible qui aurait comporté des installations d'évacuation. Cependant, devant l'opposition de plus en plus forte de l'opinion publique à tout ce qui relève du nucléaire, les politiciens de n'importe quel pays n'ont pu accepter d'assurer l'évacuation des déchets nucléaires d'un autre pays.

La coopération internationale est coordonnée en grande partie par plusieurs organismes internationaux, ou effectuée directement sous leurs auspices. Les principaux organismes sont décrits à la Section 10.2. Cependant, une collaboration importante a lieu directement au moyen d'accords bilatéraux dont nous ne décrirons brièvement que les principaux, car il en existe un grand nombre.

L'un des meilleurs exemples de coopération internationale auxquels on a assisté jusqu'ici est la mine de Stripa, en Suède, une mine de fer abandonnée dans des roches granitiques. En 1977, les États-Unis et la Suède ont entrepris une série d'expériences en utilisant des appareils de chauffage électriques pour simuler les déchets nucléaires. Des expériences portant sur l'hydrogéologie, la géophysique, les matériaux tampons et les matériaux de remblayage ont également été effectuées. De 1980 à 1984, huit pays ont participé à la deuxième phase de la recherche, entreprise sous les auspices de l'Agence pour l'énergie nucléaire. Une troisième phase de recherche, à laquelle participent sept pays, est actuellement en cours et doit se terminer en 1991.

Des travaux conjoints ont été effectués à la plupart des principales installations souterraines d'essai comme Mol, en Belgique, et Asse, en Allemagne. La Suède, les États-Unis et le Japon ont pris part aux expériences du laboratoire de recherches souterrain du Canada. De plus, de nombreux pays ont conclu des accords bilatéraux avec d'autres pays pour échanger des informations.

Depuis 1981, la Suède a dirigé un certain nombre de projets internationaux (INTRACOIN, HYDROCOIN et plus récemment INTRAVAL) visant l'évaluation de modèles conceptuels et mathématiques pour le transport des radionucléides et de l'eau souterraine dans la géosphère.

10.2 – Organismes internationaux

Un certain nombre d'organismes internationaux s'occupent de promouvoir la coopération dans le domaine de l'évacuation des déchets nucléaires. Ils sont étudiés ci-dessous. Ces organismes sont plus importants sur la scène européenne que dans les autres parties du monde, surtout grâce à l'action de la Commission des communautés européennes.

Le programme d'évacuation géologique de la Commission des communautés européennes (CCE) comprend deux parties. La première est un programme d'action directe composé d'activités de recherche et de développement, visant surtout à évaluer la performance et mis en oeuvre au Centre de recherche commune d'Ispra, en Italie. Certains programmes sont dirigés directement du quartier général de la CCE à Bruxelles. Le second élément est le programme d'action indirecte qui contribue financièrement aux activités des pays de la CCE. Comme elle apporte une contribution financière, la CCE a une influence considérable dans la recherche européenne sur l'évacuation des déchets. Le projet PAGIS (Évaluation de la performance des systèmes géologiques d'isolation), mis en oeuvre au cours d'une période de 6 ans, a été terminé en 1987. Les données recueillies sur des sites de référence dans l'argile, le granite, le sel et les fonds marins ont permis d'évaluer l'aptitude générale des systèmes d'évacuation des déchets à retenir les radionucléides.

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) implique tous les pays des Nations Unies et a mis en oeuvre un programme ambitieux visant à obtenir un consensus international sur la réglementation de la gestion des déchets nucléaires et à promouvoir l'échange d'informations dans le monde entier. L'AIEA a été particulièrement efficace dans le développement de normes réglementaires sur le transport des déchets radioactifs. L'AIEA s'occupe aussi activement de fournir aux pays en voie de développement des conseils et de l'aide sur les problèmes de gestion des déchets radioactifs.

Le Conseil pour l'aide économique mutuelle encourage la coopération entre ses pays membres, qui comprennent l'Union Soviétique et la plupart des pays d'Europe de l'Est. Les informations sur ses activités ne sont pas faciles à obtenir.

L'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'Organisation de coopération et de développement économique (OCDE) est probablement l'organisme international le plus important du point de vue canadien. Ses objectifs

sont les suivants: promouvoir l'échange d'informations entre les pays membres; promouvoir la coordination des activités nationales de recherche et développement; et promouvoir la coopération internationale au moyen d'expériences et de projets de recherche réalisés en coopération. Les deux premiers objectifs sont atteints par un certain nombre de moyens, parmi lesquels l'organisation d'ateliers sur des sujets techniques, le parrainage de colloques internationaux, et la publication de documentation, de comptes-rendus et d'un bulletin sur les déchets nucléaires qui donne les dernières nouvelles des politiques et programmes des pays membres de l'AEN.

Voici quelques-unes des activités de l'AEN:

- Groupe consultatif d'évaluation de la performance;
- Groupe d'usagers des codes d'évaluation probabiliste des systèmes;
- Groupe consultatif sur la recherche in-situ;
- Projet international de Stripa;
- Projet de base de données thermochimiques;
- Base de données d'absorption;
- Projet Natural Analogue d'Alligator River, Australie;
- Groupe de travail sur les fonds marins.

Plusieurs pays membres de l'AEN ont poussé plus loin cette dernière activité: ils ont des programmes visant à évaluer la faisabilité d'un dépôt dans les sédiments des grands fonds marins. Le coût élevé des recherches en milieu marin et le fait que les océans ont un statut international font que la recherche sur un dépôt dans les fonds marins se prête extrêmement bien à la coopération internationale. Ces programmes sont coordonnés par le Groupe de travail sur les fonds marins de l'AEN, dont le Canada fait partie. Un rapport en huit volumes qui rend compte de 10 années d'activités de recherche vient d'être publié (OCDE, 1988).

11 – RÉSUMÉ

11 – RÉSUMÉ

Cette section présente sous une forme plus concise une partie des informations contenues dans les sections précédentes pour aider le lecteur à établir des comparaisons entre les programmes et approches de différents pays et ceux du Canada.

11.1 – Organismes et progrès

Le Tableau 11.1 donne la liste des organismes qui sont chargés de mettre en oeuvre l'évacuation des DHR dans leur pays. Il est clair que chaque pays élabore son propre programme; un dépôt multi-pays n'est pas envisagé, même en Europe où la coopération en matière nucléaire est la plus forte. En général, les organismes dirigeants appartiennent à deux catégories: le gouvernement ou les compagnies d'électricité. Des treize pays mentionnés au Tableau 11.1, cinq ont des agences dirigées par les compagnies d'électricité, et huit des agences gouvernementales. Il n'y a pas d'organisations fondées par l'industrie privée.

Au Canada, EACL est l'organisme dirigeant pour la recherche et la démonstration de la sécurité de l'évacuation des déchets nucléaires. Cette responsabilité porte seulement sur les déchets de haute radio-activité (DHR) et ne concerne pas les déchets de faible activité (DFR). Il convient de noter que dans la plupart des autres pays, à l'exception des États-Unis et du Royaume-Uni, la responsabilité des DHR et des DFR relève du même organisme. Il faut aussi remarquer que, surtout en Europe, on accorde plus d'importance aux DFR qu'on ne le fait au Canada. Le mandat de EACL n'est défini que jusqu'à la fin de la phase d'évaluation du concept. Les échéanciers et les responsabilités ne sont pas définis pour la période qui suivra.

TABLEAU 11.1

ORGANISMES DIRIGEANTS
ET PROGRÈS PAR PAYS

Pays	Organisme dirigeant	Laboratoire de recherches souterrain (LRS)	Sélection du site du dépôt	Date de dépôt proposée
Belgique	Agence nationale pour les déchets radioactifs et les matières fissiles (ONDRAF/NIRAS)	HADES terminé en 1984 à Mol-Dessel	Laboratoire RADES sera utilisé comme dépôt s'il se révèle révèle acceptable	2030
Canada	Énergie atomique du Canada Ltée (EACL)	LRS en service à la zone de recherche de Whiteshell	Aucune sélection de site prévue avant 1993 au moins	2025 ?
Espagne	Direction espagnole de la gestion des déchets nucléaires (ENRESA)	Aucun prévu pour le moment	Aucune investigation de site en cours en 1988	?
États-Unis	Bureau de gestion des déchets radioactifs civils (DOE)	Dans sel, granite, basalte; les Etats-Unis ont participé à Stripa et au LRS du Canada LRS dans le tuf débute en 1989.	Sélection du site définitif prévue pour 1994	2003
Finlande	Ministère finlandais du Commerce et de l'Industrie (KTM)	Pas de LRS; la Finlande participe au projet Stripa de l'OCDE/AEN	Cinq sites en cours d'investigation en 1987; un site choisi pour l'an 2000	2020
France	Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA)	Mine de Fanay-Augères. Quatre sites potentiels en cours d'investigation; sélection/construction du site prévue pour 1990/91	Construction prévue du dépôt au LRS aprbs validation du site	2010
Italie	Organisation nationale pour l'énergie (ENEL)*	LRS creusé, mais opposition locale amène l'arrêt des travaux en 1988	Aucune sélection de site en cours	2030+
Japon	Corporation pour le développement des réacteurs nucléaires et du combustible nucléaire (PNC)*	Essais dans des mines. LRS prévu à la mine de Moronobe dans la roche cristalline	Investigation des sites possibles maintenant en cours	?

*exploité par une compagnie d'électricité

Tableau 11.1
Organismes Dirigeants
et Progrès par Pays - 2

Pays	Organisme dirigeant	Laboratoire de recherches souterrain (LRS)	Sélection du site du dépôt	Date de dépôt proposée
Pays-Bas	Organisation centrale pour les déchets radioactifs (CORA)	Aucun prévu pour le moment le moment	Aucune investigation de site en cours en 1988	?
Républ. Fédérale d'Allemagne	Physikalische-Technische Bundesanstalt (PTB)	Mine de sel d'Asse utilisée depuis 1965	Dôme de sel de Gorleben choisi comme site de dépôt en 1977	2000+
Roy.-Uni	Nuclear Industry Radioactive Waste Executive (NIREX)*	Aucun prévu en 1988	Aucune investigation de site en cours en 1988	
Suède	Compagnie suédoise de gestion du combustible et des déchets nucléaires (SKB)*	Stripa (ancienne mine de minerai de fer) en service depuis 1977; la construction du laboratoire suédois en roche dure commencera en 1990	Quatorze sites ont été étudiés depuis 1977; sélection du site définitif prévue pour 1990-2000	2020
Suisse	Coopérative nationale pour le stockage des déchets radioactifs (NAGRA)*	A Grimsel. Nouveau LRS prévu au site du dépôt en 1998	Sélection du site prévue pour 1993	2020

* exploité par une compagnie d'électricité

Les progrès accomplis par chaque pays sont également indiqués au Tableau 11.1. Pour les mesurer, on a déterminé si un laboratoire de recherches souterrain avait été établi ou non, et jusqu'à quel point la sélection du site avait progressé. La date prévue pour un dépôt n'est pas un bon critère, car on tend à utiliser le stockage à long terme (jusqu'à 50 ans ou plus) avant l'évacuation définitive. On voit que le Canada, même s'il a progressé dans les activités de recherche et de développement, est moins avancé que la République Fédérale d'Allemagne, la France, la Suède, les États-Unis, la Belgique et la Suisse en ce qui concerne la mise en oeuvre d'un programme de choix du site et de construction. Le Canada est à peu près au même stade que le Japon et l'Espagne. De tous les principaux utilisateurs de puissance nucléaire, c'est probablement le Royaume-Uni qui a fait le moins de progrès dans l'ensemble. L'Italie et les Pays-Bas n'ont pas fait beaucoup de progrès non plus.

11.2 - Déchets

La quantité de DHR qu'il faudra évacuer est directement proportionnelle à la capacité de production nucléaire de chaque nation. Le Tableau 11.2 indique la puissance nucléaire installée des 13 pays qui ont des programmes nucléaires. Le Canada est au sixième rang dans le monde, juste derrière le Royaume-Uni.

Parmi les pays mentionnés au Table 11.2, le Canada est le seul qui utilise du combustible d'uranium naturel (c'est-à-dire que l'isotope U-235 est dans sa proportion naturelle par rapport à l'isotope U-238). La plupart des pays prévoient d'évacuer du combustible épuisé qui a été solidifié en pâte de verre, puis enfermé dans un conteneur métallique (appelé déchets vitrifiés au Tableau 11.2), ou un mélange de déchets vitrifiés et de combustible épuisé. Seuls le Canada, la Finlande, l'Espagne et la Suède prévoient de traiter leur combustible épuisé avant de l'évacuer. Il

TABLEAU 11.2

PUISSANCE NUCLÉAIRE INSTALLÉE, TYPE DE DHR ET EMBALLAGE PAR PAYS

Pays	Puissance nucléaire installée en 1988 (MW)	Type de déchets	Age lors du dépôt (années)	Conteneur extérieur
Belgique	5 540	Déchets vitrifiés	50	Titanium
Canada	12 500	Combustible épuisé non enrichi	10	Titanium
Espagne*	5 800	Combustible épuisé enrichi	30 - 40	
États-Unis	97 200	Combustible épuisé enrichi; déchets vitrifiés	10	Acier
Finlande	2 300	Combustible épuisé enrichi	30 - 40	Cuivre
France	44 000	Déchets vitrifiés	20 - 30	Acier
Italie	1 472	Combustible épuisé enrichi; déchets vitrifiés	50 - 70	Acier
Japon	26 000!	Déchets vitrifiés	30 - 50	
République Fédérale d'Allemagne	18 926	Combustible épuisé enrichi; déchets vitrifiés		
Royaume-Uni	12 800	Déchets vitrifiés	50	
Suède	9 650	Combustible épuisé enrichi	30 - 40	Cuivre
Suisse	3 000	Déchets vitrifiés	40	Acier

*En 1986

convient de noter que le traitement enlève une partie des radionucléides à longue durée de vie qui produisent de la chaleur. Mayman et al (1980) montrent que des températures de 80 à 100° C seraient maintenues pendant environ 2 000 ans dans un dépôt contenant du combustible épuisé, alors que la température à proximité d'un dépôt contenant seulement des déchets traités (vitrifiés) sera ramenée au niveau ambiant en quelques centaines d'années. La conception du dépôt et les analyses de la sécurité qui y sont associées doivent tenir compte de la persistance de température élevée pendant plus longtemps et des contraintes thermiques qu'elle provoque.

Dans tous 'les cas, le conteneur de déchets doit jouer un rôle essentiel pour isoler les déchets et empêcher leur libération dans l'eau souterraine; il doit également avoir des parois métalliques épaisses en titanium (Canada), en cuivre ou en acier qui résistent à la dissolution et à la corrosion.

11.3 – Conception du dépôt

Il est intéressant de constater que tous les pays ont choisi d'enfouir profondément leurs DHR, pour l'évacuation définitive, dans une formation géologique stable, qui varie et dépend dans une large mesure des conditions géologiques de chaque pays (Tableau 11.3). Voici les milieux géologiques choisis:

Roche cristalline : Canada, Finlande, Suède

Sel : États-Unis, Pays-Bas, République Fédérale d'Allemagne

Argile : Belgique, Italie

Tuf : États-Unis

Milieu non choisi : Espagne, France, Japon, Suisse

TABLEAU 11.3

CONCEPTION DU DÉPÔT
DE DHR PAR PAYS

	Milieu géologique	Profondeur (m)	Grandeur (m)	Charge thermique surfacique (Watts par mètre carré)	Matériau de barrière des trous de sondage	Matériau de remblayage (tunnel/puits)
Belgique	Argile de Boom	220 +		1,5		Mélange argile/ sable
Canada	Roche cristalline	500-1000	2000 x 2000	10	Sel/bentonite argile/silice	Argile et granite broyé
Espagne	Argile, roche cristalline ou sel					
États-Unis	Tuf non saturé (volcanique)	300	3500 x 2300	14		Tuf broyé
Finlande	Roche cristalline	500				
France	Argile, sel, roche cristalline ou schiste					
Italie	Argile				Argile bentonite	
Japon	Roche cristalline ou sédimentaire	Quelques centaines de mètres				
Pays-Bas	Dômes de sel					
République Fédérale d'Allemagne	Sel	840				
Suède	Roche cristalline	500	1000 x 1000	5,25	Argile bentonite	Sable quartzeux/ bentonite
Suisse	Roche cristalline	1200	1550 x 880	2,5		Argile bentonite

Seule la Suisse envisage de combiner deux milieux géologiques (roches cristallines et sédimentaires) dans un site unique.

Comme le montre le Tableau 11.3, les profondeurs proposées pour un dépôt vont de 200 m à 1 200 m, bien que la majorité soit comprise entre 500 et 1 000 m, comme au Canada. On admet généralement que plus la profondeur est grande, plus l'isolation des déchets est bonne; cependant, cet avantage est contrebalancé par la difficulté de maintenir la stabilité d'ouvertures très profondes et les problèmes de sécurité connexes durant la phase d'exploitation du dépôt.

Les concepts de dépôt présentent de grandes similarités: ils sont généralement situés sur un seul niveau, ou dans certains cas sur deux niveaux, et comportent une série d'ouvertures forées parallèlement; les conteneurs de déchets sont disposés dans des trous cylindriques à la base des tunnels. Le remblayage des trous de sondage, des tunnels et des puits se fait en combinant des cloisons de séparation et un matériau d'argile ou de bentonite.

L'Italie a proposé une variation dans la conception, qui utilise pour le dépôt des conteneurs de déchets une série de longs trous de sondage creusés depuis la surface.

LISTE DES OUVRAGES CITÉS

LISTE DES OUVRAGES CITÉS

AEN, (Agence pour l'énergie nucléaire) Update on Waste Management Policies and Proarams. Nuclear Waste Bulletin No. 2. OCDE. Février 1988.

AEN, (Agence pour l'énergie nucléaire) Update on Waste Management Policies and Programs. Nuclear Waste Bulletin No. 3. OCDE. Décembre 1988a.

Anderson, R. B., R. S. Dixon, M.A. Greber, et J.R. Hillier. Public Consultation and the Canadian Nuclear Fuel Waste Management Program. Dans Proc. Canadian Nuclear Society's 2nd International Conference on Radioactive Waste Management, Winnipeg, Manitoba. Septembre 7 - 11, 1986. pp 240-246.

Andersson, P. et C.E. Klockars. Hydrogeological Investigations and Tracer Tests in a Well-Defined Rock Mass in the Stripa Mine. SKB Technical Report 85-12, Svensk Karnbranslehantering AB, Stockholm, 1985.

Baetsle, L. H., A. Bonne et P. DeJonghe. The Hades Demonstration Project for Radwaste Disposa1 in Deep Clay. Dans Proc. Canadian Nuclear Society 2nd Int. Conf. on Radioactive Waste Management, Winnipeg, Manitoba. Septembre 7 - 11, 1986. pp 55-59.

Barrett, L.H. Development of the High-Level Radioactive Waste Transportation System in the United States of America. Dans Proc. of an International Symposium on the Back End of the Nuclear Fuel Cycle: Strategies and Options. Agence internationale de l'énergie atomique. Vienne. Mai 11 - 15, 1987.

Baumgartner, P. The Used Fuel Disposa1 Center Study: Study Plan and Technical Specifications. Dans Proc. of the Canadian Nuclear Society's 2nd International Conference on Radioactive Waste Management, Winnipeg, Manitoba. Septembre 7 - 11, 1986. pp 427-431.

Bechtold, W., K. D. Closs et R. Papp. Parameters and Criteria Influencing the Selection of Waste Emplacement Configurations in Mined Geologic Repositories. Dans Proc. Symposium on Waste Management Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol. II - High-Level Wastes and General Interest. pp 619-625.

Bjurstrom, Dr. S. Status of the Swedish Nuclear Waste Management Program. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symposium on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol II - High-Level Waste and General Interest. pp 11-18.

Bonne, A. et R. Heremans. A Decade of Research and Development Studies on the Disposa1 of the High-Level and Alpha-Bearing Waste in a Deep Clay Formation. Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle, Vol. 6 (3-4). Décembre 1985. pp 277-291.

Bradshaw, R.L. et W.C. McClain (eds.) Project Salt Vault: A Demonstration of the Disposal of High-Activity Solidified Wastes in Underground Salt Mines. Oak Ridge National Laboratory, ORNL-4555. Avril 1971.

Brotzen, O. Groundwater Travel Times in Granite and Gneiss. Dans Proc. Canadian Nuclear Society's 2nd Int. Conference on Radioactive Waste Management. Winnipeg, Manitoba. Septembre 7 - 11, 1986. pp 135-141.

Brown, P.A., A. Brown, D.C. Kamineni, G. McCrank, N. Rey et D. Stone. Geological Results from Three Research Areas and Their Relevance to the Nuclear Fuel Waste Management Program. Dans Canadian Nuclear Society's 2nd Int. Conference on Radioactive Waste Management, Winnipeg, Manitoba. Septembre 1986. pp 341-348.

Bruno, J. , I. Grenthe et M. Munoz. Studies on the Radionuclide Coprecipitation - Solid Solution Formation. Dans Scientific Basis for Nuclear Waste Management IX, Ed. Werme, L. Materials Research Society, Symposia Proc., Vol. 50, 1985. Pittsburgh, 1986.

CCEA (Commission de contrôle de l'énergie atomique). Regulatory Policy Statement. Deep Geological Disposal of Nuclear Fuel: Background Information and Regulatory Requirements Regarding the Concept Assessment Phase. Reg. Doc. R-71. Janvier 29, 1985.

CCEA (Commission de contrôle de l'énergie atomique). Regulatory Objectives, Requirements and Guidelines for the Disposal of Radioactive Wastes - Long-Term Aspects. Regulatory Document R-104, 1987a.

CCEA (Commission de contrôle de l'énergie atomique). Geological Considerations in Siting a Repository for Underground Disposal of High-Level Radioactive Waste. Regulatory Document R-72. 1987b.

CEC (Commission des communautés européennes). Radioactive Waste Focus. No. 9, août, 1988.

Chapman, Neil et Ferruccio Gera. Disposal of Radioactive Wastes in Italian Clays: Mine Repository or Deep Boreholes? Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle Vol. 6(1). Mars 1985. pp 51-78.

Chaturvedi, L., J. K. Channell et J.B. Chapman. Potential Problems Resulting from the Plans for the First Five Years of the WIPP Project. In R.G. Post (ed) Proc. Symposium on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol II - High-Level Waste and General Interest. pp 355-364.

Closs, K.D. et K. Einfeld. Overview of the FRG Activities on Spent Fuel Disposal. Dans Proc. Canadian Nuclear Society's 2nd Int. Conference on Radioactive Waste Management, Winnipeg, Manitoba. Septembre 7 - 11, 1986. pp 26-32.

Closs, K.D. et R. Papp. Status of "Entsorgung" in the Federal Republic of Germany. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol II - High-Level Waste and General Interest. pp 267-273.

Delbridge Associates Incorporated. The EACL Public Consultation Program Workshop on the Canadian Nuclear Fuel Waste Management Program 1988, mars 25 - 27. Energie atomique du Canada Limitée, Technical Record TR-472, 1988.

Dixon, D.A. et M.N. Gray. The Engineering Properties of Buffer Material Research at Whiteshell Nuclear Research Establishment. Dans Proc. of the Nineteenth Information Meeting of the Nuclear Fuel Waste Management Program, Energie atomique du Canada, Limitée, Technical Record, TR-350, Vol. 3. Septembre 1985. pp 513-530.

DOE (Département de l'Énergie des États-Unis) Environmental Assessment, Yucca Mountain Site. Nevada Research and Development Area, Nevada. DOE/RW -0073. Mai, 1986.

DOE (Département de l'Énergie des États-Unis) Site Characterization Plan - Overview: Yucca Mountain Site, Nevada Research and Development Area, Nevada. Office of Civilian Radioactive Waste management. Consultation Draft DOE/RW-0161, Washington, DC. Janvier 1988.

DOE (Département de l'Énergie des États-Unis) Implementation Plan for Deployment of Federal Interim Storage Facilities for Commercial Spent Nuclear Fuel. Office of Civilian Radioactive Waste Management. DOE/RW-0218. Washington, DC. Janvier, 1989.

Dormuth, K. W. et G. R. Sherman. SYVAC - A Computer Program for Assessment of Nuclear Waste Management Systems, Incorporating Parameter Variability. Energie atomique du Canada Limitée, EACL-6814. 1981.

Edwards, R.C., E.C. Gregory, W.H. Heneveld et K. Thirumalai. Results from the Near-Surface Test Facility Heater Tests and Block Test. Rockwell International, RHO-BWI-SA-167. Septembre 1981.

Egloff, V. Radioactive Waste Management in Switzerland: The Legal Framework. Cedra Informe. No. 4. Decembre 1987.

Forsstrom, H. G. Progress of the Swedish Radioactive Waste Management Program. Dans Proc. Canadian Nuclear Society's 2nd Int. Conf. on Radioactive Waste Management, Winnipeg, Manitoba. Septembre 7 - 11, 1986. pp 33-40.

Gee, J.H., K. J. Donnelly, B.J. Green, B.G. Rogers et M.A. Stevenson. Preliminary Environmental Assessment of the Canadian Nuclear Fuel Waste Management Concept: Preclosure Phase. Ontario Hydro Report No. 83137. Design and Development Division. Toronto. 1983.

Ginniff, M.E. Radioactive Waste Management in the United Kingdom. Proc. Canadian Nuclear Society's 2nd Int. Conf. on Radioactive Waste Management, Winnipeg, Manitoba. Septembre 7 - 11, 1986. pp 18-25.

Ginniff, M.E. Recent Developments in the Management and Disposal of Radioactive Wastes in the United Kingdom. Dans Post, R.G. (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol. II - High-Level Waste and General Interest. pp 239-248.

Gray, M.N. et S.C.H. Cheung. Disposal Vault Sealing. Dans Proc. of the 20th Information Meeting of the Canadian Nuclear Fuel Waste Management Program (1985 General Meeting), Energie atomique du Canada, Limitée, Technical Record, TR-375, Vol. 2, 1986. pp 253-259.

Greber, M.A. The Ontario Public's Opinion About Nuclear Fuel Waste Management. Dans Proc. Canadian Nuclear Society's 2nd International Conference on Radioactive Waste Management, Winnipeg, Manitoba. Septembre 7 - 11, 1986. pp 247-252.

Gustafsson, E. et C.E. Klockars. Study of the Strontium and Cesium Migration in Fractured Crystalline Rock. KBS Technical Report 84-07, Svensk Karnbransleforsorjning, AB, Stockholm, 1984.

Guvanasen, V., J.A.K. Reid et B.W. Nakka. Predictions of Hydrogeological Perturbations due to the Construction of the Underground Research Laboratory. Energie atomique du Canada Limitée, Technical Record TR-344, 1985.

Heystee, R.J. The Use of Shale for the Deep Geologic Disposal of Nuclear Fuel Waste: A Preliminary Review. Ontario Hydro Report No. 82303, Geotechnical Engineering Department, Ontario Hydro, Toronto, Ontario. 1982.

Ho, C.H. et N.H. Miller. Chemistry of Uranium Colloids in Groundwater Environment. Dans Proc. Canadian Nuclear Society's 2nd International Conference on Radioactive Waste Management, Winnipeg, Manitoba. Septembre 7 - 11, 1986. pp 640-644.

Hunter, I.J., M.J. Old et A. Salmon. A High-Level Waste Storage and Transport Cask. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol. II - High-Level Waste and General Interest. pp 73-78.

Hunter, R.C. The Importance of Scenario Development in Meeting 40 CFR Part 191. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol. II - High-Level Waste and General Interest. pp 643-646.

Hustrulid, W. Potential Host Media for a High-Level Waste Repository. In Underground Space: Managing Nuclear Waste. Vol. 6(4-5). Janvier - avril 1982. pp 234-240.

Intercomm. Swiss Government Moves Toward Geological Disposal. EACLs Weekly Newsletter. Juillet 22, 1988.

Issacs, T.H. Implementation of the Nuclear Waste Policy Amendment Act of 1988. Dans Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol. II - High-Level Waste and General Interest. pp 7-10.

KBS (Karn-Bransle-Sakerhet). Handling and Final Storage of Unreprocessed Spent Nuclear Fuel. Vol. II - Technical. Stockholm, 1978.

Klockars, C.E. et 0. Persson. The Hydraulic Properties of Fracture Zones and Tracer Tests with Non-Reactive Elements in Studsvik. KBS Technical Report 82-10, Svensk Karnbranleforsorjning AB, Stockholm, 1982.

Kroth, K., E. Barnert, H. Brucher et D. Niephaus. Retrievable Test Disposa1 of Spent HTGR Fuel Elements and Intermediate - Level Waste in the Asse Salt Mine. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. pp 761-768.

Lovasic, Z., J. Aralica et R. Protic. Defining the Site and Technology of Radioactive Waste Disposal; the Strategic Issue of the Yugoslav Energy Policy. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol. II - High-Level Waste and General Interest. pp 289-295.

LURA (Groupe). An Issue Paper on High Level Nuclear Fuel Waste Management. Preparé pour le Bureau fédéral d'examen des évaluations environnementales Hull, P.Q. Mai 1989.

Marque, Y. et R. Andre-Jehan. Industrial Long-Term Waste Management in France. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol. II - High-Level Waste and General Interest. pp 19-27.

Mayman, S.A., R. G. Charlwood et J.C. Ratigan. Long-Term Thermal Response of a CANDU Fuel Disposa1 Vault. Énergie atomique du Canada, limitée, Technical Record TR-134, 1980.

McEachran, R.A. Used Fuel Storage and Transportation. Dans Proc. Twentieth Information Meeting of the Canadian Nuclear Fuel Waste Management Program (1985 General Meeting). Énergie atomique du Canada Limitée, Technical Record, TR-375, 1986.

Mogg, C.S. An Overview of Radioactive Waste Management at Sellafield. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Vol. II - High-Level Waste and General Interest. Février 28 - mars 3, 1988. pp 281-287.

NAGRA (National Cooperative for the Storage of Radioactive Waste). Project Gewähr 1985. Nuclear Waste Management in Switzerland: Feasibility Studies and Safety Analyses. Project Report NGB 85-09. Juin 1985.

Nathwani, J.S. Nuclear Fuel Waste Management Concept: Preliminary Safety Assessment of the Preclosure Phase. Ontario Hydro Report No. 82175. Rev. 1, Nuclear Studies and Safety Department, Toronto. 1983.

Neill, Robert H. Ten Years of State Evaluation of a Nuclear Waste Repository. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol. II - High-Level Waste and General Interest. pp 377-382.

Nuclear News. Février 1989.

OCDE. Feasibility of Disposal of High-Level Radioactive Waste into the Seabed. Seabed Working Group Report - AEN. 8 volumes, 1988.

Papp, T. Swedish Radioactive Waste Management. Dans Canadian Nuclear Society's 1st Int. Conf. on Radioactive Waste Management, Winnipeg, Manitoba. Septembre 12 - 15, 1982.

Ribbans, D.J. Road Cask for the Transportation of CANDU Irradiated Fuel. Présenté à - International Conference on Transportation for the Nuclear Industry, Stratford-Upon-Avon, Royaume-Uni. Mai 23-25, 1986.

Rippon, S. Nuclear Waste Management in Western Europe. Nuclear News. Mars 1987. pp 79-88.

Rogers, B.G. et D.R. Hardy. Preliminary Social Impact Assessment: Transportation Component of a Long-Term Irradiated Fuel Management Program. Ontario Hydro Report No. 813173. Community Relations Department, Toronto, 1983.

Rosinger, E.L.J. et W.T. Hancox. Recent Developments in Radioactive Waste Management in Canada. Dans Proc. Symp. on Waste Management at Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol. II - High-Level Waste and General Interest. pp 249-257.

Rosinger, E.L.J., R.B. Lyon, P. Gillespie et J. Tamm. Guide to the Canadian Nuclear Fuel Waste Management Program. Énergie atomique du Canada Limitée, EACL-7790, 1983.

Sherman, G.R., D.C. Donahue, S.G. King et A. So. The Systems Variability Analysis Code SYVAC2 and Submodels for the Second Interim Assessment of the Canadian Concept for Nuclear Fuel Waste Disposal. Energie atomique du Canada limitée, Technical Record, TR-317. Octobre 1986.

SKBF. Final Storage of Spent Nuclear Fuel - KBS-3: Summary, Swedish Nuclear Fuel Supply Company, Division KBS, Stockholm, 1983.

Sparrow, Barbara (Président). Nuclear Energy: Unmasking the Mystery. Tenth Report of the Standing Committee on Energy, Mines and Resources. Ottawa, 1988.

Stevenson, M.A. Preliminary Social Impact Assessment of a Nuclear Fuel Waste Management Centre - Concept Assessment. Ontario Hydro Report No. 83174, Community Relations Department. Toronto. 1983.

Teper, B. Feasibility Assessment of the Particulate-Packed, Thin-Walled Container. Dans Proc. Nineteenth Information Meeting of the Nuclear Fuel Waste Management Program, Energie atomique du Canada, limitée Technical Record, TR-350, Vol.-1. Septembre 1985. pp 21-32.

Tillman, J.B. et A.E. Hunt. WIPP: Program Status and FY 1988 Plans for a Successful Nuclear Waste Repository. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol. II - High-Level Waste and General Interest. pp 341-347.

Wade, Troy. W. II. Status of Defense Radioactive Waste Disposa1 Activities. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol II - High-Level Waste and General Interest. pp 3-6.

Williams, K.L. Spent Fuel Treatment to Allow Storage in Air. Dans R.G. Post (ed) Proc. of the Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol II - High-Level Waste and General Interest. pp 993-998.

Wodrich, D.D. et E.A. Bracken. Progress in Defense High-Level Waste Disposal. Dans R.G. Post (ed) Proc. Symp. on Waste Management, Tucson, Arizona. Février 28 - mars 3, 1988. Vol II - High-Level Waste and General Interest. pp 141-148.

Wright, E.D. (editor). Semi-Annual Status Report of the Canadian Nuclear Fuel Waste Management Program, 1989 Octobre 1 - 1988 mars 31. Energie atomique du Canada Limitée, Technical Record, TR-425-4, 1988.

Wuschke, D.M., P.A. Gillespie et D.E. Main. Second Interim Assessment of the Canadian Concept for Nuclear Fuel Waste Disposal. Vol 1: Summary. Energie atomique du Canada Limitée, EACL-8373-l. 1985.

Yong, R.N., P. Boonsinuk et G. Wong. Formulations of Backfill Materials for a Nuclear Fuel Waste Disposa1 Vault. Canadian Geotechnical Journal, Vol. 23, No. 2, 1986. pp 216-228.

ANNEXE A – ORGANISATIONS NATIONALES ET INTERNATIONALES

ANNEXE A

ORGANISATIONS NATIONALES ET INTERNATIONALES

(Des renseignements supplémentaires peuvent être obtenues auprès des organisations suivantes)

International

Agence Internationale de l'Énergie Atomique
Wagramerstrasse 5
PO Box 100
A-1400
Vienne, Autriche

OCDE de l'Agence pour l'Énergie Nucléaire
Division de la protection radiologique et de la gestion des déchets radioactifs
38 Boulevard Suchet
75016 Paris, FRANCE
(33) (1) 45.24.96.59

Autriche

OFZS
(Oesterreichisches Forschungszentrum Seibersdorf GmbH)
A-2444 Seibersdorf

Belgique

ONDRAF/NIRAS
(Organisme Nationale des Déchets Radioactifs et des Matières Fissiles/ Nationale Instelling voor Radioactief Afval en Splijtsoffen)
Regentlaan 54-bus 5
B-1000 Bruxelles

CEN/SCK
Boeretang 200
B-2400
Mol, Belgique

Canada

Programme canadien pour la gestion des déchets nucléaires
Energie atomique du Canada Limitée
Whiteshell Nuclear Research Establishment
Pinawa, Manitoba
ROE 1LO
(204) 753-2311

République Fédérale d'Allemagne

PTB
(Physikalisch-Technische Bundesanstalt)
Bundesallee 100
D-3300 Braunschweig

Finlande

YJT
(Voimayhtioiden Ydinjatetoimikunta)
c/o Imatra Power Company
PO Box 138
SF-00101 Helsinki

France

ANDRA
(Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs)
31-33 Rue de la Fédération
F-75015 Paris

Italie

ENEA
(Ente Nazionale Energie Alternative)
Viale Regina Margherita 137
I-00198 Rome

Japon

Office of Radioactive Waste Management,
Nuclear Fuel Division, Atomic Energy Bureau,
Science and Technology Agency (STA),
2-1-2 Kasumigaseki, Chiyoda-ku, Tokyo

Pays-Bas

COVRA BV
(Centrale Organisatie voor Radioactief Afval)
Postbus 20
NL-1755 ZG Petten

Espagne

ENRESA
(Empresa Nacional de Residuos Radioactivos)
Paseo de la Castellana, 135
E-28046 Madrid

Suède

SKB
(Svensk Karnbranslehantering AB)
Box 5864
S-10248 Stockholm

Suisse

NAGRA/CEDRA
(Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle/
Société cooperative nationale pour l'entreposage de déchets radioactifs)
Parkstrasse 23
CH-5401 Baden

Royaume-Uni

UK Nirex Ltd
(United Kingdom Nuclear Industries Radioactive Waste Organisation)
Curie Avenue
Harwell
Didcot
Oxon OX11 ORH

États-Unis

Office of Civilian Radioactive Waste Management
US Department of Energy
Mail Stop RW-40
Washington, D.C. 20585
(202) 252-5722

ANNEXE B – LISTE DES ABRÉVIATIONS ET DES TERMES TECHNIQUES

ANNEXE B

LISTE DES ABRÉVIATIONS ET DES TERMES TECHNIQUES

AEN	- Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE
AIEA	- Agence internationale de l'énergie atomique
ANDRA	- Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs
BFEEE	- Bureau fédéral d'examen des évaluations environnementales du Canada
CANDU	- Canada Deuterium Uranium : système de réacteurs canadien qui utilise de l'uranium naturel et de l'eau lourde (oxyde de deuterium) comme modérateur
CCE	- Commission des communautés européennes
CCEA	- Commission de contrôle de l'énergie atomique (Canada)
CCT	- Comité consultatif technique du Canada
Cristalline (roche)	- terme générique désignant diverses roches dures comme le granite, et aussi les roches ignées et plutoniques.
DFR	- déchets radioactifs qui, en raison de leur faible teneur en radionucléides, ne produisent pas de chaleur et n'exigent pas de blindage pour la manutention normale
Déchets de combustible nucléaire	- Voir DHR
Déchets vitrifiés	- DHR qui ont été traités et immobilisés sous forme de verre
DHR	- Déchets de haute radioactivité, combustible épuisé ou déchets issus de combustible épuisé traité. Au Canada, les DHR sont aussi appelés déchets de combustible nucléaire
DOE	- Deparfment of the Environment - le ministère américain de l'Energie
EACL	- Énergie atomique du Canada Limitée
EPA	- Environmental Protection Agency - l'Agence américaine de protection de l'environnement

ICRP	- International Commission on Radiological Protection - Commission internationale sur la protection radiologique
kg	- kilogramme, unité de poids, 1 000 grammes
LRS	- Laboratoire de recherches souterrain
m	- mètre, unité de longueur
mm	- millimètre, unité de longueur, un millième de métre (m)
Mg	- unité de poids, mégagramme, un million de grammes
MRS	- Monitored Retrievable Storage - l'installation américaine de Stockage récupérable surveillé
MW	- mégawatt, unité d'énergie électrique, un million de watts
NAGRA	- la Coopérative suisse pour le stockage des déchets nucléaires
NRC	- Nuclear Regulatory Commission - la Commission américaine de réglementation nucléaire
OCDE	- Organisation de coopération et de développement économique
OCRWM	- Office of Civilian Radioactive Waste Management - le bureau américain de gestion des déchets radioactifs civils
ONDRAF/NIRAS	- agence nationale belge pour les déchets radioactifs et les matériaux fissiles
PAGIS	- Performance Assessment of Geological Isolation Systems - Evaluation de la performance des systèmes géologiques d'isolation (programme international sous les auspices de la CCE)
PGDCN	- le Programme de gestion des déchets de combustible nucléaire du Canada
PTB	- Physikalische-Teknische Bundesanstalt, l'Institut fédéral allemand de science et de technologie
Sievert	- unité de dose d'irradiation
SKB	- Svensk Karnbranslehantering, société suédoise de manutention des déchets et du combustible nucléaires

Transuranien - désigne les déchets qui ont des propriétés de DFR, mais qui contiennent aussi certains nucléides qui ont des numéros atomiques supérieurs à 92 comme le plutonium. Ils ont tendance à avoir une durée de vie très longue.

Tuf - roche formée par la solidification des matières éjectées lors d'une explosion volcanique. Ce type de roche est actuellement examiné par les Etats-Unis.

WIPP - Waste Isolation Pilot Plant - l'usine pilote américaine d'isolation des déchets (dépôt pour les déchets transuraniens issus des activités militaires)