

**Expériences internationales des dossiers  
de sûreté pour les dépôts en formation  
géologique (INTESC)**

**Résultats du projet INTESC**

© OCDE 2009  
AEN n° 6252

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

## ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

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

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

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

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

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

### L'AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

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

La mission de l'AEN est :

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

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

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

Publié en anglais sous le titre :

#### **International Experiences in Safety Cases for Geological Repositories (INTESC)**

Les corrigenda des publications de l'OCDE sont disponibles sur : [www.oecd.org/editions/corrigenda](http://www.oecd.org/editions/corrigenda).

© OCDE 2009

Vous êtes autorisés à copier, télécharger ou imprimer du contenu OCDE pour votre utilisation personnelle. Vous pouvez inclure des extraits des publications, des bases de données et produits multimédia de l'OCDE dans vos documents, présentations, blogs, sites Internet et matériel d'enseignement, sous réserve de faire mention de la source OCDE et du copyright. Les demandes pour usage public ou commercial ou de traduction devront être adressées à [rights@oecd.org](mailto:rights@oecd.org). Les demandes d'autorisation de photocopier une partie de ce contenu à des fins publiques ou commerciales peuvent être obtenues auprès du Copyright Clearance Center (CCC) [info@copyright.com](mailto:info@copyright.com) ou du Centre français d'exploitation du droit de copie (CFC) [contact@cfcopies.com](mailto:contact@cfcopies.com).

Photos de couverture : Laboratoire souterrain de Bure, France/A. Ressoug (photo) et Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Allemagne.

## AVANT-PROPOS

Le stockage des déchets radioactifs à vie longue dans des structures ouvragées ou dépôts, implantés en grande profondeur dans des formations géologiques adaptées, est considéré comme la solution de référence dans de nombreux programmes nationaux. Le processus de prise de décision au niveau national ainsi que la disposition du public à accepter le principe du stockage en formation géologique profonde reposent principalement sur la confiance que l'on peut avoir dans la capacité des dépôts de protéger l'homme et l'environnement, aujourd'hui comme dans le futur. L'évaluation de la sûreté du stockage et les preuves correspondantes sont réunies et documentées dans un « dossier de sûreté » qui vient appuyer le processus décisionnel à chaque étape du développement pas-à-pas du dépôt.

Dans la publication de l'AEN intitulée *Dossier de sûreté post-fermeture d'un dépôt en formation géologique : Nature et finalité* (2004), la nature et l'objectif du dossier de sûreté sont définis comme « une synthèse d'éléments de preuve, d'analyses et d'arguments qui permettent de quantifier et d'étayer l'affirmation qu'un dépôt demeurera sûr après sa fermeture et au-delà de la période pendant laquelle on peut tabler sur une surveillance active de l'installation ». Un dossier de sûreté est plus que le résultat mathématique de calculs d'indicateurs de sûreté ; il présente les éléments de preuve sous-jacents, les modèles, les concepts et les méthodes justifiant que l'on ait confiance dans la qualité des processus scientifiques et institutionnels appliqués, des analyses effectuées et des informations obtenues.

Le dossier de sûreté est le plus souvent présenté par les organisations responsables de la mise en œuvre des solutions de stockage, à certaines étapes spécifiques du programme de développement d'un dépôt. Plus le programme avance, plus le dossier de sûreté est complet et solide. En général, il sert à justifier la décision de passer à l'étape suivante du programme de développement, mais il peut également être établi pour aider à examiner l'état d'avancement d'un projet à un instant donné.

Depuis que l'on a défini et documenté le concept de dossier de sûreté, on constate une nette convergence des points de vue des organisations nationales et internationales sur la compréhension et l'élaboration des dossiers de sûreté du dépôt en formation géologique. Afin de dresser un bilan, le Comité de la gestion des déchets radioactifs (RWMC) de l'AEN, et plus précisément son Groupe d'intégration pour le dossier de sûreté (IGSC), a entrepris d'enquêter sur les expériences internationales en matière de dossiers de sûreté dans le cadre du projet sur les *International Experiences in Safety Cases for Geological Repositories* (INTESC) et de les analyser.

Le projet INTESC avait pour objectifs d'analyser les dossiers de sûreté existants et leurs composants, de dresser un panorama des progrès réalisés ces dix dernières années, d'identifier les principaux concepts et de donner un aperçu des attentes des autorités de sûreté concernant le contenu et l'examen des dossiers de sûreté. Une contribution majeure au projet provient des réponses des membres du groupe IGSC à un questionnaire détaillé sur le contexte et le contenu des dossiers de sûreté nationaux, y compris les éléments de preuve sous-jacents, la base de l'évaluation et la présentation du dossier de sûreté. À partir des réponses obtenues, l'IGSC a organisé en 2007 un atelier pour, d'une part, cerner de plus près ce qui se fait de mieux dans l'élaboration des dossiers de sûreté (points d'accord et de désaccord) et, d'autre part, identifier et comprendre les problèmes que l'IGSC devra éventuellement continuer d'étudier.

Ce rapport présente les résultats du projet INTESC. Il tient compte des réponses au questionnaire ainsi que des conclusions de l'atelier. Le projet INTESC a démontré que la finalité et le concept du dossier de sûreté sont en général bien compris, acceptés et adoptés dans les programmes de gestion de déchets radioactifs à travers le monde. Les dossiers de sûreté préparés par ces programmes sont en ligne avec la plupart des éléments proposés dans la publication de l'AEN de 2004 citée ci-dessus, même s'il existe quelques différences d'interprétation et de présentation. Des tendances importantes se dessinent depuis peu comme l'utilisation de fonctions de sûreté et le rôle de la synthèse des connaissances géologiques. À mesure que les dossiers de sûreté seront affinés pour permettre aux programmes d'avancer vers l'étape de la mise en œuvre des dépôts, on pourra s'attendre à de nouveaux progrès dans l'analyse de certains aspects et l'élaboration d'outils, par exemple des programmes d'assurance qualité ou des systèmes de gestion des spécifications. Bon nombre de ces sujets pourraient mériter d'être approfondis dans un cadre international.

## TABLE DES MATIÈRES

<b>Avant-propos</b> .....	3
<b>1. Introduction</b> .....	7
<b>2. Points communs et domaines de consensus</b> .....	9
2.1 La finalité du dossier de sûreté est bien établie.....	9
2.2 Aspects opérationnels et organisationnels.....	10
2.3 Traitements des incertitudes.....	11
2.4 Rôle de la biosphère .....	11
2.5 Cohérence et exhaustivité de la base de connaissances.....	12
2.6 Contrôle de la fiabilité et de la plausibilité.....	13
2.7 Multiplication des preuves complémentaires .....	14
2.8 Synthèse .....	14
2.9 Présentation du dossier de sûreté.....	14
<b>3. Évolutions récentes et difficultés liées à l'élaboration des dossiers de sûreté</b> .....	15
3.1 Généralités.....	15
3.1.1 Éléments qui évoluent et se développent .....	15
3.1.2 Différences de stratégies de choix du site et de conception du stockage.....	15
3.1.3 Différences dans la mise en œuvre de la stratégie d'évolution.....	16
3.1.4 Éléments encore peu utilisés .....	17
3.1.5 Éléments nouveaux ou allant plus loin que ceux décrits dans l'ouvrage de l'AEN..	17
3.1.6 Thèmes qui évoluent .....	18
3.2 Stratégie de sûreté et d'évaluation.....	18
3.2.1 Fonctions de sûreté .....	18
3.2.2 Assurance qualité.....	27
3.2.3 Traitement des incertitudes .....	29
3.2.4 Importance de la synthèse des connaissances géologiques.....	33
3.2.5 Indicateurs autres que la dose et le risque.....	35
3.3 Relation entre la sûreté à long terme et les phases de conception, de construction et d'exploitation.....	39
3.3.1 Principes et priorités de conception .....	39
3.3.2 Un processus de conception itératif .....	41
3.3.3 Arbitrage entre flexibilité et stabilité indispensable pour la demande d'autorisation .....	42
3.3.4 Prise en compte des périodes de construction et d'exploitation dans le dossier de sûreté post-fermeture .....	44
3.3.5 Meilleures techniques disponibles et optimisation .....	46

3.4	Autres déterminants de la confiance dans la sûreté.....	48
3.4.1	Expertises indépendantes des travaux scientifiques.....	50
3.4.2	Pluralité des argumentations complémentaires.....	51
3.4.3	Intégration et transparence de la gestion des informations et des connaissances .....	53
3.4.4	Interactions entre le gestionnaire de déchets, l'autorité de sûreté et les autres parties intéressées et concernées .....	56
3.4.5	Cohérence avec l'expérience et les orientations internationales.....	59
3.4.6	Processus de développement et de décision par étapes.....	59
3.4.7	Mises à jour itératives du dossier de sûreté tout au long du programme de stockage.....	60
3.4.8	Flexibilité, réversibilité et récupérabilité .....	61
3.4.9	Mesures institutionnelles contribuant à asseoir la confiance .....	62
3.4.10	Installations pilotes, d'essai et de démonstration.....	64
3.4.11	Programmes de surveillance, de confirmation des performances et de recherche scientifique et technique à long terme .....	65
3.4.12	Prise en compte de très longues échelles de temps .....	67
<b>4.</b>	<b>Conclusions.....</b>	<b>69</b>
4.1	Bilan des pratiques actuelles .....	69
4.2	Thèmes à approfondir dans un cadre international.....	70
<b>5.</b>	<b>Références.....</b>	<b>71</b>
	Annexe A. Liste des participants .....	75
	Contenu du CD-Rom et instructions d'utilisation .....	79

Annexes B et C sont disponibles uniquement en anglais sur le CD-Rom inclus dans ce rapport.

## 1. INTRODUCTION

Dans sa publication « Dossier de sûreté post-fermeture d'un dépôt en formation géologique : nature et finalité » (AEN, 2004), l'AEN décrit la nature et la finalité d'un dossier de sûreté qu'elle définit comme :

« une synthèse d'éléments de preuve, d'analyses et d'arguments qui permettent de quantifier et d'étayer l'affirmation qu'un dépôt demeurera sûr après sa fermeture et au-delà de la période pendant laquelle on peut tabler sur une surveillance active de l'installation ».

Étoffé et étayé au fil du programme de planification et de mise en œuvre du stockage, le dossier de sûreté est l'élément fondamental sur lequel on s'appuie pour prendre des décisions à plusieurs étapes du programme. En particulier, il constitue une base de réflexion éclairée permettant aux parties intéressées d'évaluer leur propre niveau de confiance dans le projet à une étape donnée du programme, et d'identifier les points qui pourraient poser un problème ou nécessiter des travaux supplémentaires.

Les documents récemment publiés par les organisations nationales et internationales montrent qu'il existe une convergence de points de vue sur la façon dont le dossier de sûreté d'un stockage géologique doit être compris et élaboré. Les prescriptions de sûreté WS-R-4 de l'AIEA (AIEA, 2006), la publication de l'AEN sur le dossier de sûreté (AEN, 2004) et les allocutions du symposium international organisé par l'AEN en janvier 2007 sur le thème du dossier de sûreté (AEN, 2008a), ainsi que plusieurs autres rapports de sûreté publiés récemment confirment tous que les acteurs nationaux ont assimilé les principes définis dans le rapport de l'AEN « *Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories: Its Communication and Development* » (AEN, 1999a) et les documents ultérieurs, par exemple, les publications du groupe de travail de l'AEN sur les évaluations intégrées des performances des dépôts géologiques profonds IPAG-3 (AEN, 2002).

Lors de la 38<sup>e</sup> session du Comité de la gestion des déchets radioactifs (RWMC) de l'AEN (voir NEA/RWM(2005)16), les membres ont approuvé l'initiative « *INTERNATIONAL EXPERIENCES IN SAFETY CASES* », aussi appelée projet INTESC (voir NEA/RWM(2005)7), qui, à partir des réponses à un questionnaire, doit répondre aux objectifs suivants :

- Analyser les dossiers de sûreté existants et leurs composants, ainsi que les éléments de dossiers de sûreté en cours de réalisation, et identifier les principaux concepts, y compris les points d'accord et de désaccord.
- Dresser un panorama clair des progrès réalisés ces dix dernières années.
- Dresser un panorama clair des attentes des autorités de sûreté concernant les futurs dossiers de sûreté.
- Mettre en lumière les atouts et les faiblesses des méthodologies utilisées actuellement pour élaborer et présenter des dossiers de sûreté.
- Faire le point sur les expériences pratiques d'élaboration des dossiers de sûreté des stockages géologiques et sur les enseignements tirés de ces pratiques, suite au symposium international sur la question (AEN, 2008a).

Sous les auspices d'un groupe de travail du RWMC, du nom de Groupe d'intégration pour le dossier de sûreté (IGSC), un questionnaire a été établi d'après ces objectifs puis remis aux membres de l'IGSC en mai 2006. Dix-neuf organisations de 11 pays, constituées de gestionnaires de déchets et d'autorités de sûreté ont répondu. Certaines organisations ont coopéré et produit une réponse commune. Les réponses sont réunies à l'annexe A. Elles sont présentées dans l'ordre utilisé pour établir le questionnaire, qui comprend six séries de questions sur des thèmes correspondant aux éléments définis dans la publication de l'AEN sur le dossier de sûreté (AEN, 2004), à savoir :

- Finalité et contexte.
- Stratégie de sûreté.
- Base de l'évaluation.
- Éléments de preuve, analyses et arguments.
- Synthèse.
- Présentation du dossier de sûreté.

Se fondant sur les réponses au questionnaire, l'IGSC a organisé un atelier INTESC du 1<sup>er</sup> au 3 octobre 2007. Il s'agissait ainsi de déterminer les progrès réalisés en matière de dossiers de sûreté (convergences de vue et désaccords) en fonction des résultats préliminaires du dépouillement des réponses au questionnaire et des conclusions d'autres initiatives entreprises par l'AEN et ainsi d'identifier et de comprendre les questions que l'IGSC devrait approfondir.

Les domaines de consensus ont été abordés, néanmoins la majeure partie de l'atelier a été consacrée aux thèmes et problèmes émergents dont il pourrait être constructif de débattre à l'échelle internationale. L'atelier était globalement structuré de la façon suivante : présentation et analyse des enseignements des réponses au questionnaire ; sessions de travail en groupes sur certains points essentiels et débat ; identification des prochains travaux à effectuer.

Le présent rapport rend compte à la fois des réponses au questionnaire et des résultats de l'atelier. Il fournit une courte synthèse des réponses au questionnaire et s'appuie sur ces réponses pour préciser les thèmes et problèmes émergents dont, selon les participants à l'atelier, il pourrait être constructif de débattre à l'échelle internationale. Le chapitre 2 revient sur les éléments communs à tous les dossiers de sûreté et sur les points d'accord entre les différents acteurs. Le chapitre 3 décrit les questions et les problèmes émergents. Enfin, le chapitre 4 récapitule les principaux thèmes, en précisant ceux qui mériteraient d'être approfondis par des groupes d'experts internationaux tels que le RWMC ou l'IGSC, ou peut-être d'autres forums d'échange de l'AIEA ou de la CE.



## 2. POINTS COMMUNS ET DOMAINES DE CONSENSUS

Tous les gestionnaires de déchets ayant répondu au questionnaire préparent actuellement des dossiers de sûreté soit complets soit préliminaires qui reprennent la plupart des éléments d'un dossier de sûreté proposés par l'AEN dans sa publication (AEN, 2004). Il existe un large consensus international sur certaines questions liées aux dossiers de sûreté ; ces questions, identifiées en grande partie grâce aux réponses au questionnaire INTESC, sont décrites ci-après. Cependant, il subsiste des différences d'utilisation et d'interprétation importantes, et certains éléments des dossiers de sûreté « réels » ne sont pas traités par la publication de l'AEN. On constate aussi que certains points de consensus sont en train d'évoluer. Ces questions seront abordées au chapitre 3.

### 2.1 La finalité du dossier de sûreté est bien établie

Comme on vient de le dire, les gestionnaires de déchets ayant répondu au questionnaire préparent actuellement des dossiers de sûreté (préliminaires ou détaillés) qui reprennent la plupart des éléments d'un dossier de sûreté proposés par l'AEN dans sa publication. D'après les réponses des autorités de sûreté, on trouverait décrits dans la plupart des réglementations la portée attendue d'un dossier de sûreté (ou, du moins, du type de dossier à présenter lors d'une procédure d'autorisation) ainsi que les éléments de preuve à fournir. Globalement, on observe des similitudes entre les démarches et attitudes adoptées par différents programmes ainsi que des préoccupations identiques des autorités de sûreté. Il apparaît que les dossiers de sûreté actuellement élaborés par les gestionnaires traitent déjà un grand nombre des problèmes jugés importants par les autorités de sûreté.

Le concept de dossier de sûreté n'est pas nouveau. Des dossiers de sûreté précis sont exigés dans les systèmes militaires, l'industrie pétrolière off-shore, les transports ferroviaires et l'industrie nucléaire, par exemple. Cependant, le dossier de sûreté d'un stockage géologique présente la difficulté spécifique de traiter de la sûreté post-fermeture, qui couvre des échelles de temps beaucoup plus longues, par conséquent. Il y a longtemps que les autorités de sûreté considèrent que les preuves à l'appui des affirmations faites dans l'étude de sûreté sont tout aussi importantes que les calculs qu'elle comporte.

La communauté internationale des acteurs du stockage géologique s'accorde également à souligner deux points importants. D'une part, il est nécessaire d'inclure, dans l'étude de sûreté, des arguments et éléments de preuve plus généraux qui confirment la robustesse des conclusions tirées des résultats quantitatifs de l'étude. D'autre part, il convient de suivre un processus itératif à plusieurs boucles, tant en interne que pour le processus décisionnel par étapes mis en œuvre au plan national.

Pour rendre compte des évolutions dans le domaine, l'AEN a publié, en 1999, un rapport intitulé *Confiance dans la sûreté à long terme des dépôts géologiques profonds – moyens de l'instaurer et de la communiquer* (AEN, 1999a) qui décrit les nouvelles pratiques alors mises en place par les gestionnaires de déchets pour instaurer la confiance et la communiquer. L'AEN a ensuite publié son *Dossier de sûreté post-fermeture d'un dépôt en formation géologique : nature et finalité* (AEN, 2004) qui établit la première définition officielle du dossier de sûreté d'un système de stockage géologique. Dans ses prescriptions de sûreté WS-R-4, publiées avec le co-parrainage de l'AEN en 2006 (AIEA, 2006), l'AIEA évoque des concepts analogues à ceux des précédents documents de l'AEN. Les réponses au questionnaire confirment que la définition du dossier de sûreté est largement acceptée par tous les gestionnaires de déchets.

La finalité du dossier de sûreté est, elle aussi, bien établie. Selon la publication de l'AEN sur le dossier de sûreté et les prescriptions WS-R-4 de l'AIEA, un dossier de sûreté se compose d'une étude de sûreté robuste fondée sur un ensemble d'arguments rationnels circonstanciés destinés à prouver que l'on peut avoir confiance dans la sûreté du système (malgré certaines incertitudes reconnues). Le dossier de sûreté est l'élément sur lequel on s'appuie pour décider de passer à l'étape suivante du développement d'un stockage – qu'il s'agisse de la sélection d'un site, du dépôt d'une demande d'autorisation de construction, de l'exploitation ou de la fermeture définitive. Le contenu, la nature et le volume des informations à inclure dans le dossier de sûreté varient en fonction de la décision à prendre. Par exemple, le dossier établi en vue de la sélection d'un site est très différent de celui qui accompagne la demande d'autorisation de construction déposée à l'issue d'importants travaux de caractérisation du site. Le deuxième type de dossier contient des données et des connaissances sur le site accumulées pendant plusieurs années d'études scientifiques, tandis que le premier repose généralement sur des savoirs scientifiques d'ordre plus général, éventuellement complétés par des données sur le milieu collectées en surface.

Par ailleurs, plusieurs arguments et niveaux de détail doivent être prévus selon le public concerné par la sûreté du stockage en question. On établit un seul dossier de sûreté parfaitement cohérent, mais dont les différentes parties peuvent être plus ou moins détaillées et adaptées aux intérêts et aux savoirs techniques de lectorats spécifiques. De fait, l'un des atouts du dossier de sûreté est qu'il repose sur plusieurs argumentations indépendantes, dont chacune sera adaptée à public particulier.

La méthodologie de constitution et de présentation d'un dossier de sûreté est elle aussi bien établie, même si certains éléments peuvent être interprétés diversement, comme on le verra dans les sections suivantes.

## **2.2 Aspects opérationnels et organisationnels**

Dans une large mesure, la confiance que l'on a dans un dossier de sûreté dépend des moyens opérationnels et organisationnels employés pour mettre en place et préserver la culture de la sûreté. Donner les moyens d'acquérir une culture de sûreté ou y inciter est l'affaire des autorités de sûreté. C'est au gestionnaire de déchets, en revanche, qu'il appartient au premier chef de se doter d'une culture de sûreté. À en juger d'après les réponses au questionnaire, tous les programmes nationaux visent à mettre en place des stratégies de management conformes aux principes et pratiques reconnus de gestion et d'ingénierie, par exemple l'application d'un programme d'assurance qualité, la prise en compte des exigences des parties prenantes, la répartition des ressources et la coordination. Les réponses au questionnaire révèlent que :

- La plupart des programmes procèdent par étapes pour l'aménagement d'un dépôt.
- Tous les programmes procèdent de manière itérative et par étapes pour la conception du dépôt et la préparation du dossier de sûreté.
- Pour tous les programmes a été mis en place en plan officiel d'assurance de la qualité du dossier de sûreté dans le cadre du système global de gestion de la qualité de l'organisation gestionnaire. Ces plans d'assurance de la qualité sont plus ou moins détaillés selon l'état d'avancement du programme.
- Les experts extérieurs qui collaborent au processus décisionnel sont sélectionnés pour leur réputation, leur expérience et états de service, et leurs recommandations sont toujours solidement documentées.
- Les données et connaissances acquises dans les différents domaines du programme sont intégrées de manière efficace, par exemple par une équipe de haut niveau.
- Les priorités du programme sont définies en fonction des principaux problèmes de sûreté.
- Tous les gestionnaires de déchets prennent les dispositions nécessaires pour stocker les informations dans un système de gestion des documents et des connaissances.

### **2.3 Traitement des incertitudes**

Le plus souvent, l'évaluation des incertitudes est une composante essentielle de l'étude de sûreté. La gestion des incertitudes est, en outre, un élément moteur lorsqu'il s'agit de décider de passer d'une étape du programme à la suivante, ou d'identifier les besoins en matière de développement.

L'évaluation d'un système de stockage repose la compréhension du comportement des composants du stockage à laquelle est parvenue le gestionnaire à une étape donnée du programme de développement. Cette compréhension s'appuie sur un corpus important de connaissances scientifiques et sur l'élaboration d'un concept de stockage, et elle intègre les incertitudes qui sont inévitables quand on considère une évolution sur des centaines de milliers d'années. La sûreté oriente la conception et c'est elle qui fait choisir les solutions les plus robustes, notamment pour compenser les éventuelles lacunes de nos connaissances. Enfin, les incertitudes sont systématiquement étudiées et leurs effets potentiels sont examinés et pris en compte dans l'évaluation de la sûreté.

Les calculs déterministes et probabilistes sont jugés complémentaires et donc utilisés en parallèle dans la plupart des analyses de sûreté. Il est admis de faire des hypothèses conservatives lorsque l'on manque de données, qu'on connaît mal les phénomènes ou lorsque le milieu géologique est susceptible de présenter des caractéristiques encore inconnues. En général, les autorités de sûreté acceptent que l'on adopte des approches stylisées pour évaluer certains aspects des scénarios, par exemple lorsque les incertitudes sont difficiles à quantifier ou à circonscrire ou lorsqu'on connaît la probabilité d'occurrence d'un événement initiateur, sans pour autant savoir quand il risque de se produire. On citera à titre d'exemple l'évaluation des futures interventions humaines ou de l'évolution de la biosphère (AEN, 2006). Dans une modélisation stylisée, certains paramètres et hypothèses sont adoptés même si les connaissances scientifiques que l'on a ne permettent pas d'en confirmer la validité. Ainsi, bien que limités par la connaissance scientifique et souvent pessimistes, ces hypothèses et paramètres restent, jusqu'à un certain point, arbitraires. Toutefois, l'importance de la simplification est encore sujette à interprétation. Certains analysent des scénarios hypothétiques, par exemple, la défaillance d'une ou de plusieurs fonctions de barrière. Cependant, tous n'invoquent pas les mêmes arguments ni les mêmes points de vue pour justifier l'exclusion de ces scénarios de la liste des principaux facteurs de risque.

Pour gérer la diversité des points de vue sur les données ou les modèles, les répondants appliquent différentes stratégies, parmi lesquelles : demander l'avis d'une équipe d'évaluation de la sûreté qui soit indépendante des spécialistes qui ont établi la documentation scientifique ; établir des densités de probabilité pour représenter les diverses sources d'information à l'origine des valeurs des paramètres ; étudier des scénarios hypothétiques pour évaluer des modèles ou hypothèses alternatifs ; organiser des comités ou réunions d'experts ; demander à des experts externes d'examiner les données. Par-dessous tout, c'est l'élaboration du dossier de sûreté par itérations successives qui permet d'aplanir les divergences de points de vue : les contradictions sont en effet identifiées au plus tôt, ce qui laisse un délai suffisant pour obtenir des informations permettant de clarifier la situation.

### **2.4 Rôle de la biosphère**

Tous les répondants s'accordent à dire que, si la biosphère ne remplit aucune fonction de sûreté, ses propriétés doivent néanmoins être évaluées car elles ont une influence sur la façon dont une éventuelle contamination des eaux souterraines se propagerait dans l'environnement, ce que l'on a besoin de savoir. Certaines réglementations expliquent de façon assez précise comment traiter ce problème, par exemple en prescrivant des approches stylisées pour convertir en doses les relâchements dans la géosphère ou pour intégrer les futurs changements du climat ou des comportements humains.

## 2.5 Cohérence et exhaustivité de la base de connaissances

Les répondants sont également d'accord sur le fait que la description du concept de stockage – c'est-à-dire la description du système de stockage, de ses composants et de leurs fonctions de sûreté (y compris l'évaluation de leur mise en œuvre effective) – représente une part essentielle du dossier de sûreté. Selon la publication de l'AEN sur le dossier de sûreté, la présentation des données et des interprétations scientifiques doit, dans un dossier de sûreté, mettre l'accent sur les éléments qui montrent que la base de connaissances est cohérente, solidement fondée et adaptée à la décision pour laquelle est effectuée une évaluation de sûreté spécifique. Les méthodes d'évaluation, les modèles, les codes de calcul et les bases de données doivent également être présentés de façon claire et logique. Tous les répondants sont d'accord avec ces objectifs.

Pour démontrer la validité de l'interprétation scientifique, on peut recourir à :

- Des méthodes scientifiques classiques de contrôle de la qualité (par exemple, publication d'articles visés par un comité de lecture dans des revues scientifiques ou expertise indépendante des produits d'un travail technique).
- Des argumentations et preuves diversifiées : le choix des principales caractéristiques du système de stockage est justifié par un très vaste corpus de données, collectées lors d'expérimentations en laboratoire, d'études sur le terrain ou d'observations de systèmes naturels (dont des analogues naturels et archéologiques).
- Si possible, des données d'études démontrant que les conditions à la profondeur de stockage sont restées inchangées sur de très longues périodes ou qu'elles varient sous l'action de processus bien connus (ce qui prouve leur stabilité et leur prévisibilité).
- L'identification et l'évaluation systématiques des incertitudes, précisant leur importance relative pour la sûreté ainsi que les mesures adoptées pour les réduire ou de les supprimer.

On notera que les arguments employés reposent rarement sur un seul élément de preuve. C'est la succession logique des arguments, et non chaque argument individuel, qui importe. En effet, l'un des principaux objectifs est d'identifier un système géologique qui soit « raisonnablement » prévisible et stable. On admet que la plupart des systèmes géologiques évoluent au cours du temps. Pour démontrer la sûreté, il n'est pas nécessaire de connaître tous les détails de cette évolution potentielle ; en revanche, il faut pouvoir la circonscrire de façon rationnelle.

Pour démontrer que toutes les données scientifiques pertinentes ont bien été prises en compte, on peut recourir à :

- Une approche itérative permettant de préciser progressivement les modèles, les bases de données et les conclusions à mesure que l'on acquiert de nouvelles connaissances : cela consiste à revoir régulièrement les résultats et problèmes en suspens identifiés lors des itérations précédentes afin d'en vérifier l'importance et la validité d'intégrer les résultats de toutes les expertises techniques indépendantes passées et les connaissances acquises dans toutes les disciplines pertinentes.
- L'évaluation et la documentation systématiques des caractéristiques, événements et processus (FEP) et des interactions entre ces FEP afin d'identifier les besoins de modélisation.
- Des examens systématiques, à la fois en interne et par des experts ne participant pas directement à l'évaluation.
- Des initiatives internationales diverses comportant des échanges et discussions dans le cadre d'ateliers et de groupes de travail.

## 2.6 Contrôle de la fiabilité et de la plausibilité

L'évaluation des indicateurs de performances et de sûreté suppose de contrôler la fiabilité et la plausibilité du dossier de sûreté. Il existe des moyens bien établis de vérifier les différentes parties d'un dossier de sûreté. On peut notamment :

- Les valider en les comparant aux résultats d'expérimentations à grande échelle ou à des données collectées sur le terrain.
- Appliquer des procédures d'assurance qualité.
- Comparer les données aux résultats d'analyses effectuées suivant des approches simplifiées.
- Comparer les données aux résultats d'évaluations de sûreté indépendantes réalisées sur des systèmes identiques (ou comparables), s'il en existe.
- Recourir à des expertises ou participer à de divers types d'exercices internationaux.

Par ailleurs, la démarche itérative permettant d'affiner et de réviser progressivement le dossier de sûreté est un moyen de « tester » l'exhaustivité, l'homogénéité, la cohérence interne et la robustesse du dossier de sûreté dans son ensemble. L'identification systématique des fonctions de sûreté et la définition de critères applicables à ces fonctions – assorties d'un travail de documentation et de justification des processus et décisions – semble être une méthode importante, mais encore récente, appliquée pour hiérarchiser les problèmes selon leurs priorités, intégrer les informations et la compréhension scientifique, identifier les principales incertitudes et vérifier la sûreté à long terme du système de stockage.

Toutes ces actions concernent la « qualité de la compréhension scientifique sous-jacente ». Venant s'ajouter aux valeurs numériques calculées (dose ou risque, par exemple), la multiplication des raisonnements pour évaluer la sûreté permettra de se faire une idée plus fiable de la plausibilité des résultats. Ces preuves et argumentations complémentaires seront, par exemple, des observations de systèmes naturels démontrant que le site étudié peut rester sûr à des échelles de temps géologiques ou des études démontrant la faisabilité des structures ouvragées.

Certaines évaluations des gestionnaires de déchets prévoient des doses et/ou des risques qui atteignent ou dépassent les seuils acceptables – dans des scénarios d'évolution altérée ou d'autres cas peu probables ou à des horizons temporels très lointains. Toutefois, comme ces événements sont très incertains (et sachant qu'il y a des possibilités de les éviter ou d'en limiter les conséquences), la décision de les considérer comme inacceptables compte tenu de la réglementation passe par une appréciation subjective. D'autres indicateurs que la dose et le risque sont utilisés en complément, à des fins d'illustration surtout. Ces indicateurs sont choisis en fonction des mesures évoquées dans le cadre de divers forums internationaux et incluent notamment le flux de radionucléides (et les concentrations résultantes) dans la biosphère, le relâchement de radionucléides en sortie du système de stockage et la radiotoxicité des déchets. Certains pays proposent d'accorder davantage de poids à ces indicateurs dits « supplémentaires » ou « complémentaires ».

De l'avis général, il importe de démontrer que le système de stockage peut être mis en œuvre de façon fiable (c'est-à-dire sans s'écarter des valeurs calculées dans des proportions inacceptables du point de vue de la sûreté) et avec les technologies existantes. Selon les gestionnaires ayant répondu au questionnaire, cet objectif est le plus souvent atteint. Les éventuels défauts de fabrication ou de mise en œuvre sont pris en compte à des degrés qui varient principalement avec le concept de stockage, l'importance de ces défauts pour la sûreté et le niveau de détail auquel les procédés de fabrication et de mise en œuvre ont été élaborés et spécifiés. En général, la stratégie adoptée pour gérer les incertitudes restantes consiste à évaluer leur impact potentiel sur la sûreté puis, en fonction des résultats, à concevoir des plans pour lever les incertitudes liées à la sûreté grâce à des programmes de recherche et développement (R-D) continus, des études de site ou la conception du stockage, suivant les besoins.

## **2.7 Multiplication des preuves complémentaires**

Les analyses de la sûreté d'un stockage reposent sur un vaste corpus de données obtenues notamment dans le cadre d'importants programmes de caractérisation du site et de tests en laboratoire, d'analyses comparatives et de confirmation, d'études d'analogues naturels et archéologiques. En multipliant les méthodes, techniques et perspectives, les scientifiques et les ingénieurs acquièrent une plus grande conviction de la fiabilité des résultats des modèles et analyses, ce qui serait impossible sinon. Il importe de définir et d'effectuer les analyses indispensables à la constitution du dossier de sûreté pour que ces multiples preuves ressortent clairement et ne risquent pas de se perdre dans les rapports – qui peuvent être imposants et complexes – sur lesquels repose le dossier de sûreté. Ces questions seront développées à la section 3.4.2. On notera également que les éléments de preuves énumérés ci-dessus ne sont pas nécessairement totalement indépendants et peuvent même avoir des interconnexions.

## **2.8 Synthèse**

Certaines évaluations concluent que le niveau de confiance dans la sûreté du système de stockage proposé est suffisant pour justifier la décision de passer à l'étape suivante, planification ou mise en œuvre. D'autres évaluations devraient confirmer ces conclusions, lorsqu'il s'agira de présenter le dossier de sûreté pour justifier une décision, au moment du dépôt d'une demande d'autorisation par exemple. En outre, toutes les évaluations contiennent au moins des conclusions préliminaires concernant la sûreté.

## **2.9 Présentation du dossier de sûreté**

Les parties les plus complètes et les plus détaillées d'un dossier de sûreté sont généralement destinées à des scientifiques et souvent (selon l'état d'avancement du programme de développement du stockage) à l'autorité de sûreté pour qu'elle les examine. Le dossier de sûreté se compose habituellement d'un rapport de sûreté principal, s'appuyant sur d'importantes références, et d'un certain nombre de dossiers techniques plus détaillés et spécialisés. On notera que la plupart des autorités de sûreté ont publié, ou prévoient de publier, des documents expliquant comment elles entendent examiner le dossier de sûreté.

Le cas échéant, une synthèse du dossier de sûreté est, ou sera, présentée dans une étude d'impact sur l'environnement (EIE). Des résumés et brochures sont établis pour un public plus large. Seuls quelques répondants semblent accorder un rôle important à d'autres médias (infographie ou vidéo, par exemple) lorsqu'ils présentent le dossier de sûreté à des publics divers.

### **3. ÉVOLUTIONS RÉCENTES ET DIFFICULTÉS LIÉES À L'ÉLABORATION DES DOSSIERS DE SÛRETÉ**

Bien qu'il y ait une communauté de vues concernant la portée et la nécessité d'un dossier de sûreté, on note d'importantes différences d'utilisation ou d'interprétation et certains éléments nouveaux sont apparus dans les dossiers de sûreté les plus récents. Certaines questions sur lesquelles il y avait déjà consensus ont également beaucoup évolué.

#### **3.1 Généralités**

D'après les réponses au questionnaire et les conclusions de l'atelier, il existe certains éléments des dossiers de sûreté décrits dans la publication de l'AEN de 2004 qui évoluent encore et se développent, donnent lieu à des interprétations différentes ou ne sont pas encore très utilisés. D'autres éléments n'apparaissent pas dans cette publication ou vont plus loin. On peut ainsi identifier plusieurs thèmes qui évoluent et méritent d'être approfondis.

##### ***3.1.1 Éléments qui évoluent et se développent***

Plusieurs éléments du dossier de sûreté décrits dans la publication de l'AEN évoluent et se généralisent, mais les réponses au questionnaire ne permettent pas de déterminer si cette tendance est liée à l'évolution des points de vue et de la terminologie, ou aux progrès de l'élaboration des dossiers de sûreté. Ces éléments sont notamment les suivants :

- Application de procédures de validation des données (à savoir, sélection et analyse des données d'entrée et quantification des incertitudes sur à ces données).
- Utilisation de systèmes automatisés de gestion des connaissances pour gérer les gros volumes de données, pour garantir à toutes les parties prenantes l'accès aux informations dont elles ont besoin et pour identifier les lacunes des connaissances afin de hiérarchiser les priorités en matière de R-D.
- Élaboration de plans et d'outils de préservation des informations à très long terme.
- Élaboration de stratégies de choix du site et de conception du stockage prévoyant d'apporter les modifications finales à l'architecture de stockage en fonction des caractéristiques spécifiques de la formation hôte découvertes pendant les travaux de construction.
- Élaboration et application du concept de « fonctions de sûreté », à la fois par les gestionnaires de déchets et les autorités de sûreté.

##### ***3.1.2 Différences de stratégies de choix du site et de conception du stockage***

Les stratégies suivies dans les programmes nationaux pour le choix du site et la conception des stockages varient à plusieurs égards :

- Bien que l'on emploie normalement plusieurs barrières, la stricte application du principe de multiplication des barrières ne s'impose pas pour dans tous les programmes. On applique à la place le principe des fonctions multiples.

- Certains pays exigent l'emploi des « meilleures techniques disponibles » (MTD). Même lorsqu'il est appliqué, ce concept – comme celui de l'« optimisation » – est diversement interprété, bien qu'il soit généralement admis que les facteurs économiques et sociétaux doivent être dûment pris en considération, autrement dit que les décisions relatives à la conception doivent respecter les limites de ce qui est raisonnable.
- La plupart des gestionnaires de déchets prévoient des opérations de surveillance post-fermeture, mais cette surveillance n'est pas nécessairement considérée comme un élément fondamental du dossier de sûreté.
- Certains gestionnaires de déchets abordent la question de la récupérabilité, en particulier pour démontrer qu'elle est faisable, mais seuls quelques uns d'entre eux entreprennent de revoir leur concept de stockage pour faciliter la récupérabilité de façon radicale. Il est primordial, et cette exigence est clairement énoncée dans plusieurs législations nucléaires nationales que les mesures prises en faveur de la récupérabilité ne compromettent pas la sûreté à long terme. Dans certains programmes, la récupérabilité est jugée relever surtout de la sûreté de conception et d'exploitation. Sa prise en compte dans le dossier de sûreté dépendra alors de la façon dont la sûreté à long terme a déterminé la structure et la portée du dossier (voir section 3.3.4).

### ***3.1.3 Différences dans la mise en œuvre de la stratégie d'évaluation***

On observe également des différences au niveau de la mise en œuvre de certains éléments de la stratégie d'évaluation :

- La plupart des autorités de sûreté, mais pas toutes, acceptent que les scénarios d'intrusion humaine future soient traités séparément. Certaines évaluations, mais pas toutes, considèrent le risque couru par l'intrus.
- La majorité des gestionnaires de déchets se servent de plusieurs modèles conceptuels de comportement du site ou du stockage, mais l'importance à donner à ces modèles « alternatifs » est le fruit d'une concertation entre le gestionnaire et l'autorité de sûreté. En outre, certains gestionnaires affirment qu'avant les études de site, les arguments qualitatifs présentés dans le dossier de sûreté peuvent avoir plus de sens que les évaluations quantitatives des performances, en raison des fortes incertitudes qui peuvent exister concernant l'environnement géologique. Ces évaluations qualitatives sont alors utilisées pour circonscrire les incertitudes et identifier les données à collecter par le programme de caractérisation de site, puis pour guider la mise au point du concept de stockage et l'élaboration du dossier de sûreté aux étapes ultérieures.
- Bien que l'objectif fondamental d'un stockage en formation géologique soit de protéger les êtres humains et l'environnement à court et à long termes, on accorde une importance variable aux différentes fonctions de sûreté censées assurer cette protection. Certains programmes mettent l'accent sur les fonctions liées à la rétention des radionucléides. D'autres accordent la priorité aux fonctions de confinement (isolement) et en dérivent des fonctions de sûreté correspondant à la capacité du système d'assurer ce confinement. Dans une certaine mesure, cette différence d'appréciation dépend du concept de stockage et des propriétés de la roche hôte considérée.
- La transparence et la traçabilité sont toutes deux d'une importance capitale pour les dossiers de sûreté. D'une part, les arguments exposés dans le dossier de sûreté doivent être présentés de manière aussi transparente que possible, ce qui exige des descriptions claires, faciles à lire et relativement brèves. D'autre part, la traçabilité des décisions et des données impose une approche très détaillée qui peut aussi permettre d'évaluer les mérites relatifs des différents arguments et informations. Il est difficile de trouver le juste équilibre entre la transparence et



le souci de fournir des références détaillées. L'expérience nous apprend que cette difficulté peut être partiellement (mais pas toujours entièrement) surmontée grâce à la hiérarchisation de la documentation (voir section 3.4.3).

### ***3.1.4 Éléments encore peu utilisés***

Un seul répondant mentionne la possibilité d'aborder expressément la question de « la robustesse générale du stockage géologique » dans le dossier de sûreté. Il s'agit sans doute d'une question qui doit être examinée (ou l'a déjà été) dans le cadre de la politique nationale. Mais bien sûr, les analyses et les dossiers de sûreté doivent conduire à la conclusion que le stockage géologique est une stratégie de gestion sûre des déchets radioactifs.

D'après les réponses fournies, il y aurait peu de différence entre les arguments en faveur de la sûreté et de la confiance et les « arguments complémentaires », et l'on pourrait donc penser que la distinction n'est pas utile. Peu de répondants emploient l'expression « FEP de réserve », que l'AEN définit comme les caractéristiques, événements et processus « qui sont actuellement omis par mesure de prudence, mais pour lesquels des perspectives encourageantes d'avancées dans l'interprétation scientifique, les modèles et des données donnent à penser qu'ils pourraient être pris en compte à un stade ultérieur du programme de dépôt » (AEN, 2004), même si c'est effectivement l'approche globalement prudente de l'évaluation de la sûreté qui est utilisée.

### ***3.1.5 Éléments nouveaux ou allant plus loin que ceux décrits dans l'ouvrage de l'AEN***

Certains éléments des dossiers de sûreté vont au-delà de ceux décrits par l'AEN, ou ne sont pas approfondis dans sa publication. En voici quelques exemples notables :

- Synthèse des connaissances géologiques, c'est-à-dire évaluation et synthèse de données recueillies dans plusieurs disciplines des géosciences, notamment la géologie structurale, l'hydrogéologie et la géochimie, et aboutissant à la constitution d'un modèle intégré de la géosphère, conforme aux connaissances acquises de manière interdisciplinaire sur le site et son histoire. De plus en plus d'acteurs de la communauté internationale reconnaissent la valeur d'une telle analyse intégrée de la géosphère. Cependant, son format et sa présentation varient selon les répondants.
- Prise en compte des phases de construction et d'exploitation. De l'avis général, il convient de prendre en compte ces phases, au moins dans une certaine mesure, pour définir l'état initial de la phase de post-fermeture. À l'aide de méthodologies similaires à celles qu'ils appliquent aux étapes post-fermeture, certains gestionnaires de déchets procèdent actuellement à un examen plus approfondi des processus et altérations thermiques, mécaniques, hydrauliques et chimiques intervenant pendant la construction et l'exploitation. Cependant, il n'y a consensus ni sur la démarche à adopter, ni sur l'importance de cet examen pour la sûreté post-fermeture (ni, si cet examen est effectivement important, sur la nécessité de l'inclure dans le dossier de sûreté à long terme). Quelques gestionnaires ont déjà intégré à leur dossier de sûreté une évaluation préliminaire de la sûreté en exploitation (réalisée au moyen de méthodes classiques).
- Intégration des travaux et, en particulier, liens entre l'évaluation de la sûreté, les programmes d'ingénierie et de recherches.
- Soumission d'un nombre important d'articles à des revues scientifiques ou d'autres publications de spécialistes afin d'asseoir les principales argumentations sur des points fondamentaux en démontrant qu'elles sont jugées crédibles et acceptables par la communauté scientifique dans son ensemble.

### 3.1.6 Thèmes qui évoluent

L'analyse des réponses au questionnaire et des conclusions de l'atelier INTESC montre que certains aspects des dossiers de sûreté sont actuellement en pleine évolution. Ces aspects s'articulent autour de trois thèmes :

- **Stratégie de sûreté et d'évaluation.** On assiste actuellement à l'évolution de plusieurs aspects de la stratégie de sûreté et d'évaluation – c'est-à-dire l'approche de haut niveau appliquée pour assurer la sûreté du stockage et analyser le système considéré. On note aussi d'importantes évolutions au niveau de l'utilisation des fonctions de sûreté, des méthodes d'intégration, de l'application des procédures d'assurance-qualité, de la gestion et du traitement des incertitudes, de la description de la géosphère (synthèse des connaissances géologiques, par exemple) et de l'application d'indicateurs autres que la dose et le risque.
- **Relation entre la sûreté à long terme et les phases de conception, de construction et d'exploitation.** Deux des éléments fondamentaux d'un dossier de sûreté sont l'établissement des bases de conception et l'évaluation des conséquences des phases de conception, de construction et d'exploitation sur la sûreté à long terme. Le dossier de sûreté doit, d'une part, établir les objectifs de sûreté à long terme et les spécifications de conception et, d'autre part, démontrer que la conception et la construction effective du dépôt satisfont ces exigences. Ces questions sont de plus en plus étudiées puisque de nombreux programmes approchent aujourd'hui de la phase de mise en œuvre.
- **Autres déterminants de la confiance dans la sûreté.** Le questionnaire INTESC traite un grand nombre d'exigences techniques, scientifiques ou documentaires qu'il convient de respecter pour établir, ou du moins ne pas compromettre, la confiance dans un dossier de sûreté. Mais il existe plusieurs autres moyens de renforcer la confiance. Ces moyens n'ont pas été abordés de façon exhaustive dans le questionnaire INTESC et les réponses obtenues, car ils ne sont pas systématiquement mis en œuvre dans les dossiers de sûreté actuels. Cependant, leur développement se poursuit, et l'atelier INTESC leur a consacré une partie de ses discussions. Ces facteurs de confiance supplémentaires pourraient jouer un rôle important dans les futurs dossiers de sûreté.

## 3.2 Stratégie de sûreté et d'évaluation

On assiste actuellement à l'évolution de plusieurs composants de la stratégie de sûreté et d'évaluation – c'est-à-dire l'approche de haut niveau appliquée pour assurer la sûreté du stockage et analyser le système considéré. Comme expliqué plus haut, on note d'importantes évolutions au niveau de l'utilisation des fonctions de sûreté, des stratégies d'intégration, de l'application des procédures d'assurance qualité, de la gestion et du traitement des incertitudes, de la description de la géosphère (synthèse des connaissances géologiques, par exemple), et de l'application d'indicateurs autres que ceux de dose et de risque.

### 3.2.1 Fonctions de sûreté

La synthèse des réponses au questionnaire (voir annexe A) montre qu'il est de plus en plus souvent fait appel au concept de fonction de sûreté, dérivé des concepts de confinement, de rétention et d'isolement inhérents à la stratégie du stockage géologique.

L'objectif fondamental de la gestion à long terme des déchets radioactifs est de protéger l'homme et l'environnement des risques associés à ces déchets. À l'issue de la mise dépôt, le confinement passif des déchets est assuré sur une très longue période par de multiples fonctions de sûreté à long terme qui ne nécessitent pas d'intervention humaine.

De précédentes évaluations des principes de sûreté appliqués au stockage géologique ont démontré qu'il est impossible d'appliquer au sens strict le principe d'un système de barrières multiples au stockage des déchets radioactifs (voir AEN, 2002, par exemple). De l'avis général, il ne s'agit pas seulement d'installer des barrières physiques successives entre la biosphère et les déchets radioactifs : il pourrait être plus pertinent de considérer les fonctions de sûreté qui doivent être assurées en choisissant le site de stockage et les composants du dépôt.

Plusieurs dossiers ou évaluations de sûreté récents utilisent de manière plus élaborée les « fonctions de sûreté » à des fins méthodologiques. Ces nouvelles méthodes consistent généralement à décomposer les fonctions de haut niveau et bien connues que sont le confinement, l'isolement et la rétention, en fonctions ou spécifications plus détaillées applicables à des composants spécifiques du système de stockage, par exemple les colis. Ces fonctions de sûreté détaillées sont employées pour structurer l'analyse, élaborer des scénarios, gérer les incertitudes et obtenir un retour d'information sur la conception du stockage. Cependant, leur définition et leur rôle varient considérablement, y compris dans les dossiers de sûreté qui leur accordent une place de choix. Nous allons analyser ci-après certains aspects de cette nouvelle tendance.

### 3.2.1.1 Définitions des fonctions de sûreté

Les dossiers de sûreté ne définissent pas toujours le terme « fonction de sûreté » de la même façon. Les définitions qui concernent les fonctions de haut niveau se réfèrent souvent à des propriétés générales du système de stockage dans son ensemble. C'est le cas, par exemple, de la règle fondamentale de sûreté française et des prescriptions de sûreté WS-R-4 de l'AIEA (voir encadré 3.1) ; les prescriptions de l'AIEA établissent également qu'une fonction de sûreté peut être remplie par une propriété ou un processus physique ou chimique qui contribue à la sûreté.

#### Encadré 3.1. Rôle des fonctions de sûreté dans les prescriptions de sûreté de l'AIEA sur le stockage géologique des déchets radioactifs, WS-R-4 (IAEA, 2006)

« 3.26 Les barrières naturelles et ouvragées doivent être sélectionnées et conçues de telle sorte que la sûreté post-fermeture soit assurée par plusieurs fonctions de sûreté. En d'autres termes, la sûreté doit être assurée par de multiples barrières dont les performances dépendent de processus physiques et chimiques différents. La performance globale d'un système de stockage géologique ne doit pas indûment dépendre d'une seule barrière ou fonction. »

« 3.27 Une barrière est une entité physique, par exemple la matrice, le colis, le matériau de remblayage ou la formation hôte. Une fonction de sûreté peut être remplie par une propriété ou un processus physique ou chimique qui contribue à la sûreté, par exemple : l'imperméabilité aux fluides ; des vitesses limitées de corrosion, de dissolution ou de lixiviation ; une bonne capacité de rétention, etc. »

« 3.30 L'objectif de confinement des déchets radioactifs nécessite de concevoir un système qui minimise le relâchement des radionucléides. »

« 3.33 L'isolement désigne le fait de maintenir les déchets et leurs dangers éloignés de la biosphère, dans un environnement de stockage qui assure une séparation physique substantielle entre les déchets et la biosphère, qui rende difficile l'accès des personnes aux déchets sans capacités techniques spécifiques et qui ralentisse très fortement la migration de la plupart des radionucléides à vie longue. L'isolement est une propriété intrinsèque du stockage géologique. »

Les définitions des fonctions de sûreté de niveau inférieur peuvent être directement liées aux propriétés des barrières ou des composants du stockage. Ces propriétés peuvent être considérées comme des « indicateurs de performance » (voir section 3.2.5) si elles ne se rapportent pas directement à un aspect spécifique de la sûreté. Par exemple, la description des fonctions de sûreté du « Dossier 2005 Argile » de l'Andra (Andra, 2005) constitue un moyen formalisé de ventiler la connaissance que l'on a du système de stockage en une série d'« actions » contribuant à la sûreté. Chaque fonction est

caractérisée par : un niveau de performance, la période pendant laquelle elle doit s'exercer ainsi que le ou les composants qui doivent l'assurer (voir figure 3.1). Il est possible de définir des indicateurs pour évaluer comment chaque composant s'acquitte de sa fonction. De son côté, dans son évaluation de sûreté SR-Can (SKB, 2006), SKB définit une fonction de sûreté comme l'action par laquelle un composant d'un stockage contribue à la sûreté. L'une des fonctions de sûreté usuelles, citée dans l'évaluation SR-Can mais aussi dans de nombreux autres programmes, est la capacité d'un colis de faire obstacle à la corrosion. La figure 3.2 contient une liste des fonctions de sûreté utilisée au cours de l'évaluation SR-Can. D'autres questionnaires de déchets recourent à une terminologie quelque peu différente pour décrire une approche conceptuelle analogue. Par exemple, l'Ondraf/Niras (Lalieux *et al.*, 2007) fait référence à des « postulats relatifs à la sûreté et la faisabilité ». Ils sont établis et structurés de manière descendante, c'est-à-dire que l'on passe des plus généraux (niveau supérieur) aux plus spécifiques (niveau inférieur). Les postulats de niveau inférieur décrivent souvent des propriétés ou critères de performance clés que le système doit respecter si l'on veut pouvoir établir des rapports de niveau supérieur sur des objectifs de sûreté plus vastes que le système que le système doit atteindre. Dans le programme américain de stockage du combustible usé et des déchets de haute activité, on utilise l'expression « fonction de barrière » pour désigner les fonctions de sûreté de niveau inférieur car elles nécessitent généralement d'évaluer des indicateurs de performances ; en dépit de ces différences de terminologie, la finalité et l'application sont similaires : évaluer et illustrer la contribution d'un composant ou processus au bon fonctionnement du système.

Figure 3.1. Exemple tiré du « Dossier 2005 Argile » de l'Andra :  
fonction de sûreté en phase de post-fermeture

La fonction de sûreté fondamentale « protéger l'être humain et l'environnement des risques associés à la dissémination des radionucléides » peut être décomposée en trois fonctions de sûreté de haut niveau, autour desquelles s'articule l'évaluation de la sûreté à long terme : (i) s'opposer à la circulation d'eau, (ii) limiter le relâchement des radionucléides et les immobiliser dans le stockage, et (iii) retarder et atténuer la migration des radionucléides dans l'environnement.

- « S'opposer à la circulation d'eau »
  - Limiter le débit d'eau.
  - Correspond à l'exigence resaturation des scellements.
  
- « Limiter le relâchement des radionucléides et les immobiliser dans le stockage » :
  - Maîtriser le flux thermique (déchets de type C et combustible usé) pendant la phase thermique initiale.
  - Correspond à l'exigence de protéger les colis de déchets de l'eau et de les placer dans des conditions physiochimiques favorables (pH, etc.)
  
- « Retarder et atténuer la migration des radionucléides »
  - Maîtriser le flux de radionucléides dans le milieu géologique.
  - Agir après un relâchement de radionucléides dans le milieu géologique.
  - Correspond aux exigences concernant les propriétés de transports et la vitesse de migration par diffusion.

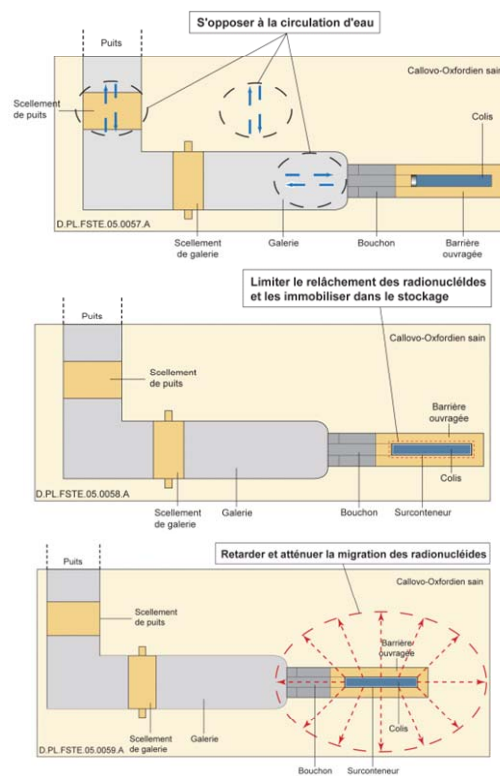
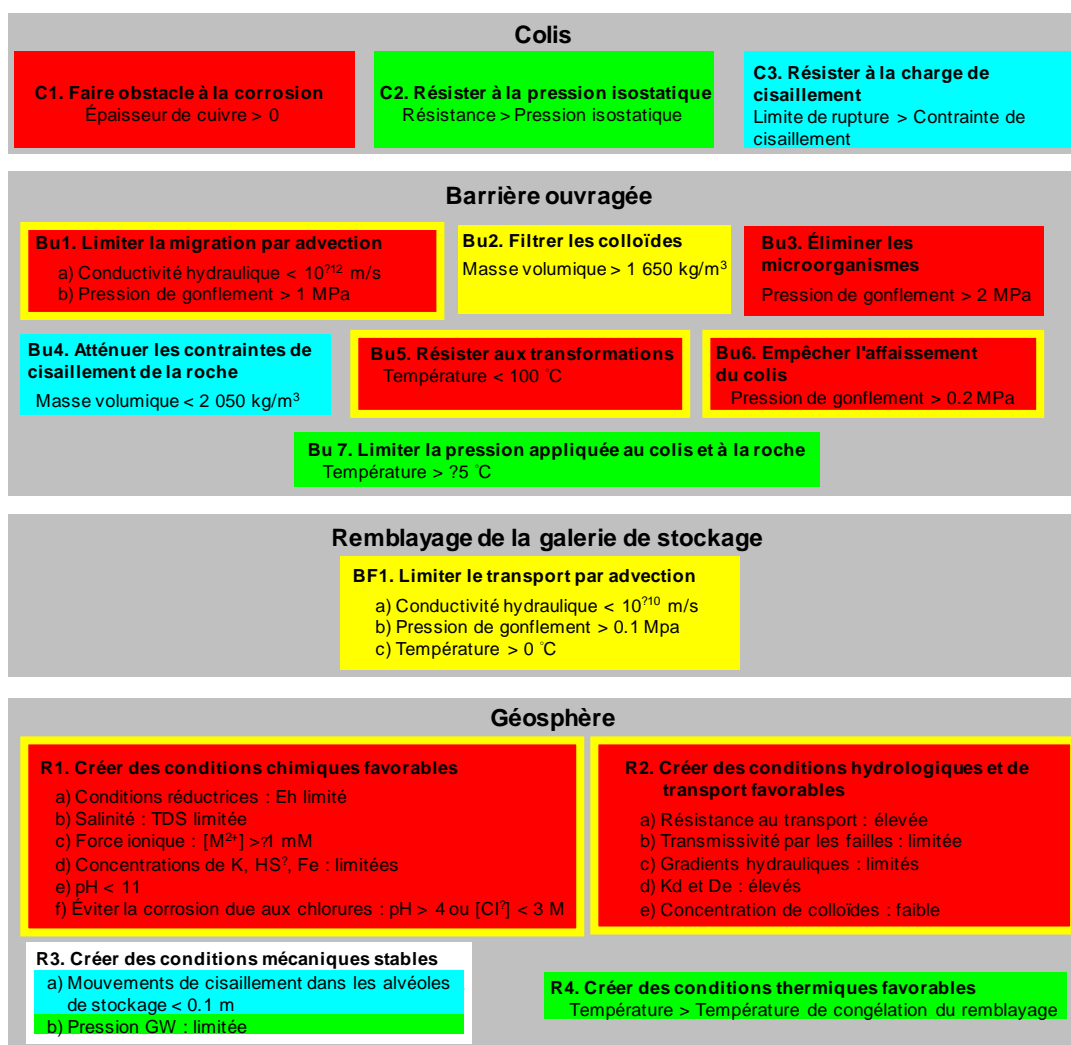


Figure 3.2. **Fonctions de sûreté (en gras), indicateurs de sûreté et critères de performance des fonctions de sûreté, tels que décrits dans l'évaluation SR-Can (pour la définition des termes, voir encadré 3.2) [SKB, 2006]**

Lorsqu'il est impossible de définir des critères quantitatifs, on utilise des termes tels que « élevé », « faible » et « limité » pour désigner les valeurs que les indicateurs de sûreté doivent atteindre. Les codes de couleur illustrent la façon dont les fonctions contribuent aux fonctions de sûreté du colis C1 (rouge), C2 (vert) ou C3 (bleu) ou au retard (jaune). Les fonctions qui contribuent à la fois à C1 (barrière contre la corrosion) et au retard sont représentées sur fond rouge encadré de jaune.



Les différences observées dans la définition et l'application des fonctions de sûreté s'expliquent par la diversité des méthodes employées pour faire la démonstration de la sûreté – qui, elles mêmes, sont le reflet de la variété des réglementations nationales et, plus important encore, des concepts de stockages qui emploient divers moyens employés pour assurer la sûreté. À l'évidence, il ne serait pas raisonnable de chercher à harmoniser dans le détail les usages des fonctions de sûreté. Il convient plutôt, comme c'est le cas souvent lorsque les pratiques varient avec le dossier de sûreté, de définir clairement les termes en fonction du contexte dans lequel ils sont utilisés. Les gestionnaires de déchets pourraient même avoir intérêt à procéder à une mise en contexte de leurs définitions par rapport à l'usage qui est fait des mêmes termes dans d'autres programmes/dossiers de sûreté et à en expliquer les différences. L'encadré 3.2 donne des exemples de définitions de termes liés aux fonctions de sûreté.

### Encadré 3.2 Exemples de définitions de termes relatifs aux fonctions de sûreté

#### A. « Dossier 2005 Argile » de l'Andra (Andra, 2005)

- Les fonctions de sûreté sont un moyen formalisé de décomposer la compréhension globale du système de stockage en une série d'« actions » qui contribuent à la sûreté du stockage. Ces actions sont accomplies par les composants du stockage, les opérateurs ou les dispositions organisationnelles en place. Les fonctions de sûreté sont définies pour chaque phase de la vie du stockage : il est fait une différence entre la phase d'exploitation et la phase post-fermeture.
- La notion de fonctions de sûreté multiples constitue une généralisation de la notion de barrières multiples. Les fonctions peuvent être redondantes, c'est-à-dire avoir le même effet et être capables de se substituer les unes aux autres, mais elle sont la plupart du temps complémentaires, contribuant conjointement à la réalisation des objectifs de sûreté : la perte d'une fonction conduit alors à une dégradation du niveau sûreté, mais cette perte peut être acceptable du fait du maintien des autres fonctions.

#### B. Évaluation SR-Can de SKB (SKB, 2006)

- Une fonction de sûreté est l'action par laquelle un composant d'un stockage contribue à la sûreté. Exemple : le colis doit résister à la pression isostatique.
- Un indicateur de sûreté est une propriété mesurable ou calculable d'un composant de stockage, qui indique dans quelle mesure est assurée une fonction de sûreté. Exemple : la contrainte isostatique dans le colis.
- Un critère de performance d'une fonction de sûreté est une limite quantitative que l'indicateur de sûreté doit respecter pour que la fonction de sûreté correspondante soit assurée. Exemple : contrainte isostatique < pression d'effondrement isostatique. Dans l'idéal, le critère doit être respecté pendant toute la période retenue pour l'évaluation.

#### C. Ondraf/Niras (Lalieux *et al.*, 2007)

- Postulat relatif à la sûreté de niveau supérieur : le système de stockage respecte les exigences réglementaires applicables et les principes généraux de la sûreté à long terme.
- Éléments fournis pour justifier le postulat relatif à la sûreté de niveau supérieur : conclusions d'une évaluation de sûreté officielle, comprenant les résultats d'analyses quantitatives des doses ou des risques pour un large éventail de scénarios d'évolution ; preuves de la réalisation des différentes fonctions de sûreté à long terme relatives au confinement et à la rétention que le stockage est censé assurer, et éléments de preuve concernant la dilution et la dispersion de contaminants relâchés du stockage dans la biosphère ou les aquifères.
- Éléments de preuve : postulats concernant les propriétés du système de stockage. Par exemple, pour le confinement et la rétention : faible perméabilité, structure homogène et fin des pores et conditions géochimiques favorables dans l'argile de Boom.

L'identification des fonctions de sûreté pose notamment la question de savoir si l'ensemble de fonctions obtenu est complet. Vérifier si cet ensemble est complet au sens où il rend compte de tous les aspects pertinents de la sûreté n'est réalisable que par référence à l'usage que l'on compte faire de ces fonctions dans le dossier de sûreté (qui, comme on l'a vu, dépend de l'état d'avancement du programme du stockage et du dossier de sûreté). Pour ce faire, on peut recourir à une méthode systématique et structurée d'identification des fonctions de sûreté prenant appui sur la stratégie globale de sûreté et sur les fonctions de sûreté conceptuelles ou de haut niveau. Au bout du compte, il est impossible de prouver que l'ensemble est complet bien que l'on puisse confirmer et vérifier l'exhaustivité des fonctions de sûreté par diverses méthodes (selon l'usage prévu des fonctions), parmi lesquelles l'examen des fonctions compte tenu des processus à long terme connus et des listes de FEP publiées à l'échelle internationale.

### 3.2.1.2 Indépendance et complémentarité des fonctions de sûreté

La définition des « fonctions de sûreté » proposée par l'Andra met l'accent sur plusieurs points importants qui valent pour tous les programmes. En premier lieu, la notion de fonctions de sûreté multiples élargit la notion de barrières multiples puisqu'elle approfondit les diverses actions qui contribuent au respect des objectifs de sûreté et, ce qui n'est pas vrai dans le cas des barrières multiples, ces « actions » peuvent être réalisées non seulement par les composants du stockage, mais aussi par leurs propriétés spécifiques, par des opérateurs, par des dispositions prises en matière d'organisation ou par une combinaison de ces éléments. Ces fonctions peuvent être redondantes, c'est-à-dire avoir le même effet et pouvoir se substituer les unes aux autres, mais la plupart sont complémentaires et contribuent ensemble à la réalisation des objectifs de sûreté. La perte d'une fonction peut ainsi entraîner la baisse du niveau sûreté, mais cette perte est acceptable si les autres fonctions sont maintenues.

Au niveau le plus haut, les fonctions de confinement et de retard (ou de rétention) peuvent être considérées comme complémentaires. Autrement dit, elles contribuent chacune à la sûreté de manière indépendante mais déterminent ensemble le niveau global de la sûreté. De plus, la seconde garantit la sûreté si la première n'est plus (ou plus que partiellement) assurée. Ces fonctions sont dites indépendantes au sens où elles reposent sur des principes différents. Cependant, elles ne sont pas totalement indépendantes puisque certains facteurs influant sur le confinement (conditions géochimiques, par exemple) peuvent aussi avoir un impact sur la solubilité, la spéciation et le retard. C'est pourquoi, la modification d'un seul facteur peut affecter plus d'une fonction de sûreté.

Si l'on considère des fonctions de sûreté plus détaillées, la situation se complique. Dans un système où un colis remplit une fonction de confinement, il peut exister plusieurs modes de défaillance de ce colis, ayant diverses causes mécaniques ou chimiques. On peut alors définir des fonctions de sûreté subordonnées à la fonction de confinement qui permettent d'éviter ces modes de défaillance. Par exemple, dans le concept de stockage KBS-3, les colis doivent faire office de barrière à la corrosion, résister à la pression isostatique et résister à la charge de cisaillement (voir figure 3.2). Toutes ces sous-fonctions doivent être assurées pour que la fonction d'isolement de niveau supérieur le soit. Cet exemple est une illustration du cas où plusieurs fonctions subordonnées doivent être réalisées pour que la fonction de niveau supérieur le soit aussi. On notera également que le confinement est souvent considéré comme une fonction à deux états, assuré ou non. Toutefois, à l'échelle de l'ensemble des colis d'un stockage, le confinement peut être partiel s'il est assuré pour un sous-groupe de colis uniquement.

En poursuivant l'analyse du concept de stockage KBS-3, on note qu'un certain nombre de sous-fonctions contribuent à remplir la fonction de barrière à la corrosion : avec un conteneur revêtu entièrement de cuivre, on a la preuve absolue de la présence d'une barrière à la corrosion, mais plusieurs autres facteurs contribuent aussi à minimiser la corrosion, parmi lesquels un transport par advection limité dans la barrière ouvragée, des conditions de transport favorables dans la formation hôte et de faibles concentrations de substances corrosives dans l'eau souterraine. Tous ces facteurs sont exprimés sous la forme de fonctions subordonnées à la fonction de barrière à la corrosion du colis, elle-même subordonnée à la fonction de confinement. Ces sous-fonctions qui se rapportent aux conditions dans la barrière ouvragée et dans la roche hôte sont complémentaires, au sens où elles contribuent individuellement à créer les conditions nécessaires à l'existence d'une barrière à la corrosion mais elles déterminent ensemble la vitesse de corrosion du colis. (Les conditions de transport dans la roche-hôte sont, à leur tour, fonction d'un certain nombre de sous-facteurs.)

Considérons un autre exemple tiré du « Dossier 2005 Argile » de l'Andra. L'une des fonctions du stockage est de retarder et d'atténuer la migration des radionucléides vers l'environnement. Les facteurs qui contribuent à limiter la migration des radionucléides dissous dans l'eau sont les écoulements où la diffusion est le mécanisme de transport dominant, la dispersion et la rétention dans la formation hôte. On exploite à cet effet les propriétés favorables de l'argile-hôte : faible perméabilité, faible coefficient de

diffusion et bonne capacité de rétention. En complément, la migration des radionucléides peut être retardée à l'intérieur de certains composants du stockage. Les radionucléides qui pourraient être libérés hors de la formation hôte se disperseront, à long terme, dans les formations géologiques encaissantes avant d'atteindre l'environnement accessible à l'homme. Le remblayage n'est pas considéré comme une « barrière », du moins en ce qui concerne le transport des radionucléides par l'eau. (Il remplit néanmoins d'autres fonctions : en particulier, il contribue à la résistance mécanique de la roche et fait obstacle à toute tentative d'intrusion dans le centre de stockage après sa fermeture.)

Dans ces deux exemples, le fait qu'un composant ne puisse plus correctement assurer sa fonction ne signifie pas nécessairement que la sûreté du stockage soit compromise, puisque d'autres composants complémentaires peuvent aussi contribuer à cette fonction. En outre, il peut exister des fonctions « latentes », c'est-à-dire qui ne sont mobilisées qu'en cas de défaillance (souvent partielle) d'une autre fonction. Par exemple, la fonction de confinement de la matrice de déchets est latente tant que l'eau n'atteint pas cette matrice – c'est-à-dire tant que le conteneur la protège. Grâce aux fonctions latentes, on peut garantir et démontrer la sûreté y compris en cas de perte accidentelle de fonctions (par exemple, dans ce cas, une perte d'étanchéité du conteneur).

La complémentarité des sous-fonctions apparaît souvent lorsqu'on analyse la fonction de retard (ou de rétention) de façon plus approfondie. Étant donné les interactions et les fonctions multiples auxquelles peut participer simultanément un composant, il y a rarement redondance véritable dans un système de stockage en formation géologique – c'est-à-dire duplication de fonctions ou composants jouant exactement le même rôle pour la sûreté, de sorte que l'un puisse être considéré comme strictement ou uniquement redondant par rapport à l'autre. Néanmoins, il est fréquent qu'une fonction de sûreté de niveau supérieur puisse être assurée même si toutes ses sous-fonctions sont partiellement inopérantes (ou leurs indicateurs non vérifiés). Cette caractéristique contribue à renforcer la confiance dans la robustesse et la résilience du système.

### *3.2.1.3 Relation entre la sûreté globale et les différentes fonctions de sûreté*

Il importe de rappeler qu'on ne peut déterminer la façon dont la sûreté et la robustesse globales du système évoluent au cours du temps qu'en procédant à une évaluation intégrée de toutes les fonctions de sûreté de ce système. Les mesures de la sûreté globale d'un système sont normalement des critères réglementaires de risque ou de dose à respecter. Comme on l'a vu dans les exemples ci-dessus, la sûreté globale peut être garantie malgré la perte d'une ou de plusieurs sous-fonctions de sûreté, tant que les critères de conformité du système, en termes de dose ou de risque, par exemple, sont satisfaits.

### *3.2.1.4 Utilisation des fonctions de sûreté*

La finalité et les modalités d'application des fonctions de sûreté varient selon les gestionnaires de déchets. Les fonctions de haut niveau telles que le confinement et la rétention orienteraient la mise au point du concept de stockage par le haut, tandis que les fonctions et indicateurs de niveau inférieur serviraient de points de départ aux approches ascendantes. Les fonctions de sûreté peuvent notamment être utilisées aux fins suivantes :

- Servir de principes supérieurs (confinement, isolement, rétention) guidant la conception du stockage et le choix du site.
- Identifier les principales thématiques d'une évaluation de sûreté.
  - On peut en trouver des exemples dans le rapport provisoire de SKB sur l'évaluation du SR-Can (SKB, 2004), dans le rapport de faisabilité de l'Andra établi pour le « Dossier 2005 Argile » (Andra, 2005) et dans le rapport de la Nagra sur l'argile à Opalinus (Nagra, 2003).



- Structurer les dossiers de sûreté.
  - Dans l'évaluation du SR-Can (SKB, 2006), un scénario principal est analysé sur plusieurs échelles de temps, et les analyses effectuées pour chaque période comportent un état structuré de toutes les fonctions de sûreté pertinentes.
  - Le « Dossier 2005 Argile » de l'Andra consacre un chapitre aux fonctions de sûreté des deux phases, la phase d'exploitation et la phase post-fermeture. Les résultats sont ensuite utilisés comme données d'entrée aux étapes suivantes de l'évaluation de sûreté (évaluations des performances, gestion des incertitudes et évaluations des scénarios).
- Définir des scénarios.
  - Il s'agit d'un usage important des fonctions de sûreté dans l'évaluation du SR-Can. Pour sélectionner des scénarios, SKB a analysé un ensemble complet de fonctions de sûreté puis identifié les différents scénarios susceptibles de causer la perte de chacune de ces fonctions. Cette approche descendante a été complétée par une approche ascendante, fondée sur les FEP, consistant à identifier tous les facteurs qui pouvaient contribuer à la perte des fonctions de sûreté.
  - Dans le « Dossier 2005 Argile » de l'Andra, l'analyse qualitative de sûreté du stockage (AQS) permet de définir des scénarios à partir d'une analyse des fonctions de sûreté et d'une analyse phénoménologique des situations de stockage (APSS). L'AQS a pour objectif d'identifier les incertitudes – liées aux caractéristiques des composants, à leur évolution ou aux interactions entre les composants – qui pourraient (i) modifier la capacité d'un composant d'assurer une fonction de sécurité, (ii) influencer sur la capacité d'un autre composant de remplir une fonction de sûreté, (iii) modifier l'environnement d'un composant de telle manière que ses fonctions de sûreté soient altérées. Un examen est ensuite mené pour confirmer que les principales incertitudes sont correctement prises en compte dans la conception et la modélisation du stockage. À cet effet, on détermine si les effets potentiels des incertitudes sur les fonctions de sûreté sont couverts par le scénario d'évolution normale (SEN) ou par l'un des quatre scénarios d'évolution altérée (défaut de scellements ; défaut de colis ; forage intrusif ; performances très dégradées de plusieurs fonctions de sûreté). Si ce n'est pas le cas, un nouveau code de calcul est créé et exécuté. Des analyses qualitatives spécifiques d'événements externes ont également été réalisées.
- Orienter les travaux de R&D et déterminer les priorités en la matière.
  - Pour planifier le développement du stockage, le gestionnaire de déchets belge a tout d'abord énoncé des postulats concernant la sûreté et la faisabilité (Lalieux *et al.*, 2007). On peut considérer que l'un des objectifs majeurs de la R-D est d'acquérir la base nécessaire à l'évaluation – notamment les données sur le site, la conception du stockage et la mise en œuvre des procédures – indispensables pour faire la démonstration de la validité de ces postulats. Une évaluation des informations sur lesquelles s'appuient ces postulats à une étape donnée du programme, permet de classer par ordre de priorités les travaux de R-D à entreprendre aux étapes ultérieures.
- Orienter la conception du stockage.
  - L'Andra se sert des fonctions de sûreté pour mettre au point la conception technique du stockage. Les fonctions de sûreté qui permettent d'identifier de manière systématique les facteurs jugés nécessaires à la sûreté post-fermeture relient les objectifs de sûreté et les caractéristiques et processus essentiels aux fonctions de sûreté à des solutions techniques capables de remplir ces fonctions. De nombreuses caractéristiques de la conception du stockage de l'Andra ont été sélectionnées ou affinées afin de participer à ces fonctions de sûreté principales, notamment la section quasi-circulaire et les dimensions des ouvrages, la topologie en cul-de-sac, l'utilisation de scellements à faible perméabilité, le remblayage de toutes les galeries et le choix des matériaux (béton, acier, argile et bentonite).

L'utilité potentielle des fonctions de sûreté dépend du concept de stockage et doit être évaluée en fonction de ce concept spécifique. La définition et l'application des fonctions de sûreté sont plus faciles lorsque l'un des composants principaux du concept est bien défini, par exemple le conteneur en cuivre dans le concept KBS-3 et la formation argileuse dans les concepts belge, français et suisse.

L'emploi de fonctions de sûreté – et l'importance qui peut leur être accordée dans une évaluation de sûreté – dépend également de la compréhension scientifique du système analysé. Pour pouvoir définir un ensemble complet de fonctions de sûreté détaillées – et notamment leurs critères de performances – il faut disposer d'un volume considérable de données recueillies généralement au fil de travaux de R-D ciblés menés sur le site de stockage envisagé. C'est pourquoi, le niveau de détail et le mode d'utilisation des fonctions de sûreté reflètent la maturité des connaissances scientifiques et peuvent évoluer à mesure que progresse l'élaboration du concept de stockage et du dossier de sûreté. Si les fonctions de sûreté jouent un rôle essentiel dans le dossier de sûreté (pour la sélection du scénario ou l'identification de critères de conception, par exemple), il importe de démontrer clairement comment elles ont été établies. Par conséquent, il pourra être impossible d'utiliser les fonctions de sûreté pour le choix des scénarios aux tout débuts de l'élaboration d'un concept de stockage si les rôles relatifs des composants du stockage n'ont pas encore été définis, au moins au sens large. Cela expliquerait en partie pourquoi l'usage des fonctions de sûreté s'est imposé avec tant de force les évaluations de sûreté de concepts bien établis tels que le KBS-3 suédois ou les concepts de stockage en formation argileuse étudiés en France et en Belgique. Si le programme vient juste de démarrer, il peut néanmoins être important et utile d'identifier les fonctions de sûreté car cette démarche permet de structurer l'acquisition d'une compréhension du système et d'identifier les principales incertitudes et thèmes de recherche.

#### *3.2.1.5 Quantification des fonctions de sûreté*

On utilise parfois des critères quantitatifs pour déterminer si des fonctions de sûreté spécifiques sont assurées. Les fonctions de sûreté supérieures telles que le confinement et la rétention peuvent être considérées comme des principes fondamentaux souvent adoptés comme principes directeurs pour la conception du stockage, le choix du site, etc. En revanche, les fonctions de sûreté inférieures sont plus directement liées à des concepts et composants particuliers du stockage : il est donc plus facile de les définir par des critères quantitatifs. Selon la définition des fonctions, la façon dont elles sont exprimées dans l'évaluation de sûreté et leur importance pour la sûreté globale à long terme, il sera ou non possible (et utile) d'établir ces critères quantitatifs.

Le programme suédois a défini, pour un certain nombre de fonctions, des indicateurs numériques et, lorsque c'était possible, les critères associés (en général, des valeurs maximales ou minimales). Par exemple, l'une des fonctions de sûreté de la roche hôte du KBS-3 est de fournir un environnement chimique propice au stockage. On déduit de cette spécification générale que la force ionique des eaux souterraines ne doit pas être trop faible – afin de prévenir la formation de colloïdes dans la barrière ouvragée (fonction R1c de la figure 3-2). En termes quantitatifs, on établit donc que la concentration de cations divalents dans l'eau souterraine doit être supérieure à 1 mole/m<sup>3</sup>. En effet, des expériences ont montré qu'au-delà de cette limite, il n'y a pas formation de colloïdes dans la barrière ouvragée (par érosion chimique en l'absence de circulation d'eau). Il s'agit d'une limite simple à laquelle on peut comparer les valeurs mesurées sur le terrain ou calculées à l'aide de modèles prédictifs, afin d'établir avec confiance que la fonction de sûreté sera remplie.

Dans son « Dossier 2005 Argile », l'Andra utilise plusieurs indicateurs pour évaluer les performances de certains composants au regard de leurs fonctions de sûreté. Il s'agit de : (i) la proportion respective des flux convectif et diffusif dans le stockage et dans la roche hôte, (ii) l'activité totale relâchée par les colis, les ouvrages souterrains et la roche hôte par rapport à l'activité initiale des colis, (iii) les débits d'activité au cours du temps à la sortie de chacun des composants, et (iv) la cartographie des concentrations de matières en solution dans la roche-hôte et dans les formations encaissantes.

Cependant, il n'est pas toujours possible d'établir des critères quantitatifs, ces critères dépendant avant tout de la façon dont les critères de sûreté ont été définis. Considérons par exemple, dans le cas du concept KBS-3, la concentration dans les eaux souterraines des produits susceptibles de corroder les conteneurs. Cette concentration doit être « faible », mais comme de nombreux facteurs, y compris la concentration elle-même, déterminent la cinétique de corrosion des conteneurs, il n'y aurait aucun sens à appliquer une limite à un seul facteur. Même sans critère associé, l'indicateur de sûreté reste utile car il met en lumière un paramètre important à mesurer au cours de l'évaluation de sûreté. La nécessité de fixer des critères et valeurs quantitatifs dépend de la finalité des fonctions de sûreté dans un cas donné (voir section 3.2.5). Quoi qu'il en soit, les limites quantitatives doivent être déduites du concept de stockage considéré et de la compréhension scientifique que l'on a de son évolution à long terme ou établies en parallèle.

### *3.2.1.6 Différence entre spécifications de conception et indicateurs de sûreté*

Il importe de bien faire la différence entre les spécifications de conception et les indicateurs de sûreté. Les spécifications de conception se rapportent en général à l'état initial du stockage, c'est-à-dire au système tel qu'il est construit, tandis que les indicateurs de sûreté et les critères associés concernent l'état du système tout au long de son évolution sur la période retenue pour l'évaluation. Par exemple, le fait qu'un conteneur doive avoir une certaine épaisseur à la fabrication et lors de sa mise en dépôt est une spécification de conception. Mais il est aussi possible, en principe, de définir un indicateur de sûreté lié à l'épaisseur qui établirait que la fonction de confinement est assurée tant que l'épaisseur est non nulle sur l'intégralité de la surface du conteneur. La spécification de conception (ici, une épaisseur donnée du conteneur) doit donc être définie en tenant compte de l'éventuelle détérioration (par corrosion, par exemple) du système au cours du temps, l'objectif étant que l'indicateur de sûreté satisfasse au critère imposé (épaisseur non nulle) pendant toute la période considérée.

Les indicateurs de sûreté ne sont donc pas équivalents à des spécifications de conception, mais peuvent être utilisés pour les définir. Les spécifications de conception peuvent être établies non seulement d'après les résultats d'une analyse des fonctions de sûreté (et des critères associés), mais en prévoyant une « marge de sûreté » – pour obtenir une conception plus robuste que ce que l'on estimerait nécessaire si l'on se fiait uniquement aux indicateurs de sûreté et à l'évaluation de sûreté du système. Les marges de sûreté sont considérées comme de bonnes pratiques d'ingénierie et peuvent renforcer la confiance dans le système parce qu'elles intègrent, par exemple, la probabilité d'un défaut de fabrication ou les incertitudes liées à la modélisation. Elles peuvent aussi être considérées comme des fonctions de sûreté « latentes » (décrites précédemment dans cette section). Les marges de sûreté appliquées aux spécifications de conception dépendent, entre autres, du composant, de la fonction qu'il assure et du degré de conservatisme de l'analyse sur laquelle repose la conception. La section 3.3.1 développe cet aspect.

### *3.2.2 Assurance qualité*

Les répondants sont presque tous d'accord sur la nécessité d'un programme d'assurance qualité. Cependant, si l'assurance qualité est bien jugée nécessaire, sa mise en œuvre est le plus souvent progressive et présente des difficultés pratiques.

La mise en place d'un programme d'assurance qualité est souvent une prescription réglementaire applicable à l'ensemble des activités nécessaires pour constituer un dossier de sûreté. La plupart des programmes des gestionnaires de déchets sont soumis à des contrôles formels de la qualité, et les plans d'assurance de la qualité de l'évaluation de sûreté font partie du système global de gestion de la qualité de l'organisation. Ces plans peuvent notamment couvrir les domaines suivants : procédures courantes de gestion, d'examen et d'amélioration du projet ; identification et hiérarchisation des FEP ; documentation des décisions ou changements de programme importants ; connaissance des processus

essentiels à la sûreté à long terme (et maîtrise de la prise en compte de ces processus dans l'évaluation), processus de validation des données (c'est-à-dire sélection des données d'entrée et analyse et quantification des incertitudes liées à ces données), adéquation des codes, systèmes de stockage ou d'archivage des fichiers, vérification des calculs effectués dans le cadre des évaluations de performances et maintenance des programmes de calcul utilisés dans ce contexte.

Certains gestionnaires de déchets n'appliquent pas (encore) de processus formel d'assurance de la qualité, mais prennent néanmoins certainement des mesures pour contrôler la qualité de leurs travaux et de la documentation. Les besoins en matière d'assurance de la qualité et la rigueur des contrôles à effectuer sont fonction des investissements consentis dans la recherche, mais aussi de la durée des différentes phases du programme et de l'étape à laquelle la demande d'autorisation doit être présentée. En général, les procédures d'assurance de la qualité sont fondamentales lorsque le projet concerne plusieurs générations de travailleurs (elles doivent garantir la possibilité d'utiliser les informations pendant toute la période requise et leur traçabilité) et lorsque les procédures ou décisions d'autorisation risquent d'être controversées ou contestées.

#### *3.2.2.1 Principales mesures en faveur de la qualité*

Les systèmes de management de la qualité à l'échelle de l'organisation et les normes de management de la qualité telles qu'ISO 9001 définissent le cadre dans lequel viendra s'inscrire cette gestion de la qualité. Cependant, on a besoin d'objectifs et de procédures plus spécifiques pour garantir la qualité du travail accompli sur le dossier de sûreté. Le système de management définit la structure organisationnelle nécessaire à la mise en œuvre des activités d'assurance de la qualité. Il définit également les responsabilités et prérogatives des différentes personnes et organisations impliquées dans la conception, la mise en œuvre et l'audit des activités d'assurance de la qualité.

Il est impératif de contrôler la qualité des informations utilisées dans un dossier de sûreté. Néanmoins, la confiance dans une évaluation de sûreté et, de façon plus générale, dans un dossier de sûreté ne dépend pas uniquement de la qualité intrinsèque de ces informations. D'autres facteurs importants sont à prendre en compte. On vérifiera notamment que :

- Toutes les données sont recueillies en appliquant des méthodes systématiques bien définies.
- Les données et la compréhension scientifique et technique sont exploitées correctement dans les évaluations et conformément à des instructions clairement définies.
- La compréhension scientifique et technique et son exploitation dans les évaluations sont suffisamment exhaustives pour la décision à laquelle elles se rapportent.
- Des expertises indépendantes et externes des données et des arguments employés sont effectuées dans la mesure nécessaire.
- Un processus de traitement systématique des incertitudes liées aux données et à la compréhension est appliqué tout au long de la préparation du dossier de sûreté.

Toutes les dispositions ci-dessus sont des exemples de mesures en faveur de la qualité au sens où elles contribuent à renforcer la confiance que l'on a dans le dossier de sûreté et sa qualité.

#### *3.2.2.2 Mise en œuvre des mesures en faveur de la qualité*

Il est difficile de mettre en œuvre des mesures qui contribuent véritablement à la qualité sans pour autant constituer une charge administrative inutile. Cela exige de définir des mesures et des activités qui soient parfaitement fondées. Voici quelques exemples d'activités souvent importantes :

- Intégration de l'élaboration du dossier de sûreté à un système de management de la qualité qui possède une structure organisationnelle adaptée avec une répartition claire des rôles des différentes organisations et personnes.

- Système de gestion et de suivi des documents.
- Réalisation d'expertises et d'audits externes d'éléments majeurs du dossier de sûreté, sans se limiter aux audits internes et externes officiels.
- Mise au point systématique des concepts et conceptions ainsi que des processus d'acquisition de preuves, d'argumentation et d'analyse en respectant une stratégie de sûreté prédéfinie et des méthodologies également prédéfinies d'évaluation de la sûreté et de la faisabilité (voir section 3.2).
- Contrôle de l'exhaustivité de la base d'évaluation, des évaluations de la sûreté et de la faisabilité selon des méthodes systématiques clairement définies afin d'identifier et de classer par ordre de priorité les principaux problèmes à résoudre.
- Production systématique de « photographies instantanées des données » et de « versions de modèles » pour les constituants de la base d'évaluation et de la méthodologie d'évaluation de la sûreté (gestion de la configuration des modèles et de la conception), afin de s'assurer de traiter de la même manière tous les éléments de l'évaluation de sûreté ;
- Gestion systématique et bien encadrée des incertitudes dans toutes les activités participant à la constitution du dossier de sûreté, de telle manière que ces incertitudes soient structurées de la même façon dans la base d'évaluation et dans les évaluations (de sûreté) ;
- Validation et vérification des modèles et des codes utilisés pendant toute la durée de préparation du dossier de sûreté, pour s'assurer que les modèles simulent correctement les bons phénomènes et que les codes sont corrects ;
- Vérification des bases de données pour s'assurer qu'elles sont scientifiquement valables et correctement mises en œuvre.

### **3.2.3 Traitement des incertitudes**

La gestion et le traitement des incertitudes peuvent être envisagés sous divers aspects et ont évolué de plusieurs manières, dont certaines sont présentées ci-après.

On notera que des recherches sur le traitement des incertitudes dans les évaluations de performances sont entreprises dans le cadre du projet PAMINA (Performance Assessment Methodologies IN Application to Guide the Development of the Safety Case), lui-même intégré au programme de recherche de la Commission européenne (voir [www.ip-pamina.eu](http://www.ip-pamina.eu)). Les principaux objectifs de PAMINA sont les suivants : étudier en détail les avantages et inconvénients comparés des différentes démarches, par exemple les évaluations déterministes effectuées sur des scénarios et les évaluations probabilistes ; évaluer les niveaux de conservatisme et de réalisme des évaluations des performances ; et enfin étudier d'autres approches permettant de représenter graphiquement les résultats des analyses des incertitudes. Parmi les autres objectifs de PAMINA, figurent des tests des méthodes de traitement de la variabilité spatiale et des incertitudes sur les paramètres, les scénarios et les modèles et l'approfondissement de ces méthodes. À partir des conclusions de ces évaluations, il sera produit un rapport d'orientation sur le traitement des incertitudes dans les évaluations des performances. Compte tenu des études détaillées déjà menées sur le sujet dans le cadre de précédents projets de l'IGSC et du projet PAMINA en cours, la question n'a pas été abordée pendant l'atelier INTESC. Cependant, les réponses au questionnaire appellent plusieurs observations.

#### **3.2.3.1 Méthodes de définition des scénarios**

Les réponses au questionnaire INTESC décrivent plusieurs approches principales pour définir et élaborer les scénarios. Dans certaines évaluations, les scénarios sont identifiés par une démarche

« ascendante » qui débute par l'étude d'un éventail d'événements ou de conditions externes (scénarios de changement climatique, d'intrusion, de défaut initial, par exemple) susceptibles de modifier le système de stockage ou d'en altérer le fonctionnement. Lorsqu'un scénario est jugé possible dans un système donné, on en évalue les conséquences sur les performances et la sûreté à long terme. Parfois, la définition des scénarios s'effectue de façon « descendante » : on détermine d'abord les fonctions de sûreté fondamentales puis on se concentre sur les combinaisons de conditions qui pourraient compromettre une ou plusieurs « fonctions de sûreté ». (Lire également le développement sur les fonctions de sûreté, à la section 3.2.1.)

Il n'y a pas d'opposition entre la méthode « ascendante » et la méthode « descendante ». En fait, elles sont souvent utilisées conjointement, l'une étant l'outil principal employé pour identifier les scénarios, et l'autre servant à confirmer les résultats. Le « Dossier 2005 Argile » de l'Andra (Andra, 2005a-c) en est une illustration : l'analyse des fonctions de sûreté a permis de définir des « scénarios d'évolution altérée » qui ont ensuite été précisés à l'aide du retour d'information sur la compréhension du site, de l'analyse des situations prises en compte ailleurs et des recommandations de la règle fondamentale de sûreté (RFS III.2.f, version de 1991).

Toute description détaillée de l'évolution d'un stockage impose de considérer un grand nombre de FEP couplés, parmi lesquels l'écoulement des eaux souterraines, la corrosion, les séismes, etc. Les fonctions de sûreté peuvent fournir la logique suivie dans la description, du fait qu'il révèlent les principaux problèmes sur lesquels la description devra être centrée (modes de défaillance d'un colis, par exemple), ou parce qu'ils offrent une structure adaptée à la sélection de scénarios, comme c'est le cas dans le dossier SR-Can de SKB (SKB, 2006). De même, dans le « Dossier 2005 Argile » de l'Andra (Andra, 2005), les fonctions de sûreté et les FEP sont utilisés pour définir un scénario de référence (appelé « scénario d'évolution normale ») et des scénarios d'évolution altérée (voir Andra 2005a-c). Les listes ou bases de données de FEP (comme la base de données internationale de FEP compilée par l'AEN [AEN, 1999b]) sont des outils indispensables, mais qui ont évolué (du moins dans les programmes plus avancés tels que ceux des répondants au questionnaire) pour devenir avant tout un outil pour vérifier la complétude de la description d'un système (et d'un scénario) établie antérieurement ou avec d'autres méthodes. Dans les évaluations de sûreté récentes, il est rare que l'identification et la description d'un système commencent par une liste de FEP que l'on approfondit par la suite, bien que l'analyse et l'identification des FEP puissent constituer une activité essentielle lorsqu'il s'agit d'élaborer des concepts ou de traiter de nouveaux types d'environnements de stockage.

### *3.2.3.2 Utilisation de modèles conceptuels alternatifs*

Si la conceptualisation sous-jacente comporte des incertitudes, les autorités de sûreté demandent généralement une évaluation de modèles conceptuels alternatifs. Reste à savoir toutefois à quel stade il convient de pousser la recherche de modèles alternatifs, une question qui est souvent l'objet de discussions entre l'autorité de sûreté et le gestionnaire de déchets.

La plupart des gestionnaires de déchets appliquent des modèles alternatifs et propagent les hypothèses identifiées tout au long de l'évaluation de sûreté. Néanmoins, pour éviter la multiplication à l'infini des variantes, différentes stratégies sont appliquées : on peut par exemple établir et propager uniquement les hypothèses dont on a jugé qu'elles avaient un impact significatif sur les résultats ; conserver une liste des autres hypothèses « à surveiller » ; ou encore n'intégrer que le concept le plus conservatif au modèle d'évaluation du système.

L'ambition que l'on se fixe devrait dépendre de l'état d'avancement du programme. Avant le début des investigations conduites sur le site, les incertitudes importantes qui peuvent peser sur le milieu géologique feront que les arguments qualitatifs du dossier de sûreté auront plus de poids que les calculs

quantitatifs de performances ou que l'élaboration intégrale de nombreux modèles conceptuels. Ces arguments qualitatifs seront alors utilisés pour circonscrire les incertitudes, identifier les données manquantes à collecter dans le cadre du programme d'étude du site et définir la stratégie et les orientations à suivre pour mettre au point le concept de stockage et le dossier de sûreté aux étapes ultérieures.

Certaines autorités de sûreté pensent que les modèles alternatifs doivent être fondés sur des argumentations différentes, qu'ils doivent être aussi probables (ou à peu près), et qu'ils doivent se composer d'un ensemble cohérent de propriétés et de géométries. Les gestionnaires de déchets ne sont pas tous de cet avis, certains considérant plutôt les modèles alternatifs comme des moyens de tester des hypothèses. Aussi, certains définissent-ils des « modèles alternatifs » pour gérer les incertitudes quand le conservatisme d'un modèle retenu n'est pas manifeste, ou pour considérer des modèles qui paraissent plus exhaustifs que le modèle de référence sélectionné, mais dont la validation a été poussée moins loin.

### *3.2.3.3 Documenter la compréhension des processus*

Pour justifier leur compréhension des processus plusieurs programmes produisent des référentiels de connaissances. Ces rapports décrivent, pour chaque processus, la base de connaissances, les interactions avec d'autres processus, les études de sensibilité et les incertitudes restantes. Cet examen systématique sert de base à l'identification et au traitement des incertitudes restantes (par exemple, sur la phénoménologie, les modèles, les données ou les caractéristiques des composants). À partir de ces informations, il est possible de définir une méthode pour traiter un processus donné dans l'évaluation de sûreté.

### *3.2.3.4 Quantification et documentation des incertitudes sur les données*

L'évaluation et la documentation des données et incertitudes associées relèvent souvent de procédures et examens courants et systématiques. L'assurance de la qualité repose, par exemple, sur l'utilisation de modèles pour documenter les incertitudes, sur une définition claire des rôles des experts et des généralistes participants et sur l'organisation, le cas échéant, d'expertises externes avant de fixer définitivement les données d'entrée de l'évaluation. Dans tous les cas, il faut qu'il y ait une communication efficace entre ceux qui collectent et gèrent les données, et ceux qui effectuent les modélisations à partir de ces données.

### *3.2.3.5 Avis d'experts et résolution des contradictions éventuelles*

La documentation de l'évaluation de sûreté doit consigner de façon claire et exhaustive toutes les décisions prises et les hypothèses émises lors du développement du ou des modèles du système de stockage, y compris les jugements d'experts. Aux fins de traçabilité, les décisions scientifiques et techniques doivent être présentées avec les descriptions correspondantes des avis d'experts justifiant le choix des stratégies, des modèles et des paramètres employés dans le dossier de sûreté.

Lorsque les données sont insuffisantes, l'organisation de consultations officielles d'experts peut aider à renforcer la confiance dans l'estimation des incertitudes. On s'aperçoit cependant qu'elles sont rares, ce qui tendrait à prouver que cette méthode n'est jugée adaptée qu'à des situations spécifiques. Le processus peut être coûteux en temps et en énergie et il nécessite de définir avec beaucoup de précision le type d'information recherché. Il convient aussi de bien mesurer les ressources à engager par rapport aux gains potentiels. Les examens formels et indépendants menés pour le compte du gestionnaire de déchets sont également considérés comme importants (et sont d'ailleurs obligatoires dans certains pays).

D'un point de vue réglementaire, le traitement des incertitudes doit inclure la gestion des contradictions entre les différents avis d'experts. Les gestionnaires de déchets appliquent diverses méthodes pour prendre en compte la diversité des opinions, et il pourrait être utile de débattre des

moyens d'optimiser ces méthodes de gestion et de documentation. Voici quelques exemples de pratiques actuelles :

- Des procédures de documentation bien établies stipulent que les experts doivent tenir compte de toutes les sources d'information disponibles, en tirer des conclusions concernant les incertitudes et, à partir de ces conclusions, prescrire un moyen justifiable de gérer un processus donné dans l'évaluation de sûreté.
- On sélectionne des experts qui soit sont représentatifs de l'éventail d'opinions exprimées par l'ensemble de la communauté scientifique et technique ou sont priés d'en tenir compte ; et qui sont en relation avec d'autres spécialistes de leur domaine et des autres domaines pertinents.
- Il est établi des comptes rendus de toutes les réunions d'experts, y compris des décisions prises, et ces comptes rendus ou notes techniques sont inclus dans le système de documentation du projet.
- La documentation à l'appui des conclusions de l'équipe d'évaluation de la sûreté est conservée séparément de la documentation scientifique et des avis des experts indépendants ; les recommandations des experts font l'objet d'une réponse, avec indication des points de désaccord, des refus ou, au contraire, des convergences de vues.
- Si nécessaire et pertinent, il est demandé aux experts participants d'examiner la documentation relative aux parties ou aspects du dossier de sûreté sur lesquels leur contribution a eu une incidence.
- Les auteurs de documents techniques doivent assumer la responsabilité de l'exploitation d'informations de toutes origines, y compris des expertises, et il leur est demandé de suivre les méthodes et pratiques scientifiques habituelles lorsqu'ils y intègrent des données issues d'autres travaux que les leurs.
- Le dossier de sûreté est élaboré par itérations successives, ce qui permet de détecter au plus tôt les opinions contradictoires (et d'en évaluer l'importance), et laisse le temps d'obtenir les informations nécessaires pour trancher.
- Des fonctions de répartition sont appliquées pour représenter les diverses sources d'information à partir desquelles ont été fixées les valeurs des paramètres et des modèles ou hypothèses alternatifs du type « Que se passerait-il si? Utilisés ».
- Les évaluations et FEP sont comparés à ceux d'autres pays qui ont développé des concepts de stockage géologique proches.

### *3.2.3.6 Traitement des défauts et défaillances des composants*

Les autorités de sûreté attendent des gestionnaires de déchets qu'ils prennent en compte les modes de défaillance potentiels des systèmes de confinement et d'isolement. Les évaluations de sûreté appliquent diverses méthodes de traitement des « défauts » ou « défaillances » des composants. Plusieurs approches peuvent être utilisées pour évaluer les situations où les défaillances, défauts ou dysfonctionnements sont censés apparaître pendant la phase de mise en œuvre (par exemple, accident de transport pouvant avoir un impact sur le stockage et donc sur son fonctionnement à long terme) et celles où, au contraire, ils devraient rester indétectables pendant l'exploitation (par exemple, défaillance matérielle d'une barrière ouvragée). Sur le plan conceptuel, les défauts du deuxième type sont équivalents à d'autres FEP (défaut non détecté) et doit être traités de façon analogue lors de l'élaboration des scénarios et de l'évaluation de sûreté. En revanche, les défauts du premier type ont un impact qu'il est possible de maîtriser et de limiter en prenant les mesures appropriées pendant la période d'exploitation. Les effets de ces défauts, défaillance ou dysfonctionnements pendant l'exploitation devront éventuellement être pris en compte dans les évaluations de sûreté post-fermeture s'ils entraînent une modification de l'état du système au moment de la fermeture, c'est-à-dire une modification des conditions aux limites initiales de l'évaluation post-fermeture.



Les éventuels défauts des composants sont pris en compte dans une mesure qui varie principalement avec le concept de stockage retenu et l'importance du défaut dans le dossier de sûreté. En général, les défauts ont des conséquences plus importantes dans les concepts de stockage où l'intégrité des barrières ouvragées est déterminante pour la sûreté du concept. Les réponses au questionnaire INTESC indiquent que les causes et types potentiels de défauts des conteneurs de déchets sont souvent évalués. Les défauts potentiels de fabrication ou de stockage qui concernent d'autres parties du système, par exemple la barrière ouvragée ou un scellement, peuvent aussi être évalués. Les systèmes de stockage de déchets de faible ou moyenne activité sont en général moins sensibles aux défauts d'ingénierie.

### 3.2.3.7 Rôle des méthodes « *what-if* »

Parmi les études de sensibilité paramétrique et analyses de l'impact des incertitudes figurent les méthodes consistant à faire varier les paramètres de manière structurée ainsi que celle qui consistent à tester des hypothèses de type « Que se passerait-il si? » (*what-if*) en faisant varier un seul paramètre. Selon les autorités de sûreté, ces tests d'hypothèses sont un moyen d'évaluer l'impact d'événements perturbateurs qu'il est impossible d'intégrer directement au scénario d'évolution normale et permettent en outre d'illustrer l'importance de barrières ou de fonctions de barrières individuelles. Ces scénarios peuvent aussi être utilisés pour répondre aux inquiétudes des parties prenantes ou pour démontrer la robustesse de certains aspects du système. Cependant, il convient de faire preuve de prudence lorsqu'on présente des résultats tirés de ces tests, car ils peuvent donner une image déformée des facteurs de risque.

La plupart des évaluations comportent une analyse de situations hypothétiques (Que se passerait-il si? *what-if*) ou de scénarios « de fonctionnement très dégradé », mais le sens effectivement donné à ces scénarios varie avec les programmes. Presque tous les scénarios concernent la perte supposée d'une ou plusieurs fonctions, ou consistent à faire décroître systématiquement les performances des fonctions de sûreté de façon systématique jusqu'à franchir les limites du scénario d'évolution normale. Cependant, les raisons de recourir à ces scénarios, ou au contraire de juger qu'ils ne contribuent pas au premier chef au risque, ne sont pas exactement les mêmes pour tous les gestionnaires de déchets. Certains gestionnaires limitent les scénarios *what-if* aux situations qui sont envisageables en réalité mais peu vraisemblables compte tenu des connaissances scientifiques dont on dispose pour évaluer la sûreté. D'autres gestionnaires peuvent aller plus loin et étudier des situations n'ayant aucune vraisemblance, mais qui permettent de tester ou de démontrer la résilience et l'intégrité du concept de stockage, ou d'apporter la preuve de la robustesse d'arguments de sûreté multiples, pour répondre à des inquiétudes des parties prenantes ou à une demande. Par exemple, on peut évaluer les conséquences de la suppression totale du système de barrières ouvragées. Dans ce cas, le scénario *what-if* n'est pas du tout réaliste : il ne sert qu'à illustrer certains aspects (robustesse) de la capacité de protection du système de stockage.

### 3.2.4 Importance de la synthèse des connaissances géologiques

D'après la publication de l'AEN sur le dossier de sûreté, les méthodes, modèles, codes de calcul et bases de données utilisés pour l'évaluation doivent être présentés de façon claire et logique. Tous les répondants affirment qu'ils y sont en général favorables, et il existe plusieurs exemples de mesures spécifiques adoptées dans ce but. L'un des exemples le plus important est celui de la synthèse des connaissances géologiques, c'est-à-dire la collecte de données géoscientifiques dans des diverses disciplines telles que la géologie, l'hydrogéologie et la géochimie, et la synthèse de ces données en un modèle intégré de la géosphère qui concorde avec les connaissances acquises sur le site et son histoire. Bien ce type de synthèse ne soit pas mentionné dans la publication de l'AEN, il est considéré comme un sujet d'importance par l'IGSC qui en a fait l'axe de recherche principal de son projet AMIGO (« procédures et méthodes d'intégration des informations géologiques dans le dossier de sûreté »).

#### 3.2.4.1 Rôle de la synthèse des connaissances géologiques

Une synthèse des connaissances géologiques est une présentation documentée des données géoscientifiques recueillies lors de la caractérisation du site, accompagnée d'une évaluation fondée sur l'état actuel des connaissances dans le domaine. Cette synthèse a notamment les objectifs suivants :

- Constituer une base cohérente et fiable de connaissances sur la géosphère – c'est-à-dire la formation hôte en champ proche et en champ lointain – aux échelles de temps et de distance pertinentes pour la sûreté du stockage.
- Dégager une description rationnelle de la géosphère de données spécifiques au site et de raisonnements multiples appartenant à diverses disciplines des géosciences, afin de limiter les autres interprétations et descriptions possibles du site.
- Présenter des informations et des données qui décrivent la géosphère et son évolution du point de vue de la sûreté du stockage, et qui satisfont les besoins d'information de l'évaluation de sûreté et de l'ingénierie.
- Apporter des preuves complémentaires confirmant les affirmations du dossier de sûreté sur l'importance des processus qui déterminent les propriétés de stabilité, d'isolement et de confinement du site, le relâchement et la mobilité de radionucléides en subsurface ainsi que d'autres questions liées aux fonctions de sûreté.

C'est sans doute depuis la présentation de ces informations dans plusieurs rapports de la Nagra (Nagra, 1994 et Nagra, 2002) que la préparation de ce type de synthèse a pris de l'importance. La Suède (SKB, 2005) et la Finlande (Posiva, 2007), par exemple, ont établi des synthèses des connaissances géologiques dans le cadre des dossiers de sûreté qu'elles préparent actuellement.

S'il est clair que la synthèse des connaissances géologiques doit constituer le socle géoscientifique d'un dossier de sûreté, les avis divergent quant aux liens qui doivent exister entre cette synthèse et l'évaluation de sûreté. Certains pensent que cette synthèse doit fournir et étayer le jeu final de données d'entrée de l'évaluation de sûreté. D'autres (notamment SKB et l'Andra), introduisent un étape intermédiaire, un référentiel de données destiné à servir de point de départ à l'évaluation de sûreté, au motif que la synthèse des connaissances géologiques doit être essentiellement factuelle et indépendante du concept de stockage et des jugements de valeur faits pour fixer les distributions ou valeurs définitives des paramètres et leur niveau de conservatisme. D'autres enfin ont une opinion encore plus radicale et considèrent que la synthèse des connaissances géologiques est un outil conceptuel de haut niveau qui constitue avant tout une partie autonome du dossier de sûreté et qui doit fournir des arguments supplémentaires parallèlement à l'évaluation de sûreté et non alimenter directement cette évaluation. Ces divergences d'opinions sont parfois le simple reflet de différences d'organisation et de terminologie entre programmes ; néanmoins, il serait sans doute utile d'approfondir la relation entre synthèse des connaissances géologiques et évaluation de sûreté.

#### 3.2.4.2 Fiabilité de la synthèse des connaissances géologiques

Ce sont les caractéristiques intrinsèques du site et la qualité et la structure du programme de caractérisation du site qui déterminent la fiabilité de la synthèse des connaissances géologiques. Une description du site fondée sur des données obtenues par plusieurs méthodes de caractérisation indépendantes sera jugée plus fiable.

Il subsistera toujours des incertitudes dans cette synthèse, mais on se gardera d'oublier qu'une compréhension totale du site n'est pas nécessaire. Il est essentiel, en revanche, de comprendre les caractéristiques et les évolutions du site qui peuvent altérer la confiance que l'on a dans les performances du système de stockage géologique. La caractérisation et la modélisation du site (et la mise au point de la synthèse associée des connaissances géologiques) doivent être poursuivies au

moins jusqu'au stade où le corpus de données et la compréhension permettent d'évaluer la sûreté et de concevoir le stockage, ou encore jusqu'au moment où l'ensemble des données démontre que la formation-hôte satisfait (ou non) aux exigences prédéfinies. C'est pourquoi, il faut évaluer continûment les incertitudes et la fiabilité de la modélisation.

L'évaluation de la fiabilité de la synthèse des connaissances géologiques doit porter sur les points suivants :

- Qualité des mesures, y compris leur précision et les éventuels biais.
- Exhaustivité et compréhension que l'on a des données considérées.
- Adéquation des hypothèses et méthodes employées pour obtenir, par des méthodes indirectes, les données numériques non mesurables mais importantes.
- Identification et quantification systématiques des principales incertitudes et de leurs causes.
- Modèles alternatifs possibles et leur utilisation.
- Cohérence entre disciplines différentes.

C'est à partir de ces éléments que l'on peut ensuite juger de la fiabilité de la synthèse.

### **3.2.5 Indicateurs autres que la dose et le risque**

D'après les réponses au questionnaire INTESC, les indicateurs de sûreté et de performance adoptés en dehors de la dose ou du risque correspondent aux mesures évoquées dans divers forums internationaux. Certes, la terminologie utilisée par les gestionnaires n'est pas homogène : des concepts identiques ou très similaires peuvent porter des noms différents, tandis qu'un même terme recouvre parfois des réalités différentes. Mais le plus important, c'est que l'utilisation croissante de fonctions de sûreté et l'évaluation de leur évolution en fonction de critères quantitatifs peuvent être considérés comme une manière d'appliquer des indicateurs autres que la dose et le risque (voir section 3.2.1).

#### *3.2.5.1 Indicateurs de sûreté et de performance*

Les gestionnaires de déchets utilisent des indicateurs de sûreté autres que la dose ou le risque pour disposer de moyens supplémentaires indépendants ou complémentaires de vérifier la sûreté du stockage. Dans plusieurs dossiers de sûreté, des indicateurs de sûreté et de performance sont utilisés parallèlement à la dose et au risque et à d'autres arguments pour, par exemple, démontrer que les conséquences d'un relâchement d'un radionucléide donné à la surface sont limitées, ou renforcer la robustesse du dossier de sûreté. La formulation de définitions permet de grouper par catégories les différents types d'indicateurs et d'arguments. De telles définitions ont été proposées dans le cadre du projet européen PAMINA ; elles figurent au tableau 3.1.

Les indicateurs sélectionnés sont alignés sur les mesures évoquées dans divers forums internationaux. Concernant les définitions du tableau 3.1, les indicateurs de sûreté les plus souvent utilisés en complément des indicateurs de dose et de risque sont les suivants :

- Concentration de radionucléides dans la biosphère.
- Flux de radiotoxicité vers la biosphère.

Chaque indicateur est comparé à la valeur de référence indépendante, considérée comme sûre, qui lui correspond. On peut par exemple évaluer les flux ou les concentrations de radionucléides dans les aquifères locaux ou dans l'eau potable. Tant que les flux et concentrations estimés restent faibles, ils contribuent à renforcer la confiance en apportant la preuve de la robustesse de l'évaluation de sûreté – en particulier sur les plus longues échéances, auxquelles l'incertitude sur les calculs de dose ou de risque est beaucoup plus forte (ces calculs dépendent en effet d'hypothèses concernant le mode de vie des populations humaines ou de facteurs biocinétiques, par exemple).

**Tableau 3.1 Définitions de termes relatifs à différents indicateurs proposés dans le cadre du projet PAMINA**

	Définition
Aspect de la sûreté	Un aspect de la sûreté est un sous-domaine spécifique du domaine global de la sûreté à long terme, qui peut être étudié indépendamment des autres sous-domaines. Un stockage peut être sûr au regard d'un certain aspect, mais non sûr au regard d'un autre. Parmi les aspects de la sûreté, figurent la santé humaine, la qualité de la vie humaine, la qualité de l'eau souterraine, la qualité de l'eau de mer, la santé des espèces vivantes autres que l'homme, et bien d'autres encore.
Valeur de référence	Une valeur de référence (dans le contexte de la sûreté du stockage) est la valeur numérique d'une mesure d'un aspect donné de la sûreté à laquelle la sûreté peut être prouvée ou est, du moins, couramment admise. Les valeurs de référence peuvent être globales ou locales.
Indicateur de sûreté	Un indicateur de sûreté est une grandeur, calculable au moyen de modèles simplifiés adaptés, qui permet de comparer la performance totale d'un système, pour un aspect donné de la sûreté, à une valeur de référence correspondant à un seuil global ou local auquel la sûreté peut être prouvée ou est, du moins, couramment admise.
Indicateur de performance	Un indicateur de performance est une grandeur calculable au moyen de modèles adaptés, qui mesure la performance d'un ou de plusieurs composants ou du système complet par rapport à d'autres composants ou au système complet.

Les indicateurs de *performance* s'appliquent généralement à des sous-systèmes du stockage. On utilise notamment les suivants :

- Inventaires radioactif et radiotoxique dans les différents compartiments.
- Flux massiques et radiotoxiques entre les compartiments.
- Flux massiques et radiotoxiques hors des compartiments, intégrés sur le temps.

Outre les indicateurs de performance définis pour le relâchement de radionucléides, on peut choisir des indicateurs correspondant à d'autres fonctions de sûreté spécifiques.

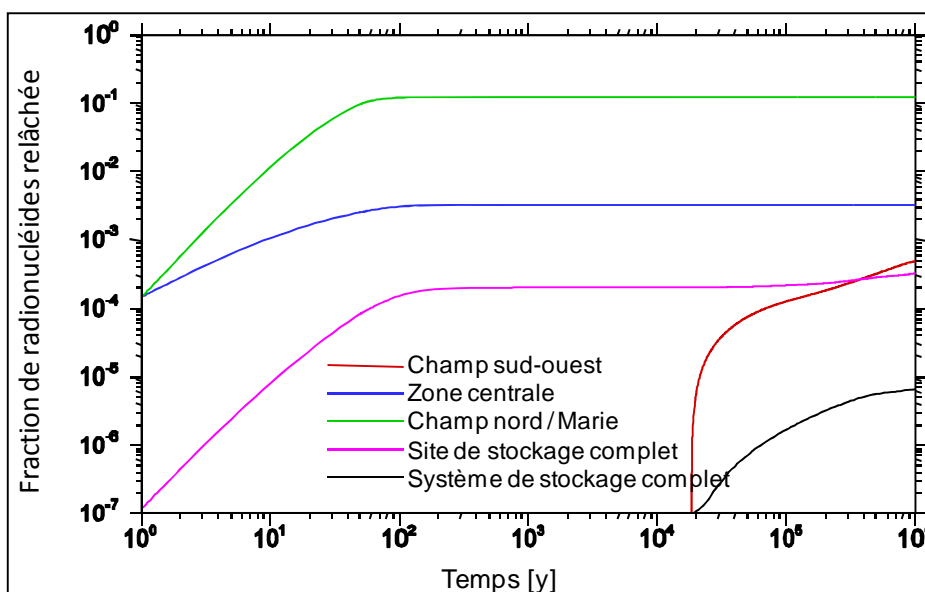
Certains indicateurs de performance d'un sous-système sont des grandeurs qui expriment directement la capacité d'une barrière ou d'un composant de jouer un ou plusieurs de ses rôles spécifiques. Cet indicateur doit pouvoir être calculé à l'aide d'un modèle approprié et, dans l'idéal, doit être associé à un critère permettant de déterminer dans quelle mesure la fonction de sûreté étudiée est assurée. L'évaluation de sûreté de l'Andra (Andra, 2005) et celle du SR-Can de SKB (voir section 3.2.1) analysent plusieurs de ces indicateurs. SKB les appelle « indicateurs de fonction de sûreté », mais ce n'est pas une terminologie commune à tous les gestionnaires de déchets.

On peut également utiliser les indicateurs de performance d'un sous-système pour optimiser le système de stockage, pour mieux comprendre le rôle joué par certains composants du système, ou pour informer les experts ou le grand public. Selon l'utilisation que l'on en fera, l'indicateur de performance sera mis au point avec ou sans valeur de référence ou critère technique associé. Il pourra, par exemple, illustrer la répartition des masses respectives d'éléments transitant par les puits et galeries d'accès ou par la formation non perturbée.

Le dossier de sûreté de Morseleben (Storck *et al.*, 2004) en offre un autre exemple : les flux de radiotoxicité en sortie des différents compartiments du système de stockage ont été intégrés sur le temps et exprimés en fraction de la quantité initialement présente dans chaque compartiment (figure 3.3). Ces indicateurs sont très révélateurs : d'une part, on constate que les courbes admettent des asymptotes et, d'autre part, on en déduit la fraction de l'inventaire finalement retenue dans chaque compartiment. Selon ces résultats, moins de 0.1 % de la quantité initialement contenue dans les zones

de stockage scellées (champ sud-ouest) est relâchée. Dans la zone de stockage non scellée qui obtient les plus mauvais résultats (champ nord/Marie), la quantité susceptible d'être relâchée n'est que de 10 %. Ainsi, la fraction de l'inventaire total qui pourrait quitter le système de stockage et atteindre la biosphère n'est que de  $10^{-5}$ .

Figure 3.3 Flux de radionucléides hors des différents compartiments du système de stockage de Morsleben, intégrés sur le temps et exprimés en fraction de la quantité initialement présente (d'après Storck *et al.*, 2004)



### 3.2.5.2 Autres paramètres

Parallèlement aux indicateurs susmentionnés, certains gestionnaires de déchets utilisent d'autres paramètres pour démontrer le bon fonctionnement à long terme d'un système de stockage. La radiotoxicité des déchets est parfois comparée à celle du minerai d'uranium pour montrer que, sur des périodes suffisamment longues, la toxicité des déchets (généralement en cas d'ingestion) devient comparable à celle de milieux naturels comme les gites uranifères. L'objectif n'est pas de suggérer que le minerai d'uranium ne présente pas de risque, mais de rapporter les dangers ou risques du stockage à très long terme à ceux de systèmes naturels connus.

Les paramètres suivants peuvent également être utilisés :

- Âge et vitesse de circulation de l'eau souterraine.
- Salinité de l'eau souterraine.
- Profondeur de la formation.
- Épaisseur de blindage nécessaire.
- Vitesses de corrosion des conteneurs.
- Vitesses de dissolution des déchets.

Ces paramètres sont très spécifiques aux sites et aux concepts et ne doivent pas, être considérés, de façon générale, comme des indicateurs de performance ou de sûreté (voir définitions du tableau 3.1). Pour pouvoir être considérés comme des arguments valables en faveur de la sûreté du stockage, ils doivent se rapporter à des constatations directement liées à la sûreté du système étudié.

### 3.2.5.3 Différences entre les réglementations

En matière de sûreté, les réglementations nationales ne sont pas toutes identiques. Certaines encouragent, mais n'imposent pas, l'utilisation d'indicateurs autres que la dose ou le risque, tandis que d'autres appliquent le principe inverse : l'autorité de sûreté finlandaise (STUK) spécifie plusieurs critères de radioprotection et d'autres indicateurs correspondant à diverses échelles de temps. Sur les périodes de changements climatiques extrêmes, de plusieurs milliers à plusieurs centaines de milliers d'années, il doit être démontré dans le dossier de sûreté que les flux de certains radionucléides de la géosphère vers la biosphère ne dépassent pas des seuils spécifiques. Aux États-Unis, les réglementations applicables au WIPP définissent des limites des concentrations dans l'eau souterraine et des quantités cumulées de radioactivité libérée en certains points de la géosphère.

L'utilisation d'indicateurs supplémentaires semble gagner du terrain dans les réglementations. En Allemagne, les critères de sûreté sont actuellement en cours de révision. On envisage de recourir non plus seulement à la dose, mais à un ensemble d'indicateurs de sûreté, avec les contraintes associées, pour démontrer le confinement des radionucléides dans la formation rocheuse « isolante » (par exemple, la partie de la géosphère qui entoure le dépôt et qui contribue principalement à retarder la migration des radionucléides). L'objectif est d'accroître la robustesse du dossier de sûreté : en effet, ces indicateurs sont moins dépendants des processus peu prévisibles qui interviennent dans les aquifères proches de la surface et dans la biosphère. Cependant, cette proposition est toujours à l'étude et n'a pas encore été acceptée par les autorités.

Pour calculer l'indicateur de débit de dose, il est nécessaire de modéliser les voies d'exposition dans la biosphère. Il s'avère que les réglementations nationales ont des exigences très différentes quant au niveau de simplification de la biosphère autorisé dans le dossier de sûreté. Dans certains pays, la réglementation fixe non seulement le modèle à appliquer, mais aussi les paramètres à utiliser dans l'évaluation de sûreté. Ailleurs, la réglementation n'aborde la question de la modélisation de la biosphère que de façon générale, et les gestionnaires de déchets doivent eux-mêmes analyser et définir l'éventail des conditions et processus à considérer dans la biosphère, ce qui peut s'avérer très difficile, en particulier lorsqu'il s'agit d'imaginer les conditions qui existeront à l'avenir.

### 3.2.5.4 Toxicité chimique

Le questionnaire INTESC et les réponses fournies n'abordent pas la question de la toxicité chimique, mais ce point a été évoqué au cours de l'atelier. Des substances dangereuses non radioactives sont souvent présentes dans les déchets radioactifs ainsi que dans les matériaux des conditionnements, les conteneurs, les barrières ouvragées, les remblayages et les scellements. En outre, certains éléments radioactifs (comme l'uranium) présentent aussi une toxicité chimique. Les conséquences d'un relâchement de substances chimiques toxiques à l'extérieur d'un stockage sont un sujet qui devrait être traité dans le cadre d'une demande d'autorisation et, donc, dans le dossier de sûreté préalable à la construction du stockage. Jusqu'à présent, rares sont les cas où les effets environnementaux à long terme des substances chimiques dangereuses contenues dans les systèmes de stockage de déchets radioactifs ont été spécifiquement étudiés (par exemple, OPG au Canada [Garisto *et al.*, 2005] et Posiva, en Finlande [Raiko et Nordman, 1999]). D'autres gestionnaires de déchets (par exemple, l'Andra en France et la NDA<sup>1</sup> au Royaume-Uni) ont cherché à évaluer la toxicité chimique des déchets de faible et moyenne activité, mais n'ont pas mené d'évaluation à long terme des effets

---

1. La *Nuclear Decommissioning Agency* (NDA) chargée de la mise en œuvre des programmes de gestion des déchets radioactifs succède à Nirex. Par souci de commodité, l'agence est désignée sous son nom actuel (NDA), mais on notera que c'est Nirex qui a initialement participé au projet INTESC, et notamment répondu au questionnaire.

potentiels des substances chimiques toxiques sur la sûreté. Le plus souvent, la raison en est que les espèces non radioactives présentes dans les déchets de haute activité et le combustible utilisé ainsi que dans les ouvrages de stockage sont peu solubles et difficilement transportables, par rapport à certains composés radioactifs importants en particulier.

Par ailleurs, la plupart des pays ne possèdent pas de réglementation complète qui stipulerait comment le dossier de sûreté doit prendre en compte les relâchements de substances toxiques non radioactives et leurs conséquences. Aux États-Unis, pour le projet de Yucca Mountain (DOE, 2002) comme pour le WIPP, ces conséquences non radiologiques potentielles sont examinées dans une étude d'impact sur l'environnement distincte, prescrite par la *National Environmental Policy Act* mais qui ne fait pas partie du processus d'autorisation du stockage. Le dossier de sûreté à présenter avec la demande d'autorisation traite uniquement des éventuelles conséquences radiologiques de la construction, de l'exploitation et de la fermeture du centre de stockage.

Les législations ou réglementations environnementales nationales peuvent fixer des seuils de concentration applicables aux substances dangereuses. Cependant, même s'il existe des limites pour les différents compartiments de l'environnement (en particulier, les aquifères à faible profondeur ou les sols destinés à des usages spécifiques), les valeurs et les échelles de temps à considérer dans le contexte du stockage géologique sont souvent mal définies. Les autorités seront éventuellement amenées à réglementer la prise en compte des substances dangereuses non radioactives dans les dossiers de sûreté et notamment à élaborer des directives ou orientations pour décrire les conditions de réalisation des évaluations et définir les indicateurs et critères applicables.

### **3.3 Relation entre la sûreté à long terme et les phases de conception, de construction et d'exploitation**

Développer les bases de conception et évaluer les implications de la mise en œuvre de la conception, de la construction et de l'exploitation sont deux objectifs fondamentaux d'un dossier de sûreté. Celui-ci doit établir, justifications à l'appui, les exigences de sûreté en matière de conception et démontrer que la conception finale et la construction effective satisfont à ces exigences dans la pratique. De nombreux programmes étant sur le point d'entrer dans la phase de mise en œuvre, prend aujourd'hui davantage d'importance.

#### **3.3.1 Principes et priorités de conception**

Plusieurs principes de conception généraux ont été formulés au fil du temps. Leur application cependant varie. En général, les autorités de sûreté stipulent que le dossier de sûreté doit décrire la conception et les caractéristiques de chaque barrière ou composant. La description du système de stockage, de plus en plus détaillée au fil du programme, doit être suffisamment précise pour permettre au lecteur de comprendre clairement comment la sûreté et la protection environnementale sont assurées et comment les différents composants du système interagissent les uns avec les autres et avec l'environnement à long terme.

##### **3.3.1.1 Principes**

Tous les programmes de stockage posent comme principes fondamentaux les concepts de sûreté post-fermeture que sont la sûreté passive, l'isolement et la robustesse, et s'efforcent de trouver des matériaux et composants (et interactions) bien caractérisés et dont le comportement et l'évolution sont prévisibles pendant toute la durée de vie du stockage. D'autres principes importants découleront des considérations telles que la radioprotection des travailleurs ou la sûreté des travaux d'excavation. Les caractéristiques et décisions de conception qui ont trait à la sûreté d'exploitation font généralement

l'objet de rapports distincts, souvent exigés par les directives nationales, à des étapes prédéfinies du projet, avant que l'installation ne soit autorisée et ne fonctionne. Ces caractéristiques et décisions ne doivent figurer dans les dossiers de sûreté à long terme que dans la mesure où elles peuvent aussi se répercuter sur les processus, interactions et performances à long terme du stockage

Il importe d'énoncer les principes de conception dans le dossier de sûreté. Les documents de l'AEN et de l'AIEA fournissent de nombreuses orientations à ce sujet, tout comme les réglementations nationales, et plusieurs dossiers de sûreté déjà publiés dans certains pays peuvent servir de modèles. Par exemple, les Prescriptions de sûreté de l'AIEA (AIEA, 2006) préconisent de choisir et de concevoir les barrières naturelles et ouvragées de telle manière que la sûreté post-fermeture soit assurée par plusieurs fonctions de sûreté. Cependant, l'interprétation d'un tel principe mérite réflexion. Les différents projets IPAG de l'AEN ont déjà permis de conclure qu'il n'est pas possible d'appliquer strictement le « principe d'un système à barrières multiples » dans le cas du stockage de déchets nucléaires (voir le rapport IPAG-3 « Établir et faire partager la confiance dans la sûreté des dépôts en grande profondeur » [AEN, 2002]). L'installation de barrières physiques successives entre l'homme et la radioactivité n'est pas une garantie de sûreté ; il faut en fait parvenir à assurer plusieurs fonctions de sûreté par un choix judicieux des composants du stockage. Ces fonctions peuvent être redondantes, c'est-à-dire avoir le même effet et pouvoir se remplacer mutuellement, mais la plupart sont complémentaires, c'est-à-dire qu'elles contribuent ensemble à la satisfaction des objectifs de sûreté. La perte d'une fonction peut ou non entraîner une dégradation de la sûreté globale ; elle sera acceptable si les autres fonctions sont préservées et que de ce fait les critères de sûreté globaux sont toujours respectés. Le recours aux fonctions de sûreté, technique mise au point actuellement dans le cadre de plusieurs programmes, est un autre moyen d'exprimer le « principe d'un système à barrières multiples », plus centré sur le rôle que doivent jouer les barrières (voir section 3.2.1).

### 3.3.1.2 Priorités

Les priorités de la conception dépendent du concept de stockage et des sites d'implantation pressentis. De façon très générale :

- Les spécifications de conception seront définies principalement en fonction de la sûreté à long-terme. À cet égard, les fonctions de sûreté (voir section 3.2.1) semblent constituer des passerelles de communication efficaces, aux différents niveaux, entre l'évaluation de sûreté, la conception et l'ingénierie.

Certains concepts de stockage accordent davantage d'importance et utilisent donc plus les composants du système de barrières ouvragées (SBO) pour assurer un confinement total ou quasi-total des déchets au voisinage direct des conteneurs, pendant toute la période considérée dans l'évaluation de sûreté ou seulement une partie de cette période. Cette approche nécessite d'accorder une attention accrue à la qualité et à la conception du SBO, mais elle exige aussi d'habitude que la géosphère offre des conditions adaptées et stables propices au maintien des fonctions de sûreté du SBO.

- Lorsque le concept de stockage accorde un rôle important aux capacités de confinement et de rétention de la géosphère, il faut démontrer que les propriétés du site assurent ces fonctions de sûreté sur les longues échelles de temps considérées dans l'évaluation de sûreté ; il est donc d'autant plus important de bien comprendre le site dans son ensemble ainsi que son évolution potentielle.

Bien que le stockage soit conçu essentiellement en fonction de la sûreté à long terme, il faut également s'assurer de la faisabilité de la construction du dépôt (du point de vue de l'ingénierie) et de la sûreté de son exploitation – d'où des contraintes et spécifications de fonctionnement supplémentaires. La sûreté à long terme, la sûreté d'exploitation et la faisabilité technique sont toutes essentielles : aucune ne peut être négligée pendant la



conception du stockage. Or les décisions de conception visant à satisfaire à l'un des critères peuvent aller à l'encontre d'un autre critère. Il est souvent difficile de hiérarchiser et de concilier des exigences parfois contradictoires. Ce problème est de plus en plus étudié, car les programmes qui approchent des étapes de la demande d'autorisation et de la construction sont plus nombreux.

### ***3.3.2 Un processus de conception itératif***

La spécification des exigences de conception n'est que la première étape d'un processus itératif appelé à se répéter pendant toute la durée du développement du stockage. Les détails de la conception se précisent parallèlement à la compréhension de la sûreté à long terme de l'ensemble du système de stockage et des fonctions de sûreté de ses composants.

#### ***3.3.2.1 Définition et élaboration des spécifications de conception***

Les spécifications de conception découlent généralement des principes et considérations évoqués ci-dessus. Dans un nombre croissant de programmes, elles sont formulées à partir d'une analyse détaillée des fonctions de sûreté. Comme on l'a vu plus haut (section 3.2.1), les spécifications de conception se rapportent le plus souvent à l'état initial du centre de stockage – c'est-à-dire au moment de sa construction – tandis que les indicateurs de sûreté et les critères associés peuvent s'appliquer à l'état du système pendant toute la période retenue pour l'évaluation. Ainsi, les spécifications de conception doivent être définies de manière à garantir, compte tenu de la détérioration du système avec le temps, le maintien des indicateurs de sûreté à des niveaux acceptables pendant toute la période retenue pour l'évaluation. On tiendra compte de cette dégradation dans l'évaluation de sûreté post-fermeture de façon à intégrer des marges suffisantes dans les spécifications de conception.

Le processus de conception, étant itératif, il comporte des allers et retours entre les spécifications de conception, les études techniques et les référentiels de connaissances et prévoir une réévaluation périodique des spécifications de conception initiales à la lumière des nouvelles informations. Sans ce retour d'informations permanent, on risque d'élaborer des spécifications conduisant à la sûreté mais qu'il n'est techniquement pas possible de respecter dans aucune conception raisonnable. Dans ce cas, une modification du concept – autrement dit, des spécifications – est nécessaire et doit être autorisée, sous réserve que les principes de conception et fonctions de sûreté primordiaux soient toujours vérifiés. En outre, la conception doit être adaptée aux propriétés du site, ce qui montre l'importance de la caractérisation du site au cours du processus de conception (même si les besoins d'informations particuliers varient selon les concepts, voir section 3.3.1). En effet, il peut être important de conserver une certaine flexibilité de la conception afin d'y intégrer de nouvelles données ou des exigences supplémentaires, comme on le verra plus avant à la section 3.3.3.

Il est impératif d'envisager toutes ces questions de façon holistique dès le début du développement du stockage, afin d'avoir la confirmation que les hypothèses faites dans les évaluations de la sûreté à long terme sont applicables en pratique. Des travaux réalisés en amont doivent permettre d'identifier et de définir systématiquement ces contraintes, de manière à éviter toute surprise désagréable à une étape ultérieure du processus. Des expérimentations ou démonstrations en vraie grandeur, par exemple dans un laboratoire souterrain, de certains aspects clés de la conception peuvent également se révéler très précieuses et éclairantes.

On notera également que la hiérarchisation des principes et spécifications de conception peut changer au cours du temps, avec le stade d'avancement du système de stockage et les quantités d'informations acquises. Aux étapes initiales d'un programme, les problèmes majeurs sont souvent la faisabilité du concept et l'acceptabilité des sites. À ce stade, la présentation de conceptions robustes (par exemple, très conservatives et potentiellement trop pénalisantes) sera justifiée s'il importe de

démontrer que l'on peut construire un stockage sûr avec une consommation raisonnable de ressources. Pourtant, à mesure que le programme approchera des étapes de construction et d'exploitation, de nouvelles preuves et connaissances permettront de définir des conceptions moins pénalisantes, mais toujours suffisamment sûres et qui seraient efficace, voire plus simples à mettre en œuvre.

Comme la compréhension du comportement du stockage progresse en général tout au long du processus d'élaboration d'une base de connaissances détaillée – ce qui peut durer plusieurs décennies – il peut être utile de fixer des échéances formelles auxquelles seront organisés des bilans nationaux ou internationaux dont les résultats seront communiqués au gestionnaire de déchets (voir section 3.3.3).

### 3.3.2.2 *Systèmes de gestion des spécifications*

La formulation, la gestion et l'intégration des différentes spécifications de conception sont des tâches fondamentales qui, l'expérience le montre, sont d'autant mieux exécutées qu'elles commencent plus tôt. À cet effet, de nombreux gestionnaires de déchets ont mis en place des systèmes informatisés de gestion des spécifications. L'utilisation de ces systèmes dans le cadre de programmes nationaux permet de tirer les enseignements suivants :

- Les systèmes de gestion des spécifications sont généralement établis en partant de spécifications supérieures (c'est-à-dire, des principes de conception) pour suivre une arborescence descendante jusqu'aux sous-systèmes et spécifications de niveaux inférieurs. Cette structure permet de suivre et de documenter les décisions, d'identifier les fondements des spécifications et de détecter les éventuels conflits entre spécifications fondamentales.
- Cependant, un système à arborescence descendante ne permet pas toujours de conserver efficacement une trace de la façon dont les connaissances ont été acquises et dont les conceptions ont vu le jour. Comme nous l'avons mentionné, il n'est pas toujours facile de traduire des fonctions de sûreté en spécifications de conception applicables. De plus, il faut parfois attendre que des solutions techniques spécifiques aient été définies pour pouvoir étudier en détail les processus pertinents. Autrement dit, la conception et ses spécifications doivent être mises au point de façon itérative – par des approches tant descendantes qu'ascendantes.
- L'élaboration d'un système de gestion des spécifications véritablement utile n'est pas un problème d'informatique, mais bien un problème de définition et de structuration de contenu, car le contenu doit pouvoir être exploité de façon commode, efficace et cohérente. La transparence est essentielle. Il faut créer des interfaces entre différents utilisateurs – équipes de R-D, de conception, de caractérisation du site, par exemple – partageant la même vision et les responsabilités.
- Le niveau de détail et de précision du système de gestion des spécifications dépend de l'état d'avancement du programme. Tout ne peut pas être résolu du premier coup. Procéder par itérations est essentiel et il doit être admis – et facile – de revenir sur une décision ou des spécifications (l'origine de ces modifications doit pouvoir être retrouvée).

### 3.3.3 *Arbitrage entre flexibilité et stabilité indispensable pour la demande d'autorisation*

Il est nécessaire de trouver le juste équilibre entre la *flexibilité* et le *besoin de démontrer que la conception/technologie actuelle a atteint un stade suffisamment avancé pour que l'on puisse obtenir une autorisation*. D'un côté, sachant que la construction et l'exploitation d'un centre de stockage peuvent durer plusieurs décennies, il faut de la flexibilité pour pouvoir intégrer les nouvelles informations ou technologies qui deviendront disponibles au cours de cette période. De l'autre côté, la demande d'autorisation doit porter sur une conception détaillée définitive dont est convaincu qu'elle

satisfait aux objectifs et critères établis pour le stockage. Ce double impératif influe sur la manière dont les mises à jour des données sont intégrées aux dossiers de sûreté et sur les étapes auxquelles les critères de construction doivent être fixés, par exemple.

### 3.3.3.1 Importance de l'approche par étapes

Tous les programmes nationaux ont adopté une démarche itérative, par étapes, pour la conception du stockage et l'élaboration du dossier de sûreté. Il faut des programmes suffisamment souples pour pouvoir y intégrer de nouvelles technologies, des données plus précises sur les inventaires et types de déchets, de nouveaux résultats de R-D ou une compréhension plus détaillée du site, à mesure que progresse le long processus comprenant la caractérisation du site, les travaux d'excavation puis l'exploitation du centre de stockage. Il est même souvent prévu d'appliquer un programme de confirmation des performances après la délivrance de l'autorisation, afin de surveiller l'évolution du système de stockage et de vérifier que les bases sur lesquelles repose le dossier de sûreté restent robustes à la lumière de toute nouvelle information.

D'un autre côté, l'un des objectifs généraux est de démontrer qu'un système donné peut être mis en œuvre avec les technologies existantes et qu'il respecte les critères de sûreté applicables. Autrement dit, l'autorisation de construction ou d'exploitation d'un stockage doit reposer sur une conception particulière et assez détaillée. Il serait déraisonnable d'espérer obtenir une autorisation pour un concept de stockage défini dans les grandes lignes uniquement (ou susceptible *a priori* de changer) et dont la faisabilité ne peut pas être prouvée de façon convaincante.

Aux grandes étapes d'autorisation (autorisation de construction ou d'exploitation), on peut espérer que les problèmes essentiels auront été identifiés et sont bien compris, et que l'on a ainsi réduit au minimum le risque de voir apparaître des problèmes entièrement nouveaux et très importants (ou de voir certains problèmes connus prendre une ampleur imprévue) une fois l'autorisation accordée. Pour maîtriser ces incertitudes, l'un des moyens consiste à orienter les choix de conception vers les solutions les plus robustes, c'est-à-dire celles qui sont le moins sensibles à l'impact de facteurs externes ou d'inconnues.

Cela étant, toutes les solutions techniques ne sont pas pour autant fixées de manière irrévocable. Elles peuvent être revues aux étapes ultérieures du processus d'autorisation, s'il s'avère qu'une conception modifiée serait plus appropriée aux plans de la technique, de l'économie ou de la sûreté. Le fait d'intégrer la sûreté à la conception dès le début du processus permet d'adapter la conception à d'autres exigences (parfois apparues ultérieurement) du projet (coût, faisabilité de la construction, etc.) sans remettre en cause la sûreté globale du système. À vouloir définir trop tôt ou à partir d'informations incomplètes des objectifs d'optimisation précis, on risque de perdre en souplesse et de ne pas parvenir à solutions optimales. Par exemple, fixer une température maximale de la barrière ouvragée alors que l'on n'a pas encore une base scientifique suffisante pourrait inutilement interdire l'optimisation ultérieure de la densité de stockage des colis exothermiques (combustible usé, par exemple).

Il est donc fondamental de respecter un processus de conception itératif et par étapes afin de trouver le juste équilibre entre flexibilité de développement du stockage et stabilité indispensable pour obtenir l'autorisation. Ce processus itératif et par étapes est tout aussi important pour l'acquisition de la confiance (sections 3.4.6 à 3.4.8). Pour résumer, il faut qu'il y ait stabilité à chaque étape, et flexibilité entre deux étapes successives. À chaque échéance du projet, la documentation fournie par le gestionnaire de déchets est généralement soumise à une série d'examens approfondis. La souplesse doit être suffisante pour que les points importants soulevés lors ces examens et la documentation correspondante puissent être intégrés à l'étape suivante du projet. Toutes les étapes n'auront pas nécessairement un caractère officiel, notamment au début du programme ; elles peuvent être fixées par le gestionnaire.

### *3.3.3.2 Dialogue entre le gestionnaire de déchets et l'autorité de sûreté*

Pour les autorités de sûreté, l'une des difficultés principales consiste à évaluer si le programme a atteint une maturité suffisante, à une étape donnée du développement du stockage, pour justifier la décision à prendre. Ce type d'évaluation a pour objectif important de déterminer dans quelle mesure il serait possible de revenir sur un précédent choix de conception ou une décision antérieure, que ce choix ne concerne que le gestionnaire de déchets (par exemple, priorités de recherche) ou qu'il ait déjà été officialisé par des décisions (par exemple, une étape d'autorisation précédente). Les autorités de sûreté sont également confrontées au problème de devoir juger de technologies sur lesquelles on dispose de peu d'expérience et d'expertise.

À cet égard, il importe donc que s'instaure un dialogue, dès avant le dépôt de la demande d'autorisation, entre le gestionnaire de déchets et l'autorité de sûreté. Ce dialogue peut aider à mieux comprendre les décisions de conception et leurs justifications techniques, dans le cadre de l'examen d'un programme de R-D ou d'une étude d'impact sur l'environnement par exemple. Tout aussi importantes sont les discussions générales visant à dégager une vision commune du concept de stockage et l'interprétation des critères et exigences de sûreté (voir section 3.4.4). La réglementation (de la sûreté à long terme et aussi des conditions d'exploitation) doit être aussi stable que possible, puisqu'il est évidemment plus difficile de développer une conception en fonction d'une cible mouvante. Et même si le cadre et les exigences réglementaires sont stables, le niveau de détail du concept de stockage et de l'interprétation des exigences réglementaires devraient augmenter à mesure que le programme progresse vers la phase de mise en œuvre – d'où l'utilité d'un dialogue permanent.

Le concept général, par exemple l'avant-projet, doit être au point et stable avant le dépôt de la demande d'autorisation. Cependant, le gestionnaire de déchets doit avoir pour objectif d'améliorer la conception, et l'autorité de sûreté lui laisser la latitude requise, y compris après la délivrance de l'autorisation. Cette latitude dépend cependant de l'étape de la procédure d'autorisation. Même après le dépôt d'une demande d'autorisation de construction (le cas échéant), le gestionnaire doit continuer de se renseigner sur les avancées techniques dans les domaines pertinents et, si nécessaire, ajuster en conséquence la conception ou l'exploitation du stockage. Au-delà d'un certain point, la plupart des régimes réglementaires exigent que soit déposée une demande officielle de modification de l'autorisation pour procéder à tout changement important de la conception ou des matériaux ou encore d'autres aspects du système physique. La poursuite du dialogue après la délivrance de l'autorisation permet d'identifier les éventuels problèmes liés à la sûreté et de s'assurer qu'ils peuvent être résolus efficacement dans le cadre de la réglementation.

### ***3.3.4 Prise en compte des périodes de construction et d'exploitation dans le dossier de sûreté post-fermeture***

Un aspect des dossiers de sûreté qui n'a pas été évoqué dans la publication de l'AEN concerne la prise en compte de plus en plus fréquente des périodes de construction et d'exploitation. Du point de vue réglementaire, le dossier de sûreté post-fermeture doit inclure les événements et processus existants, y compris avant la fermeture, s'ils risquent d'avoir un impact significatif sur les conditions initiales ou sur l'évolution à long terme du stockage.

Aux premières étapes d'un projet, le concept de stockage et le dossier de sûreté correspondant s'articulent autour de la sûreté à long terme, considérée comme l'élément moteur et souvent le plus difficile à définir. À mesure que le programme progresse vers l'étape de la mise en œuvre et que la conception (et le dossier de sûreté) se précisent, les problèmes deviennent plus complexes et multidisciplinaires : la conception du stockage, le choix des composants ouvragés et des techniques d'excavation sont toujours déterminés par les exigences de sûreté à long terme, mais ils doivent

également tenir compte de la sûreté opérationnelle et de la faisabilité de la construction, pour éviter toute complexité technique inutile. Dans un stockage en formation géologique profonde, les possibilités de surveillance active sont limitées, et les impératifs opérationnels tels que la ventilation et les travaux d'excavation conduisent à fixer des spécifications de conception et d'exploitation qui peuvent avoir des répercussions sur les performances ou l'évolution à long terme du stockage. De fait, les conditions, la durée de l'exploitation et les incertitudes concernant cette phase déterminent partiellement la qualité de la sûreté au cours de la phase post-fermeture.

#### *3.3.4.1 Définition de l'état initial en vue de l'évaluation post-fermeture*

On sait que l'état initial choisi comme point de départ de la phase post-fermeture dans l'étude de sûreté à long terme doit être défini en tenant compte, au moins dans une certaine mesure, des phases de construction et d'exploitation. L'état initial défini doit s'appuyer sur les éléments suivants :

- Une bonne compréhension des techniques de construction et d'exploitation.
- Une bonne compréhension des processus thermiques, hydrauliques, mécaniques, biologiques chimiques et radiologiques (THMBCR) susceptibles de se produire pendant la période relativement longue où le stockage sera ouvert, et très probablement de se poursuivre pendant des décennies, y compris s'il n'est pas prévu de récupérer les déchets.

Au minimum, il faudra vérifier que les techniques de construction et d'exploitation ne compromettent pas les caractéristiques ou hypothèses fondamentales de sûreté. Les gestionnaires de déchets doivent identifier les éventuels écarts par rapport à l'évolution attendue durant les périodes de construction et d'exploitation, qui pourraient altérer l'état initial post-fermeture. Le programme d'assurance de la qualité portant sur les périodes de construction et d'exploitation doit valider les hypothèses sur l'état initial émises dans l'évaluation de sûreté à long terme. Il s'agit notamment de vérifier la qualité des barrières ouvragées une fois installées, par exemple en organisant des inspections pour détecter d'éventuels défauts de fabrication des conteneurs.

#### *3.3.4.2 Autres problèmes considérés*

Au-delà des considérations déjà évoquées, certains gestionnaires de déchets procèdent aujourd'hui à un examen plus approfondi des processus/altérations THMBCR liés à la construction et à l'exploitation, suivant une méthodologie similaire à celle qu'ils appliquent à l'étude des étapes post-fermeture – mais tous ne sont pas d'accord sur la méthode à adopter, ni sur l'intérêt de cette démarche pour la sûreté post-fermeture. Certains gestionnaires de déchets prévoient également un retour d'information à la conception et la planification de la construction, par exemple pour définir les dimensions de certains composants, ou pour planifier la construction et l'exploitation du stockage de manière à limiter les altérations ou les perturbations de la roche hôte.

Les problèmes considérés sont notamment les suivants :

- Effets des méthodes de construction des puits sur le scellement des ouvrages.
- Impact hydromécanique de l'excavation, y compris dans la zone perturbée ou endommagée par l'excavation.
- Modélisation d'(autres) évolutions hydromécaniques à proximité des galeries de stockage.
- Perturbations chimiques de la roche-hôte du fait de la présence d'oxygène dans le stockage pendant l'exploitation.
- Désaturation des couches superficielles de la roche-hôte sous l'effet de la ventilation pré-fermeture.
- Temps de resaturation.
- Impacts thermiques.

- Scellement des puits de surveillance.
- Conséquences d'un abandon du stockage avant sa fermeture selon les règles fixées.

Les responsables de certains programmes estiment qu'il n'est pas nécessaire d'approfondir les effets potentiels d'une période d'ouverture, par exemple dans les calculs d'une évaluation de sûreté, car l'impact de cette période est limité ou réversible sur de courtes périodes (voir également AEN, 2006). Le traitement de ce problème dans les dossiers de sûreté dépend aussi en partie de la décision de prévoir ou non une période d'ouverture après la mise en stockage des déchets et, si cette période est prévue, de sa durée. Une longue phase d'ouverture (exploitation, phases post-opérationnelle et de surveillance) peut avoir un impact déterminant sur la sûreté à long terme, et exige une attention particulière dans les programmes prévoyant ce genre de disposition. Les situations ou perturbations spécifiques à éviter pendant la construction et l'exploitation d'un stockage sont fortement dépendantes des types de barrières et des fonctions de sûreté assurées par le système et de l'importance qui leur est accordée dans le dossier de sûreté. Le stockage peut être conçu de façon à limiter l'impact potentiel des perturbations engendrées par toute période d'ouverture quelle qu'en soit la raison.

### ***3.3.5 Meilleures techniques disponibles et optimisation***

Il n'existe pas de méthode unique pour appliquer le principe d'optimisation et les meilleures techniques disponibles (MTD). Bon nombre des programmes ne sont pas officiellement tenus de recourir aux MTD. Toutefois, les technologies utilisées sont censées être suffisamment performantes pour garantir le respect des exigences de sûreté et des autres critères applicables au stockage. Certains gestionnaires de déchets ont l'obligation d'appliquer les MTD de façon plus formelle ou, du moins, d'expliquer leurs conséquences sur le choix du site et la conception du stockage. Ce que l'on entend par « meilleures » varie selon les pays ; néanmoins, tous semblent considérer que l'application du principe des MTD doit être similaire à celle du principe d'optimisation, c'est-à-dire que l'on doit dûment considérer les facteurs économiques et sociétaux et les niveaux de performance que l'on peut raisonnablement atteindre. À ce jour, les réglementations ne définissent toujours pas précisément la distinction à faire entre les MTD et l'optimisation, et entre les modes d'application de ces principes aux différentes étapes des programmes de stockage. L'interprétation de ces questions est donc laissée à la discrétion des gestionnaires de déchets.

#### *3.3.5.1 Directives et orientations internationales*

Certaines publications internationales font expressément référence aux principes de l'optimisation et des meilleures techniques disponibles. C'est le cas, par exemple, de la publication 81 de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR, 1998), qui préconise l'optimisation sous contrainte (optimisation satisfaisant une contrainte de dose ou de risque) comme principale méthode d'évaluation de l'acceptabilité d'un stockage géologique. C'est aussi le cas de la directive 96/61/CE relative à la prévention et à la réduction intégrées de la pollution (IPPC) qui impose l'application des MTD lorsqu'il existe un risque de rejet de polluants dans l'environnement.

Les recommandations de la CIPR et de l'AIEA approfondissent le sujet, en précisant que la mise en œuvre de l'optimisation selon des principes managériaux et techniques rigoureux est le meilleur moyen d'acquiescer la certitude que la protection à long terme du public sera assurée. Les recommandations internationales stipulent que toute décision doit reposer sur l'étude des différentes solutions et respecter un processus par étapes avec clarification des objectifs de l'optimisation tout au long du programme.

### 3.3.5.2 Mise en œuvre des MTD et de l'optimisation dans programmes de stockage

En dépit de ces recommandations, on constate qu'il existe de grandes différences dans l'interprétation et la vitesse de mise en œuvre des MTD et de l'optimisation par les programmes nationaux de stockage. La réglementation de nombreux pays ne contient pas encore de prescription relative à l'optimisation ou aux MTD et, sans exigences explicites ni *critères* de conformité clairs, les gestionnaires de déchets sont réticents à faire référence aux MTD.

Il est communément admis que l'optimisation et les MTD concernent le processus de conception, et imposent d'apporter au système de stockage les améliorations évidentes. L'ingénierie classique prévoit d'étudier toutes les variantes de façon systématique, sans qu'il soit nécessaire de décrire les solutions écartées. Les MTD pourraient imposer cette description.

Comme on l'a vu, il n'est pas aisé de déterminer ce que l'on entend par « meilleures techniques disponibles ». Sachant qu'il faut d'importantes ressources pour mener des analyses approfondies, il n'est pas toujours possible d'étudier chaque option en détail. Seules quelques solutions peuvent être évaluées et décrites. « Meilleures » doit également être compris dans le sens de « réalisables dans des conditions raisonnables » : les facteurs économiques et sociétaux doivent être dûment pris en compte. En outre, ces options doivent satisfaire à toutes les exigences fondamentales : une solution qui serait la « meilleure » ne serait pas acceptable si elle ne respectait pas les critères de sûreté et si elle était impossible à mettre en œuvre. Cependant, on ignore encore clairement s'il faut démontrer, *a priori*, que toutes les options étudiées conviennent. Cet objectif pourrait être difficile à atteindre au début. De fait, l'abandon des solutions les moins pertinentes fait normalement partie du processus de développement d'un concept.

On sait que la mise en œuvre d'un stockage est un processus long, par étapes, ponctué par des décisions à prendre. La plupart des programmes en sont encore à démontrer l'existence de solutions techniquement faisables, sans en figer aucune de manière irrévocable. Par conséquent, et bien que la sûreté soit un critère *majeur*, l'optimisation n'est pas encore totale aux étapes intermédiaires d'un programme de conception d'un stockage. Si les nouvelles connaissances acquises l'autorisent, des améliorations sont encore possibles et pourront voir le jour aux étapes ultérieures. Compte tenu de cette conception par étapes, les autorités de sûreté pourraient plus facilement décider de l'application des MTD à une étape ultérieure, par exemple au moment du dépôt de la demande d'autorisation de construction. En d'autres termes, le gestionnaire de déchets ne sera peut-être pas en mesure de prouver qu'il a respecté le principe d'optimisation et adopté les MTD tant qu'il n'aura pas accompli le gros du travail itératif de développement ne sont pas finalisés. Au début, avant d'aborder les diverses étapes de la demande d'autorisation, l'étude des MTD et de l'optimisation offrirait plutôt un cadre pour réfléchir aux modifications rétroactives des besoins de développement. La base de connaissances s'élargissant et évoluant en permanence, une évaluation « ponctuelle » des MTD ne peut pas rester valable indéfiniment. C'est pourquoi, l'application du principe d'optimisation et des MTD doit prendre la forme d'un « processus d'amélioration continue » : le gestionnaire de déchets doit être en mesure de prouver que ses choix ont été faits au moment opportun et en fonction d'informations suffisantes.

Quoi qu'il en soit, l'optimisation ou les meilleures pratiques disponibles ne doivent pas conduire à reporter indéfiniment les décisions. À cet égard, la publication 81 de la CIPR (paragraphe 78) contient la recommandation suivante :

« Il importe d'optimiser la protection et d'appliquer les principes techniques et managériaux avec discernement. Cependant, le processus ne doit pas être sans limite de durée. Plus précisément, la Commission estime que les exigences en matière de radioprotection peuvent être considérées comme satisfaites si les contraintes appropriées relatives aux processus naturels sont respectées, si des mesures raisonnables ont été prises pour réduire la probabilité d'une intrusion humaine, et si des principes scientifiques, techniques et managériaux robustes ont été appliqués. »

Quant à la mise en œuvre, on sait que l'optimisation d'un système est un exercice multicritères, qui doit tenir compte de nombreux facteurs en plus de la sûreté à long terme (faisabilité technique, transport, sûreté opérationnelle, récupérabilité, etc.). En effet, dans certains contextes, l'optimisation et/ou les MTD sont jugées ou conçues comme s'appliquant bien au-delà du seul domaine de la radioprotection et couvrir, par exemple, non seulement l'impact radiologique pendant le transport ou l'exploitation, mais aussi l'impact global sur l'environnement ou même la société en fonction d'une plage de *critères*. Les autorités de sûreté doivent participer à la sélection de ces critères et les parties prenantes peuvent émettre des avis importants. Les contraintes doivent aussi être clairement définies (ressources ou échéances, par exemple).

### 3.3.5.3 Questions restant à approfondir

On ne sait pas encore clairement si l'optimisation (au sens ALARA) et les MTD aboutissent à des exigences similaires, complémentaires ou contradictoires. Il est donc nécessaire de préciser la définition de ce que l'on entend par optimisation et MTD et d'expliquer en fonction de quels critères et sur quelles échelles de temps les spécifications s'appliquent (par exemple, optimisation de la radioprotection à long terme, de la radioprotection au sens général ou des impacts globaux sur l'environnement). Les recommandations internationales n'expliquent pas encore suffisamment comment effectuer la mise en œuvre pratique. Dans les pays où l'optimisation et les MTD sont prises en compte, les procédures à appliquer dans le cadre d'un processus par étapes doivent être clarifiées, notamment ce qu'il faut entendre par « meilleures » et la façon de vérifier la conformité (selon quels critères et à quelles étapes). Une étude théorique lancée par le Forum des régulateurs du RWMC a abouti à une analyse des recommandations internationales relatives à l'optimisation et/ou aux MTD et à l'élaboration d'une première liste de points clés à étudier pour orienter l'application de ces principes dans les réglementations nationales (AEN, 2008b).

## 3.4 Autres déterminants de la confiance dans la sûreté

Les sections précédentes ont permis de passer en revue un grand nombre des exigences techniques, scientifiques et documentaires à respecter pour établir la confiance dans un dossier de sûreté. Cependant, il existe d'autres moyens de renforcer encore cette confiance. La plupart d'entre eux n'ont pas été expressément mentionnés dans le questionnaire INTESC car, ils ne sont pas encore couramment employés dans les dossiers de sûreté actuels bien que l'on travaille à leur mise au point. Ces déterminants supplémentaires devraient jouer un rôle important dans les futurs dossiers de sûreté. Ils ont été développés au cours de l'atelier INTESC.

À mesure que les programmes de gestion des déchets radioactifs avancent, l'expérience de certains pays (voir par exemple, US National Research Council, 2001, 2003) vient confirmer la validité des conceptions relatives à l'instauration et la communication de la confiance exprimées dans le rapport de l'AEN consacré à ce sujet (AEN, 1999a) et dans sa publication sur le dossier de sûreté (AEN, 2004). Les expériences les plus récentes en matière d'instauration et de communication de la confiance indiquent que la confiance dans un programme de stockage repose sur trois piliers :

- *Processus* : le processus de développement du stockage est adapté, transparent, divisé en étapes et reconnu au plan international.
- *Acteurs et leurs rôles* : les rôles du gestionnaire de déchets, de l'autorité de sûreté et des autres parties intéressées et concernées sont bien définis et il existe de véritables mécanismes d'interaction entre toutes les parties.
- *Confiance mutuelle* : toutes les parties se font mutuellement confiance (en partie au moins).

Dans les pays ayant répondu au questionnaire INTESC, le déroulement d'un programme de stockage est bien établi et très homogène. Il comporte différentes étapes, depuis l'élaboration du



concept générique de stockage jusqu'au choix du site, à l'exploitation et à la fermeture. Même si les jalons précis varient d'un pays à un autre, des choix d'orientation et/ou des décisions réglementaires interviennent toujours à certaines étapes. La sélection du site relève souvent d'une décision stratégique, voire politique (pour un examen plus approfondi du processus par étapes, voir les sections 3.3.2 et 3.4.6). La fermeture du stockage peut être suivie d'une période de surveillance et de contrôle institutionnel du stockage (voir section 3.4.11), mais les situations sont très variables.

Les acteurs et leurs rôles constituent le deuxième pilier de la confiance. Les arguments qui établissent la confiance concernent publics suivants :

- Le gestionnaire de déchets lui-même, qui doit avoir confiance dans sa proposition.
- L'autorité de sûreté, qui doit avoir confiance dans sa capacité de prendre une décision sur une demande d'autorisation.
- La communauté scientifique et universitaire, qui peut avoir un avis sur les fondements scientifiques du dossier de sûreté.
- La collectivité locale, qui peut avoir des préoccupations particulières (qui ne concernent pas seulement la sûreté).
- Le grand public, qui peut avoir d'autres préoccupations.
- Les organisations non gouvernementales, qui représentent différents courants de pensée et peuvent se prononcer pour ou contre une décision quelle que soit la confiance qu'accordent les autres parties au programme de stockage.

Une définition claire des rôles et la mise en place de mécanismes efficaces d'interaction entre le gestionnaire de déchets, l'autorité de sûreté et les parties intéressées et concernées sont d'importants déterminants de la confiance. La responsabilité de la sûreté revient au gestionnaire, et celle de l'autorisation revient à l'autorité de sûreté. Le gestionnaire est le titulaire de l'autorisation. C'est à lui qu'il revient d'assurer la sûreté des travailleurs et du public, ainsi que celle des générations futures après la fermeture définitive du stockage. L'autorité de sûreté doit avoir la certitude que les affirmations et hypothèses du gestionnaire sont solidement étayées et que les travaux sont correctement effectués. Il faut également qu'il existe un mécanisme clair et efficace d'interaction avec les parties intéressées et concernées (voir section 3.4.4).

Enfin, pour que le programme de stockage soit efficace, toutes les parties doivent se faire confiance un tant soit peu. Il est peu probable qu'il existe une confiance absolue et inconditionnelle entre toutes les parties prenantes, y compris entre le gestionnaire et l'autorité de sûreté. La confiance repose sur la conscience d'une incertitude durable et sur la conviction que des travaux supplémentaires seront dûment effectués pour confirmer la sûreté au fur et à mesure de l'avancée du projet. Compte tenu de ces réalités, il est fondamental que la collectivité locale et le grand public aient suffisamment confiance dans la capacité du gestionnaire et de l'autorité de sûreté de prendre des décisions qui intègrent et protègent leur santé et leur sécurité. Cette confiance mutuelle ne repose pas uniquement sur les conclusions d'analyses techniques. L'expérience récente prouve qu'il existe d'autres occasions importantes d'instaurer la confiance dans la façon dont un dossier de sûreté est défini, élaboré et contrôlé ; dans la façon dont la conception du stockage est optimisée et dont le dossier de sûreté est mis à jour ; et, enfin, dans le niveau et le mode d'interaction entre les gestionnaires, les autorités de sûreté et les autres parties intéressées et concernées.

L'atelier INTESC a permis d'évoquer les méthodes suivantes, appliquées dans le cadre de divers programmes de stockage. À quelques exceptions près, il est proposé que l'IGSC poursuive ses travaux sur ces méthodes :

- Expertises indépendantes des travaux scientifiques.
- Pluralité des argumentations complémentaires (par exemple, bases scientifiques de l'évaluation elle-même, analogues naturels et archéologiques, analyses de confirmation).

- Intégration et transparence de la gestion des informations et des connaissances.
- Interactions entre le gestionnaire de déchets, l'autorité de sûreté et les autres parties intéressées et concernées.
- Cohérence avec l'expérience et les orientations internationales.
- Processus de développement et de décision par étapes.
- Mises à jour itératives du dossier de sûreté tout au long du programme de stockage.
- Flexibilité, réversibilité et récupérabilité.
- Mesures institutionnelles contribuant à asseoir la confiance (par exemple : établissement de la confiance au sein de l'organisation avant sa communication à l'extérieur, engagement en faveur de l'intégrité, engagement en faveur de l'acquisition continue des connaissances).
- installations pilotes, d'essai et de démonstration.
- Programmes de surveillance, de confirmation des performances et de recherche scientifique et technique à long terme.
- Prise en compte de très longues échelles de temps.

Les sections suivantes reviennent sur chacune de ces méthodes.

### ***3.4.1 Expertises indépendantes des travaux scientifiques***

La confiance dans la compréhension scientifique sera grandement renforcée si les travaux du gestionnaire de déchets ont été soumis non seulement aux contrôles indépendants internes des questions techniques exigés par la réglementation et les procédures d'assurance qualité, mais aussi à d'autres expertises externes plus générales et manifestement indépendantes, parmi lesquelles :

- Des expertises réalisées, pour le compte du gestionnaire, par des spécialistes ne participant pas au programme de travail du gestionnaire (experts nationaux indépendants, comités permanents d'expertise ou équipes d'évaluation internationales).
- Des revues moins formelles de la communauté scientifique et technique au sens large et de la société civile en général, après publication par le gestionnaire de ses travaux et lignes d'argumentation, et mise en place d'un système de traitement des retours d'information.

Les expertises techniques officielles sont souvent réalisées par des organisations internationales (dont l'AEN) ou des commissions consultatives nationales établies à cet effet (de telles commissions permanentes d'évaluation technique existent par exemple en France et aux États-Unis) ; pour plus d'information, voir section 3.4.5. Les expertises engagées et organisées par le gestionnaire de déchets sont normalement soumises à des règles strictes visant à garantir l'indépendance des experts et de leurs délibérations. D'autres parties intéressées et concernées peuvent également produire une expertise technique indépendante. Par exemple, un comité consultatif technique réunissant des représentants d'organisations diverses telles que des institutions locales, des collectivités locales visées, des universités, de l'industrie, des organisations à but non lucratif ou des organismes non gouvernementaux pourrait procéder à une expertise de tout ou partie d'un programme et présenter ses conclusions au gestionnaire ou à l'autorité de sûreté.

Nombreux sont les gestionnaires de déchets qui soumettent une quantité impressionnante d'articles scientifiques à des revues savantes ou d'autres publications spécialisées afin de présenter les arguments majeurs sur lesquels repose l'interprétation ou le traitement de certains problèmes fondamentaux. Cette approche a de nombreux mérites, mais il ne faut pas oublier qu'une bonne part des données importantes d'un programme de stockage ne se prêteront jamais à une expertise scientifique standard, car elles concernent des points très précis et très spécifiques qui sont jugés sans intérêt scientifique général. De fait, c'est précisément pour cette raison que les gestionnaires et les autorités de sûreté ont développé d'autres moyens de justifier leurs données et arguments.

### **3.4.2 Pluralité des argumentations complémentaires**

En ayant recours à diverses méthodes, techniques et perspectives indépendantes, les scientifiques et les ingénieurs parviennent à un degré de confiance, inatteignable sinon, dans la fiabilité des résultats des modèles et des analyses. Les analyses qui étayent un dossier de sûreté doivent être définies et effectuées de telle manière que les multiples argumentations soient clairement exposées et non perdues dans les rapports, parfois épais et complexes, qui présentent les fondement techniques de l'évaluation de sûreté, et donc du dossier de sûreté lui-même.

Dans les évaluations et dossiers de sûreté publiés à ce jour, les preuves multiples fournies le plus souvent sont les suivantes :

- Éléments de preuve fournis par des programmes approfondis de caractérisation de site et de recherche et développement sur le système de barrières ouvragées ; ces éléments font partie intégrante du dossier de sûreté, ils justifient les nombreux paramètres et hypothèses concernant les processus adoptés pour l'analyse quantitative de sûreté (comme on l'a vu aux sections 3.2.4, 3.3.1 et 3.3.2 de ce rapport).
- Analyses de confirmation.
- Démonstrations de la robustesse du stockage géologique par rapport aux autres concepts.
- Analyses d'analogues naturels et archéologiques.
- Analyses qualitatives.

Ces informations sur lesquelles repose l'évaluation de sûreté permettent aussi de prouver que le stockage et son environnement sont robustes et présentent les caractéristiques voulues. Toute donnée significative pertinente en contradiction avec les conclusions du dossier de sûreté doit également être présentée et analysée. Le poids relatif des différentes preuves et argumentations dépend de l'état d'avancement du programme de stockage, des informations disponibles et des échelles de temps sur lesquelles on considère l'évolution du stockage (voir section 3.4.12).

Les arguments cités ne sont pas strictement indépendants mais ils constituent des éléments d'information complémentaires susceptibles de renforcer la confiance. L'existence d'argumentations indépendantes – parce qu'elles reposent sur des diverses sources d'information, qu'elles relèvent de disciplines scientifiques différentes, ou qu'elles appartiennent à des modèles conceptuels alternatifs – mais débouchant sur les mêmes conclusions démontre la qualité de la compréhension et de ses fondements scientifiques et de l'évaluation de sûreté. D'autres méthodes telles que l'expertise indépendante de travaux scientifiques (voir section 3.4.1) ou l'intégration efficace des informations (voir section 3.4.3) jouent également un rôle important à cet égard, même si elles ne peuvent pas être considérées comme des éléments de preuve distincts ou complémentaires.

#### **3.4.2.1 Robustesse du stockage géologique par rapport aux autres concepts**

On sait depuis longtemps qu'il est impératif de gérer les déchets radioactifs en toute sécurité pour protéger la santé des personnes et l'environnement. La communauté internationale a d'ailleurs acquis une expérience considérable dans ce domaine, par le biais de collaborations. De cette expérience, elle a conclu que l'isolement et le confinement en formation géologique constituent la meilleure solution de gestion à long terme des déchets, du moins pour les déchets de haute activité à vie longue (U.S. National Research Council 1957, 2001, 2003 ; AEN, 1999a). Pour établir la confiance, il peut être utile de développer le concept général et de préparer une synthèse des opinions internationales ou une étude comparative des risques (à court et long terme) de cette solution et d'autres solutions de gestion techniquement réalisables.

Cette méthode apporte un complément d'information nécessaire pour obtenir la confiance dans le dossier de sûreté au sens large. Il ne s'agit pas, par contre, d'une argumentation indépendante au sens où elle traiterait un certain aspect du dossier de sûreté de manière différente et indépendante.

#### *3.4.2.2 Analyses de confirmation*

Outre des analyses du fonctionnement potentiel du stockage, le gestionnaire de déchets utilise souvent des modèles alternatifs pour étudier l'impact des hypothèses de modélisation et confirmer sa compréhension fondamentale des processus importants. Cette méthode, qui fait souvent partie des exigences d'assurance qualité, est aujourd'hui régulièrement employée dans les analyses et études de modélisation des programmes de stockage actuels.

L'autorité de sûreté peut développer sa propre capacité d'évaluation et, ainsi, réaliser des analyses de confirmation. Ces analyses peuvent fournir, à l'autorité de sûreté elle-même ou à d'autres experts indépendants, des informations qui renforcent la crédibilité du dossier de sûreté et la confiance dans ses conclusions. À l'inverse, elles peuvent déboucher sur des critiques techniques, solidement argumentées, des méthodes et des résultats du gestionnaire – ce qui devrait entraîner des améliorations qui, en définitive, renforceront la crédibilité du programme.

#### *3.4.2.3 Analyses d'analogues naturels et archéologiques*

Les analogues naturels et archéologiques, également évoqués dans la publication de l'AEN sur le dossier de sûreté (AEN, 2004), sont depuis longtemps considérés comme d'importants éléments de preuve de la crédibilité d'un dossier de sûreté. Les analogues sont des systèmes où se sont déroulés, parfois sur de très longues périodes (entre des décennies et des millénaires) et/ou grandes superficies (jusqu'à plusieurs dizaines de kilomètres carrés), c'est-à-dire à des échelles non reproductibles dans les expériences de laboratoire ou sur le terrain, des processus similaires à ceux qui pourraient intervenir dans un système de stockage de déchets nucléaires. Mais certains analogues se rapportent aussi à des échelles très réduites. Par exemple, on peut utiliser des gisements de minerai de petites dimensions dans la nature pour apporter la démonstration (dans des environnements analogues définissables) du concept général de barrière passive protégeant à très long terme des alliages métalliques à forte teneur en chrome dans les environnements riches en oxygène. De même, les clous romains en bon état retrouvés dans un environnement anoxique témoignent de la durabilité générale des matériaux à base de fer dans les milieux souterrains profonds courants.

Le concept de stockage géologique lui-même repose sur le constat que certains milieux géologiques ont des propriétés intrinsèques favorables à la préservation et à l'isolement à long terme de matériaux déposés soit par l'homme, soit par des processus naturels. En étudiant des analogues soumis aux mêmes processus que le système de stockage envisagé, on peut établir des comparaisons entre le comportement futur supposé du stockage et le comportement passé connu d'un système dans lequel des processus analogues ont produit des caractéristiques directement observables aujourd'hui. Il est alors plus facile de comprendre les différents aspects du comportement du stockage.

Par exemple, les observations de migrations de radionucléides dans l'eau souterraine de milieu comparables à celui du stockage apportent des éclairages sur les possibilités de transport des radionucléides hors du stockage. Des données ont été obtenues sur des analogues naturels (gisements naturels d'uranium et d'autres minéraux, par exemple) et archéologiques, à l'intérieur desquels on surveille le déplacement dans les eaux souterraines de radionucléides libérés lors de rejets passés. Certains objets archéologiques et historiques fournissent aussi des données qualitatives sur la dégradation des matériaux qui peuvent s'avérer pertinentes pour évaluer la performance d'un stockage (par exemple, conservation de matériaux dans des pyramides et tombes égyptiennes vieilles de plus de 5 000 ans et conservation de dépouilles humaines et animales dans des grottes du Nevada pendant plus de 10 000 ans).

Cependant, les analogues ne peuvent être un facteur de confiance que s'ils sont fiables (autrement dit si les caractéristiques du processus ou de l'emplacement étudié sont équivalentes à celles du stockage) et si les conclusions que l'on en tire sont réalistes. Par exemple, la conservation d'un clou romain est un bon analogue pour démontrer que des métaux peuvent résister à la corrosion pendant plusieurs milliers d'années. En revanche, elle ne permet pas d'affirmer que tous les conteneurs en acier d'un stockage resteront intacts pendant 2000 ans, s'il apparaît que la majorité des clous romains n'ont pas été préservés. C'est en prenant conscience de ces limites et en les annonçant, et non en les éludant, qu'on bâtit la confiance.

Il n'existe aucun analogue qui puisse représenter parfaitement l'ensemble d'un système de stockage, ouvrages et environnement naturel compris. Néanmoins, on peut utiliser, et on utilise généralement, plusieurs analogues spécifiques à un processus ou un matériau pour déterminer dans quelle mesure les modèles représentent des processus et matériaux présentant un intérêt pour l'évaluation des performances du stockage. Les connaissances acquises grâce aux analogues permettent d'affiner les hypothèses du modèle d'évaluation des performances et de circonscrire l'intervalle de variation des paramètres, d'où une amélioration de la robustesse et de la cohérence des modélisations des processus.

#### *3.4.2.4 Analyse qualitative*

Les dossiers de sûreté commencent depuis peu à intégrer des analyses qualitatives fondées sur des arguments rationnels scientifiquement valides. À titre d'exemple, on peut citer l'analyse destinée à vérifier que tous les FEP pertinents ont été pris en compte dans l'évaluation de sûreté. L'un des avantages de ces analyses qualitatives est leur intelligibilité : en effet, elles ne nécessitent ni outil de modélisation sophistiqué, ni donnée technique pointue sur le site.

Lorsqu'elles revoient les évaluations quantitatives de la sûreté, les autorités de sûreté étudient les fondements des arguments qualitatifs et, par conséquent, les analyses qui ont conduit à l'inclusion ou à l'exclusion de certaines caractéristiques, événements et processus.

Les analyses qualitatives font aussi partie intégrante des analyses quantitatives et des évaluations des incertitudes (voir section 3.2.3). La décision d'inclure ou non certains facteurs dans une analyse quantitative passe par de multiples jugements, dont bon nombre reposent à leur tour sur des raisonnements qui, en fait, constituent des analyses qualitatives. Par exemple, les modèles conceptuels alternatifs nécessitent une part de jugement de la part du modélisateur, soit une forme d'analyse qualitative.

#### ***3.4.3 Intégration et transparence de la gestion des informations et des connaissances***

Les données et les connaissances issues des différentes branches d'un programme doivent être intégrées de manière efficace. Le gestionnaire de déchets doit d'ailleurs démontrer à l'autorité de sûreté qu'il est capable de les intégrer et de les gérer. L'un des exemples importants en la matière est la compilation des informations sous la forme d'une synthèse des connaissances géologiques, comme on l'a vu à la section 3.2.4. Les systèmes et structures de gestion doivent tenir compte de ce besoin d'intégration des informations, un besoin mis en avant par les répondants au questionnaire INTESC. Les données doivent également être documentées dans un double souci d'intelligibilité et de traçabilité, que ce soit pour les participants au programme ou pour les intervenants externes, notamment les autorités de sûreté. L'exécution de programmes de gestion des connaissances en constitue un prolongement. Ces programmes sont destinés à assurer également l'intégration et le transfert d'informations et de connaissances institutionnelles au fil du temps, sachant que le programme peut durer plusieurs dizaines d'années.

### 3.4.3.1 Intégration de données issues de disciplines diverses

Les répondants sont conscients de l'importance de définir clairement les rôles et interactions des différents groupes impliqués dans l'élaboration d'un dossier de sûreté. Tout aussi essentielle est la nécessité de synthétiser efficacement les informations, de manière à garantir la robustesse et la cohérence interne des fondements techniques du dossier de sûreté. Aujourd'hui, on accumule de l'expérience sur la constitution d'*équipes multidisciplinaires intégrées de sûreté* (ou *équipes du dossier de sûreté*), dont le rôle est de faciliter l'intégration entre évaluation de sûreté, ingénierie (conception), caractérisation du site et R-D, de conserver une vision holistique du projet et de veiller au maintien d'une culture de la sûreté digne de ce nom. Diverses méthodes sont appliquées pour assurer cette intégration, et les opinions diffèrent quant au type d'organisation à adopter :

- Premier exemple, une équipe de hauts responsables, représentant toutes les branches du programme, se réunit à intervalles réguliers pour fixer les orientations et les priorités. Sous sa responsabilité, peuvent agir des groupes d'intégration et de coordination à vocation plus ciblée. Outre des équipes d'évaluation de la sûreté, il pourrait être nécessaire, par exemple, de constituer des équipes intégrées responsables de la conception, de la caractérisation du site et de l'étude d'impact sur l'environnement. L'intégration peut même être requise à niveau « inférieur » (plus scientifique ou technique), par exemple, entre les travaux d'hydrogéologie et d'hydrogéochimie.
- La culture de l'intégration et de la sûreté est parfois inscrite plus officiellement dans la structure organisationnelle du gestionnaire de déchets, par exemple lorsqu'une division spécifique est chargée de promouvoir la « doctrine » de sûreté (par des formations, la publication de guides de sûreté, etc.), ou lorsqu'il existe un « département d'intégration scientifique » responsable de la synthèse des connaissances à utiliser dans les études de sûreté.
- L'équipe d'évaluation de la sûreté peut également prendre la direction de l'intégration des informations et, par exemple :
  - Coordonner toutes les interactions avec les autorités de sûreté et de protection de l'environnement.
  - Favoriser la culture de sûreté au sein de l'organisation, par exemple en organisant des sessions d'information, en passant en revue les rapports et en se joignant aux groupes d'intégration.
  - Faire participer à ses propres activités des représentants des équipes de R-D, de conception du stockage et de reconnaissance du site, afin de leur faire prendre conscience de l'importance pour la sûreté de la R-D, de la conception du dépôt et des travaux de reconnaissance du site et, réciproquement, d'approfondir ses connaissances des résultats de la R-D, de la conception et des travaux de reconnaissance du site.
- Enfin, il peut exister une équipe d'évaluation de la sûreté dont l'intégration avec les autres groupes se fait par le biais d'interfaces entre les différentes équipes de spécialistes. Il n'existe pas de structure unique et recommandée à cet effet. Tout gestionnaire de déchets peut définir et organiser les interfaces entre ses différentes équipes. Un autre outil, employé avec succès, d'après l'un des répondants au questionnaire consiste à organiser des réunions « d'audit » ou « d'examen » auxquelles participent des membres de l'équipe d'évaluation de la sûreté et des autres groupes – en particulier, des scientifiques, des ingénieurs de conception et des spécialistes de l'évaluation de la sûreté. En général, l'équipe d'évaluation de la sûreté explique comment elle utilise les données spécifiques dans l'évaluation de la sûreté, et le ou les autres groupes « spécialistes » ont l'obligation de donner leur accord ou d'exprimer un « désaccord constructif ».

Il est clair que l'objectif fondamental est d'établir une véritable communication entre les individus et entre les équipes, de telle sorte que tous puissent avoir une vision suffisante du contexte global du dossier de sûreté pour pouvoir contribuer au mieux au projet. Le principal problème est donc de fixer les modalités pratiques de l'intégration sans provoquer l'organisation d'une série de réunions sans fin, et de tout mettre en œuvre pour surmonter les divergences d'attitudes et de points de vue entre les groupes. Il est probable que les gestionnaires de déchets peuvent encore améliorer les processus d'intégration en mettant à profit l'expérience de leurs homologues. Il serait intéressant de poursuivre les échanges à ce sujet.

#### *3.4.3.2 Engagement en faveur de la transparence et de la traçabilité pendant toute la durée du programme*

Il y a transparence lorsque les argumentations et raisonnements sont clairement expliqués et que les données, hypothèses et autres informations clés sous-jacentes sont présentées. Il faut également que soient exposées les sources, limitations et interprétations des données. Il importe de trouver le juste équilibre entre transparence et traçabilité pour ne pas noyer les données fondamentales dans un excès d'informations moins pertinentes ou dans un dédale de références circulaires ou interminables. L'expérience montre qu'il est très difficile d'atteindre l'équilibre optimal entre la transparence et le référencement détaillé des données, et que le problème n'est que partiellement résolu par l'emploi de plusieurs niveaux de documentation (voir section 2.9).

En relation avec la transparence et la traçabilité des informations se pose le problème de la traçabilité des décisions. De nouveaux cadres ou techniciens intégrant une équipe chercheront à connaître raisons qui ont conduit à certaines décisions de conception passées ou à l'abandon de certaines options. S'il n'est plus possible d'obtenir un compte rendu de première main des délibérations ayant abouti aux décisions, ou si les décisions et leurs fondements n'ont pas été consignés dans un souci de transparence et de traçabilité, l'équipe risque de devoir réexaminer le problème ou refaire le travail, ce qui peut être coûteux en temps et en moyens. On peut éviter cette situation par un effort concerté pour s'assurer que les justifications des décisions sont bien documentées et que les savoirs institutionnels sont conservés sur toute la durée du programme (voir section suivante sur la gestion des connaissances).

La transparence et la traçabilité des données et des décisions sont également importantes lors des échanges avec l'autorité de sûreté et les autres parties intéressées et concernées. Le processus décisionnel doit être bien documenté (avec synthèse claire et complète des raisons des décisions). Cette documentation doit pouvoir être consultée tout au long du programme, notamment à des fins d'audit. Or, on a pu régulièrement constater que les délibérations organisées dans des conditions de transparence, d'ouverture et de liberté sont propices à la confiance.

#### *3.4.3.3 Gestion des connaissances*

On assiste également depuis peu au développement de systèmes de gestion des connaissances. Plus précisément, des travaux sont en cours pour créer des systèmes automatisés de gestion des connaissances applicables aux technologies de stockage géologique, donc capables de traiter les importants volumes de données (et leurs interprétations) concernés. Ces systèmes seront utilisés pour mettre toutes les connaissances requises à la disposition des parties prenantes, identifier les lacunes et hiérarchiser les travaux de R-D à entreprendre. La gestion des connaissances contribue elle aussi à la transparence et à la traçabilité de la documentation, en y ajoutant une composante temporelle et intergénérationnelle.

Les établissements publics dans plusieurs pays sont actuellement en train d'adopter des stratégies et des méthodes dites « de gestion des connaissances » afin de préserver le savoir institutionnel. Ce

défi est commun à toutes les organisations responsables de programmes de haute technicité planifiés sur plusieurs décennies. Néanmoins, les programmes de stockage de déchets radioactifs présentent des difficultés spécifiques, car il peut s'écouler un siècle ou plus avant que la décision de sceller le système ne soit prise.

La gestion des connaissances nécessite des outils informatiques de conservation des données, des informations et des savoirs, mais elle ne se limite pas à l'acquisition de systèmes automatisés (voir par exemple Umeki *et al.*, 2007). Des modifications culturelles et pratiques doivent être effectuées au sein des organisations pour faciliter les transferts de connaissances en interne, que ce soit à un instant t ou au cours du temps. L'élaboration et la mise en œuvre d'un programme de gestion des connaissances permettent également de montrer aux étrangers à l'organisation qu'ils peuvent avoir confiance dans la pérennité de la culture de sûreté d'un programme, même si la structure de management et/ou les principaux services techniques changent au fil du temps.

La gestion des connaissances est aussi une préoccupation constante dans les centrales nucléaires. L'AIEA publie des recommandations et procède régulièrement à des évaluations de ces organisations. Elle prépare actuellement un document qui dispensera des orientations préliminaires aux gestionnaires de déchets pour établir une infrastructure fiable de gestion des connaissances dans le cadre d'un programme de stockage. Dans cinq ans environ, et à partir du retour d'expérience de la mise en œuvre des principes énoncés dans le premier document, il est prévu de publier un deuxième document, plus axé sur les spécificités des programmes de stockage.

#### ***3.4.4 Interactions entre le gestionnaire de déchets, l'autorité de sûreté et les autres parties intéressées et concernées***

##### *3.4.4.1 Interactions entre le gestionnaire de déchets et l'autorité de sûreté*

Comme nous l'avons vu à la section 3.3.3, les autorités de sûreté doivent procéder à l'examen officiel des dossiers de sûreté des gestionnaires de déchets à des étapes définies des programmes de stockage. Les gestionnaires cherchent aussi à gagner la confiance des autorités de sûreté dans le dossier de sûreté à d'autres étapes des programmes, grâce à des échanges plus fréquents et souvent moins formels. L'effet de ces échanges sur la confiance des autorités de sûreté dépend de la robustesse des arguments du gestionnaire et de la façon dont il les présente. Ces échanges peuvent également renforcer la confiance des autres parties prenantes puisqu'ils montrent que les autorités de sûreté surveillent de près la constitution du dossier de sûreté. Mal gérés, toutefois, ils peuvent avoir l'effet exactement inverse.

L'autorité de sûreté pourra avoir davantage confiance dans le dossier de sûreté si le gestionnaire de déchets :

- Manifeste la volonté de dialoguer et, le cas échéant, d'élargir à d'autres parties prenantes le débat sur certains éléments importants.
- Démontre qu'il maîtrise de façon approfondie les principaux arguments du dossier de sûreté, leurs interactions et les arguments, et les éléments de preuve et raisonnements sous-jacents (y compris les travaux effectués par divers groupes ou entités internes – en particulier les sous-traitants – et les travaux réalisés par d'autres organisations – tels que rapportés dans les publications scientifiques, par exemple – et la façon dont ces travaux peuvent l'aider à améliorer son dossier de sûreté).
- Inspire confiance dans le dossier de sûreté, mais sans arrogance, ni complaisance.



- Est ouvert au dialogue concernant les points faibles ou les questions en suspens (et les solutions qu'il prévoit de mettre en œuvre, par exemple, qu'il s'agisse de mener des travaux complémentaires ou de s'orienter vers une méthode de conception plus conservatrice) tout comme les points forts du dossier de sûreté.

La confiance dans le dossier de sûreté peut souffrir si la relation entre le gestionnaire de déchets et l'autorité de sûreté permet de douter de l'indépendance de cette dernière. L'indépendance de l'autorité de sûreté est une obligation légale, mais aussi une condition sans laquelle il est impossible d'obtenir la confiance des parties prenantes. Des relations entre le gestionnaire et l'autorité de sûreté trop « amicales ou perçues comme telles laisseront planer un doute quant à la rigueur des contrôles réglementaires. À l'inverse, si les relations sont trop « tendues », le dialogue risque de ne pas être constructif de sorte qu'en retour l'autorité de sûreté aura moins confiance dans le dossier de sûreté du gestionnaire.

Le dialogue entre le gestionnaire de déchets et l'autorité de sûreté doit également être ouvert pour pouvoir jouer en faveur de la confiance. Si toutes les réunions importantes entre les deux organisations se déroulent à huis clos, les parties prenantes risquent de perdre confiance, pour des raisons évidentes. D'un autre côté, le gestionnaire et l'autorité de sûreté doivent pouvoir tenir des réunions confidentielles à des fins de contrôle des faits, d'enquête ou d'inspection. La présence du public ou de la presse à ces réunions pourrait être contre-productive et restreindre la liberté des réponses aux questions, ce qui serait en contradiction avec la conception d'un environnement de travail orienté vers la sûreté, où tout employé peut signaler un problème de sûreté à son entreprise ou à l'autorité de sûreté sans craindre de représailles.

Pour préserver l'indépendance aussi bien réelle que perçue de l'autorité de sûreté et renforcer la confiance dans le sérieux des contrôles réglementaires du dossier de sûreté, il pourrait être utile de définir les différents types de réunions organisées entre un gestionnaire de déchets et l'autorité de sûreté, en précisant pour chaque type de réunion s'il s'agit ou non d'un dialogue ouvert à des observateurs externes. En définissant les conditions de ces échanges d'informations, il faudra également établir clairement dans quels cas les propositions et les décisions réglementaires de l'autorité de sûreté sont officielles (l'autorité peut parfois émettre un avis consultatif, fournir une interprétation d'une disposition réglementaire, ou faire un commentaire sur des travaux en cours ou des projets de travaux futurs). Enfin, cette définition doit tenir compte à la fois de la volonté du gestionnaire et d'autres parties de disposer d'orientations et de prescriptions réglementaires précises, claires et transparentes, et de la possibilité, pour l'autorité de sûreté, de réserver son jugement définitif sur un dossier de sûreté jusqu'au moment où l'avis officiel doit être rendu.

Pour structurer le dialogue entre le gestionnaire de déchets et l'autorité de sûreté, l'un des moyens les plus susceptibles d'instaurer la confiance est la mise en œuvre d'un processus formel de résolution des problèmes. On en trouve des exemples dans plusieurs programmes nationaux. Un processus de ce genre a été établi aux États-Unis entre le DOE et l'USNRC pour la durée de la phase de préalable à la demande d'autorisation. De même, le comité international d'expertise mis en place par l'autorité de sûreté suédoise conserve une « *Tracking Issues List* » (liste de suivi des problèmes) dans laquelle le gestionnaire (SKB) fournit par écrit des réponses aux problèmes soulevés par les experts. La Finlande a institué une liste du même type dont la responsabilité revient à l'autorité de sûreté (STUK). En France, les *Groupes permanents déchets* (GPD) ont mis en place un forum de discussion structurée entre l'Andra, l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), son appui technique (IRSN) et un comité d'experts nationaux et internationaux. Le gestionnaire de déchets et l'autorité de sûreté doivent convenir des termes exacts de la procédure, mais on y retrouve les points qui suivent :

- Identification par l'autorité de sûreté des problèmes techniques spécifiques à résoudre. Il s'agit généralement de points qui exigent une action du gestionnaire de déchets, puisque les questions qui ne nécessitent qu'une clarification sont normalement abordées au cours des dialogues réguliers.

- Réponses précises du gestionnaire concernant les problèmes identifiés. Ces réponses sont le résultat de nouvelles recherches ou analyses.
- Itération du processus, le cas échéant, pour répondre aux questions nouvelles ou en suspens posées par l'autorité de sûreté à propos de ces problèmes.
- Jugement de l'autorité de sûreté évaluant dans quelle mesure elle considère que les problèmes sont résolus (par exemple : problème résolu ; problème résolu à cette étape du programme, mais susceptible de se poser à nouveau à une étape ultérieure ; problème résolu sous réserve de nouvelles avancées technologiques ; problème non résolu, mais désormais non pertinent).
- Documentation sur les principaux points des étapes ci-dessus. Le gestionnaire et l'autorité de sûreté doivent fixer ensemble le niveau de confidentialité des informations, la diffusion publique des données présentant à la fois l'avantage de renforcer la confiance et l'inconvénient de limiter inutilement la franchise des discussions ou la liberté de reconsidérer des décisions préliminaires (par l'autorité de sûreté ou le gestionnaire).

Pour démontrer leur indépendance, le gestionnaire de déchets et l'autorité de sûreté peuvent aussi publier un document, par exemple un « protocole d'entente », qui décrit leurs « règles d'engagement », et veiller à respecter strictement ces règles.

#### 3.4.4.2 Interactions avec les parties prenantes

Tout programme de stockage de déchets radioactifs en formation géologique s'inscrit dans un vaste contexte social. De l'avis de tous les responsables de programmes, l'implication et la consultation des parties prenantes sont des éléments essentiels au succès d'un projet à long terme, coûteux, qui peut présenter des risques substantiels pour la société. Le contexte sociopolitique étant propre à chaque pays, la signification et les modalités du dialogue avec les parties prenantes varient.

L'expérience montre que la participation peut être organisée de telle manière que l'autorité de sûreté puisse participer au projet aux côtés d'autres acteurs sans compromettre son indépendance lors d'actions réglementaires ultérieures. Plusieurs modes de participation sont activement étudiés et testés ou mis en œuvre par le Forum sur la confiance des parties prenantes (FSC) de l'AEN et dans le cadre de projets financés par la Commission européenne ([www.radwastegovernance.eu](http://www.radwastegovernance.eu)). Le FSC a publié plusieurs documents sur le sujet de l'implication efficace mais équilibrée des parties prenantes, parmi lesquels un panorama des pratiques des pays membres de l'AEN intitulé *Informer, consulter et impliquer le public dans la gestion des déchets radioactifs – Panorama international des approches et expériences* (AEN, 2005).

Par ailleurs, un important travail est effectué dans le cadre de la série de projets de gestion des déchets radioactifs COWAM (*Community Waste Management*) de la Commission européenne (voir par exemple Dubreuil, 2004), dont les objectifs sont les suivants :

- Renforcer la position des acteurs locaux en créant des réseaux européens qui mettent en relation les différentes communautés locales, nations et cultures.
- Recueillir et étudier, à l'échelle européenne, un retour d'expérience sur les processus décisionnels appliqués au niveau local dans leur contexte national.
- Créer un espace de dialogue équilibré entre les acteurs locaux, les ONG, les autorités de sûreté et les gestionnaires de déchets.
- Favoriser l'adoption de nouveaux types de processus décisionnels au niveau national en Europe.

La série de projets RISCUM (SKI, 2004) est un exemple de contexte dans lequel les parties prenantes sont invitées à apporter de nouveaux éclairages, à promouvoir la transparence et contribuer à sensibiliser les décideurs, les parties prenantes officielles et non officielles et le grand public. L'objectif est d'améliorer la qualité de la décision sociale, et notamment des décisions politiques aux niveaux européen, national et local. Les répondants au questionnaire INTESC se félicitent du travail accompli dans ces enceintes. Néanmoins, le lien entre ces activités et l'élaboration des dossiers de sûreté doit être renforcé.

### **3.4.5 Cohérence avec l'expérience et les orientations internationales**

Les processus de développement d'un programme de stockage et d'élaboration d'un dossier de sûreté sont bien établis, comme on le verra plus loin (voir sections 3.4.6 et 3.4.7). L'AIEA et l'AEN s'emploient toutes deux activement à recueillir l'expérience internationale dans ce domaine, et à définir des orientations pour les dossiers de sûreté et d'autres questions liées à la sûreté à long terme du stockage géologique. Ce cadre international de coopération pourrait également permettre de fixer une terminologie commune à tous les pays (par exemple, définition AEN/AIEA d'un dossier de sûreté), ce qui augmenterait la transparence et donc la confiance dans la sûreté.

De nombreux projets et ateliers techniques organisés par ces entités et par la Commission européenne ont pour but de rassembler et de documenter les meilleures pratiques et expériences techniques afin de guider les gestionnaires de déchets, en particulier ceux qui viennent de commencer la planification ou le développement d'un stockage géologique. L'expérience INTESC confirme le succès de ces efforts pour stimuler les échanges d'informations et l'intégration des résultats obtenus. Cette coopération bénéficie à la fois aux gestionnaires de déchets qui établissent les dossiers de sûreté et aux autorités de sûreté qui en retirent des informations sur les méthodes et priorités des examens réglementaires. C'est pourquoi, de plus en plus de représentants des gestionnaires de déchets ou des autorités de sûreté participent à des projets internationaux consacrés aux dossiers de sûreté et aux expertises techniques indépendantes menées par l'AEN et par d'autres organisations internationales.

Les responsables d'un programme de stockage qui respectent manifestement les recommandations internationales qui les concernent et partagent leur expérience et leurs résultats avec d'autres gestionnaires démontrent qu'ils ont à cœur d'approfondir leurs connaissances pour renforcer la sûreté, gagner en efficacité et améliorer la précision et la portée techniques du dossier de sûreté. Le public, en particulier, aura plus tendance à faire confiance à une organisation qui collabore et apprend des autres, qu'il s'agisse des gestionnaires de déchets étrangers ou d'organisations internationales qui travaillent à promouvoir la sûreté et à améliorer la qualité technique des travaux menés dans ce cadre.

### **3.4.6 Processus de développement et de décision par étapes**

Comme l'exigent les bonnes pratiques d'ingénierie pour d'autres projets complexes de longue durée, les programmes de stockage doivent se dérouler par étapes. Cet impératif est particulièrement important pour le stockage de déchets de haute activité en formation géologique. En effet, contrairement à d'autres grands projets d'ingénierie, ces programmes : 1) sont uniques en leur genre, complexes, de très longue durée et consistent à gérer des substances dangereuses pendant des décennies voire des siècles ; 2) prévoient également le stockage passif et sûr de substances dangereuses pendant plusieurs millénaires après la fermeture des installations ; 3) sont perçus par la société comme présentant des risques majeurs.

Le déroulement d'un programme de stockage est bien établi et très uniforme dans les pays ayant répondu au questionnaire INTESC. Il comporte généralement les phases suivantes :

- Travaux de R-D et développement de concepts génériques.

- Identification et caractérisation d'un ou de plusieurs sites (en surface et, éventuellement, en subsurface).
- Sélection d'un site (et souvent caractérisation plus poussée de la subsurface).
- Procédure de délivrance de l'autorisation.
- Construction du stockage.
- Exploitation du stockage.
- Fermeture du stockage.
- Phase de post-fermeture.

Ces étapes sont parfois ponctuées de choix d'orientation et/ou de décisions réglementaires. Il s'agit dans certains cas de jalons que s'est fixés le gestionnaire pour mesurer la confiance qu'il a dans la sûreté du stockage et pouvoir mettre à jour ou modifier le programme, le cas échéant. Les étapes précises auxquelles doivent être prises les décisions réglementaires ou stratégiques peuvent varier d'un pays à un autre. La sélection du site relève souvent d'une décision stratégique, voire politique. La construction, l'exploitation et la fermeture du stockage sont souvent soumises à une ou plusieurs décisions réglementaires (pour un examen plus approfondi des processus par étapes, voir section 3.3.2). Il est parfois prévu une période de surveillance et de contrôle institutionnels du stockage après sa fermeture (voir section 3.4.11), mais cette mesure est diversement appliquée.

En procédant par étapes, les gestionnaires de déchets ont plus de latitude pour intégrer les connaissances nouvellement acquises, évaluer l'état d'avancement du programme et dialoguer avec l'autorité de sûreté et les autres parties intéressées et concernées. Ce point a déjà été évoqué (voir sections 3.3.2 et 3.3.5) à propos du processus d'optimisation et de la nécessaire flexibilité de la conception. L'approche par étapes permet également d'apporter des améliorations au programme, concernant, par exemple, les impacts environnementaux, la sûreté, les coûts ou le calendrier. Plusieurs rapports de l'AEN et d'autres organisations décrivent de façon approfondie les avantages du processus de mise en œuvre par étapes (NEA 2004a, 2004b ; U.S. National Research Council, 2003).

#### ***3.4.7 Mises à jour itératives du dossier de sûreté tout au long du programme de stockage***

L'un des « piliers de la confiance » évoqué précédemment (voir introduction de la section 3.4) est la mise en place d'un processus de développement et de décision transparent et par étapes. Ce processus permet notamment d'élaborer le dossier de sûreté de manière itérative, en procédant à des examens et des ajustements progressifs chaque fois que de nouvelles informations sont disponibles et que la compréhension du système se précise. Autrement dit, plus un gestionnaire de déchets développe son expertise et poursuit ses travaux scientifiques et techniques, plus son dossier de sûreté se développe et s'enrichit jusqu'à fournir (dans l'idéal) des évaluations de sûreté reposant sur une base toujours plus convaincante. (Nous avons présenté un argument analogue aux sections 3.3.2 et 3.3.3 concernant la conception du système de stockage.) Comme on l'a vu, la confiance est renforcée s'il peut être démontré que les mises à jour du dossier de sûreté tiennent compte des enseignements et de l'expérience acquis sur la scène internationale.

La réévaluation du dossier de sûreté à certaines étapes du processus de développement permet :

- De reconfirmer la sélection des scénarios et les décisions d'optimisation de la conception.
- D'éviter de conserver un scénario dont la sûreté aurait été compromise par une succession de décisions apparemment insignifiantes (voire potentiellement avantageuses).
- De vérifier que la robustesse du concept permet d'effectuer les adaptations proposées sans impact inacceptable sur la sûreté.
- De vérifier que la stratégie de sûreté appliquée permet de traiter efficacement les problèmes de sûreté non résolus.

- D'intégrer les nouvelles connaissances sur les caractéristiques et les processus qui influent sur les performances de sûreté du stockage.
- De déterminer les orientations de la collecte de données à l'étape suivante du programme.
- De répondre aux demandes d'examen présentées par les acteurs de la vie sociale, ce qui peut aider à renforcer la confiance.
- De prendre en compte toute modification significative des spécifications de conception, par exemple l'introduction dans le stockage de nouveaux matériaux ou de déchets.

Les examens des dossiers de sûreté permettent, et c'est là un aspect essentiel, non seulement de préciser les nouvelles données à recueillir, mais aussi de tester des hypothèses relatives aux performances du stockage. Comparer les résultats observés avec les prédictions permet parfois de tirer des enseignements utiles sur la modélisation du comportement du stockage. Avec le temps, plus on franchit des étapes du programme et plus il devrait être facile de prévoir le comportement du stockage, ce qui, à son tour, renforce la confiance dans la robustesse du dossier de sûreté. Les examens, les tests d'hypothèses et les mises à jour sont également le signe de la volonté du gestionnaire de continuer d'approfondir ses connaissances et d'améliorer le stockage, ce qui est par ailleurs un déterminant important de la sûreté (voir section 3.4.9).

Réévaluer un dossier de sûreté ne signifie pas nécessairement la revoir des décisions antérieures ou marquer une pause dans les activités. En aucun cas cette réévaluation ne doit indûment ralentir le processus décisionnel. L'objectif d'une réévaluation est d'examiner la situation présente, de vérifier que toutes les modifications substantielles des objectifs du programme, du concept ou de la conception d'origine sont justifiées, d'intégrer les nouvelles informations et données sur le système – et de procéder à l'examen d'ensemble de toutes les modifications successives apportées au programme pour s'assurer qu'elles ne conduisent pas à une dégradation de la sûreté. Resterait à étudier plus en détail la façon dont ses réévaluations et mises à jour doivent être prises en compte une fois que l'autorisation de construction a été accordée (voir section 3.3.3).

### ***3.4.8 Flexibilité, réversibilité et récupérabilité***

La souplesse et la réversibilité des actions en général, et la récupérabilité des déchets en particulier, sont perçues comme des facteurs de confiance par le grand public, car la société au sens large considère la technologie avec scepticisme et souhaite vivement que les options restent ouvertes (U.S. National Research Council, 2001). L'adhésion du public aux programmes de stockage dépend en partie du degré de récupérabilité des déchets tant réel que perçu (Chapman et McCombie, 2003).

La flexibilité désigne la capacité et la volonté de reconsidérer des décisions antérieures et de repenser la voie à suivre ou d'en changer totalement si la démarche est justifiée. La réversibilité désigne le fait de revenir sur une action ou une décision pour ramener le programme à une étape précédente. L'application d'un processus itératif et par étapes à tous les niveaux du développement du stockage favorise la souplesse et la réversibilité (voir sections 3.3.2, 3.3.3 et 3.4.6). Comme les décisions sont prises sur la base d'informations de plus en plus complètes à mesure que le programme avance, la probabilité d'un retour en arrière devrait diminuer au cours du temps. Néanmoins, la réversibilité doit rester une option pendant une durée dont le gestionnaire de déchets, l'autorité de sûreté et les autres parties visées doivent débattre et convenir ensemble. Toute décision de revenir en arrière doit être prise avec la même rigueur que le choix de passer à l'étape suivante, compte tenu des connaissances que l'on a au moment considéré. La réversibilité nécessite d'intégrer des positions de repli aux stratégies de stockage et aux programmes techniques.

La récupérabilité désigne la possibilité de retirer des conteneurs de déchets après leur mise en dépôt – même si la notion de stockage signifie que l'on n'a pas l'*intention* de récupérer les déchets. Il n'existe pas de consensus sur la durée pendant laquelle il est raisonnable ou possible d'exiger la récupérabilité après l'installation des déchets. Dans certains cas, la récupérabilité n'est envisagée que dans le cadre des procédures de sûreté en exploitation (pour déplacer un colis s'il n'a pas été stocké à l'endroit prévu, par exemple). Dans d'autres cas, on étudie la possibilité de récupérer des colis assez longtemps après leur mise en stockage, donc après d'éventuelles interactions avec d'autres parties du système de barrières ouvragées (avec la barrière ouvragée en argile, par exemple).

La plupart des programmes de stockage prévoient l'option de la récupérabilité qui est même parfois obligatoire. Cependant, il peut exister des contradictions entre les exigences de récupérabilité et d'isolement à long terme. Un stockage géologique est conçu en principe pour éviter tout contact entre les colis de déchets et la surface et pour empêcher toute intrusion humaine. Pourtant, la récupérabilité nécessite la mise en œuvre d'une surveillance post-fermeture, potentiellement intrusive (pour plus d'informations, voir section 3.4.11), ou l'application de solutions techniques visant à faciliter la récupération des colis. Certains gestionnaires, peu nombreux (l'Andra par exemple) affinent actuellement leurs plans et concepts de récupération pour démontrer qu'il est possible en pratique de satisfaire à la fois aux deux exigences. Cependant, la plupart des gestionnaires débutent tout juste leurs programmes et pourraient donc profiter de consignes réglementaires et de réflexions internationales supplémentaires. Plusieurs autorités de sûreté ont fait valoir que ce n'est pas parce que la récupération des déchets est possible qu'elle est simple ou bon marché, et que, quoi qu'il en soit, les modifications apportées à la conception du dépôt pour faciliter la reprise des déchets à longue échéance ne doivent en aucun cas compromettre la sûreté à long terme. De l'avis de tous les gestionnaires, le choix de la récupérabilité ne doit pas avoir d'effet négatif inacceptable sur la sûreté ou sur le fonctionnement du système de stockage, ni sur la protection contre la prolifération.

### ***3.4.9 Mesures institutionnelles contribuant à asseoir la confiance***

Plusieurs mesures institutionnelles peuvent contribuer à instaurer la confiance dans la robustesse d'un dossier de sûreté et dans la sûreté du système de stockage correspondant. Ces mesures peuvent avoir un impact assez direct sur la qualité de l'évaluation de sûreté et de sa base de connaissances. Qui plus est, elles renforcent la confiance dans le gestionnaire de déchets ou l'autorité de sûreté et démontrent, plus généralement, une volonté d'adopter des méthodes scientifiques impartiales et valides, d'organiser des évaluations et d'ajuster le cas échéant la stratégie de stockage et la conception du dépôt, à la lumière de nouvelles informations ou avancées technologiques.

#### ***3.4.9.1 Compréhension des incertitudes***

Pour instaurer et communiquer la confiance dans le dossier de sûreté, il est nécessaire de bien en comprendre les incertitudes et d'expliquer comment elles sont gérées (ou pourquoi elles sont sans importance). Les techniques de gestion des incertitudes (présentées à la section 3.2.3) jouent donc un rôle essentiel. Il n'y a pas nécessairement contradiction entre la confiance et ces incertitudes : un programme de stockage comprend toujours des incertitudes (même aux étapes finales), mais le dossier de sûreté peut être robuste si les incertitudes sont comprises et gérées de manière satisfaisante. En fait, si la prise en compte des incertitudes se fait de façon transparente, elle peut même devenir un moteur supplémentaire de la confiance dans la façon dont le gestionnaire de déchets appréhende le système de stockage.

#### ***3.4.9.2 Établissement de la confiance au sein de l'organisation avant sa communication à l'extérieur***

Dans une démarche par étapes de développement d'un système de stockage, le dossier de sûreté est l'élément central sur lequel s'appuyer pour prendre des décisions à chaque phase du programme. À ce moment-là, le gestionnaire de déchets doit avoir confiance dans la capacité du dossier de sûreté

d'appuyer le processus décisionnel. Autrement dit, il doit avoir confiance dans la conformité du dossier aux exigences réglementaires mais aussi, de façon plus générale, dans la robustesse scientifique et technique du dossier : structure bien ordonnée, recours aux compétences appropriées, problèmes complexes suffisamment contrôlés, lignes d'argumentation cohérentes, existence de stratégies de résolution des problèmes et incertitudes en suspens, et conclusions claires. Pour résumer, le gestionnaire de déchets doit absolument avoir lui-même toute confiance dans le dossier de sûreté avant de chercher à gagner celle de l'autorité de sûreté ou des autres parties prenantes. Il doit donc être conscient des incertitudes présentes à une étape donnée du programme et en tenir compte, et fournir des éléments qui prouvent que la décision peut être prise en dépit de ces incertitudes.

Il serait utile d'identifier les éléments qui permettent de décider avec confiance – malgré les incertitudes – de passer à l'étape suivante d'un programme. Par exemple, on pourrait chercher à comprendre sur quoi se fonde un gestionnaire de déchets pour décider qu'il détient assez d'informations pour passer à une évaluation officielle, ou que le dossier de sûreté est suffisamment complet pour permettre la sélection d'un site de stockage. Il serait aussi intéressant de savoir en fonction de quels critères un gestionnaire décide qu'il « en a fait assez ». Enfin, on pourrait préciser les facteurs qui incitent un gestionnaire à clore une question ou à prendre une décision ; etc.

Certains facteurs de confiance sont bien connus (expertises, par exemple) et ont été décrits dans ce rapport. Cependant, les débats INTESC démontrent que la confiance et les incertitudes sont complémentaires et que les facteurs de confiance doivent être approfondis.

#### *3.4.9.3 Engagement en faveur de l'intégrité*

L'intégrité de l'organisation de gestion des déchets est un facteur de confiance tant dans la sûreté que dans le gestionnaire de déchets. On a beaucoup écrit sur la confiance que peuvent se témoigner le gestionnaire de déchets, l'autorité de sûreté et les parties intéressées et concernées ainsi que sur les différences entre les pays (par exemple, rapports du FSC ; U.S. National Research Council, 2003). La confiance en l'autre est l'un des piliers de la sûreté évoqué précédemment (voir section 3.4). Pour résumer, les parties font confiance au gestionnaire de déchets lorsqu'elles sont convaincues qu'il agit avec intégrité et qu'il possède les compétences nécessaires pour appliquer un programme aussi complexe que celui du stockage de déchets radioactifs. Agir avec intégrité signifie qu'on dit ce qu'on fait et qu'on fait ce qu'on dit.

Les résultats techniques doivent être rapportés avec exactitude et objectivité et placés dans leur contexte à chaque étape du programme. Le domaine d'application et les limites des données doivent être clairement annoncés. Tous les résultats pertinents, y compris ceux de parties externes, doivent être intégrés au processus décisionnel. Comme on l'a vu à la section 3.4.4, l'existence d'une relation et d'un dialogue professionnels entre le gestionnaire de déchets et l'autorité de sûreté est également perçue comme un signe d'intégrité et de confiance.

Le gestionnaire de déchets doit également convaincre qu'il ne peut agir de manière impulsive ni modifier ses plans sans raison. Les nouvelles informations et avancées technologiques doivent être étudiées avec attention et toute proposition de changement de la conception du stockage ou des méthodes d'exploitation doit s'appuyer sur la base de connaissances intégrale, comprenant les données et interprétations présentes et les nouvelles. Avant d'être annoncé, tout changement du concept ou de la conception doit faire l'objet de débats internes et de consultations externes. Le public doit également savoir que l'autorité de sûreté a évalué les modifications proposées et qu'elle les trouve acceptables au plan de la sûreté. Le respect manifeste des recommandations internationales (comme celles de l'AIEA et de l'AEN) peut être un signe que les changements de plans ou de processus ne sont pas radicaux et que les concepts et objectifs généraux resteront assez homogènes.

#### 3.4.9.4 Engagement à s'améliorer et apprendre toujours

Une organisation qui s'efforce constamment d'améliorer et d'optimiser ses systèmes et leur fonctionnement, que ce soit pendant l'exploitation ou après la fermeture du stockage, démontre qu'elle adhère à une culture qui fait passer en premier la sûreté des travailleurs et du public. Le processus d'optimisation est plus facile si les principales décisions de conception et d'exploitation sont prises dans le cadre d'une démarche itérative et progressive. Néanmoins, il faudra bien soulever ce changement avec la stabilité indispensable pour pouvoir obtenir les autorisations (voir sections 3.3.2, 3.3.3, 3.4.6).

Pendant les décennies que durera l'exploitation du stockage, il serait prudent – et l'autorité de sûreté et le public l'espèrent – que le gestionnaire de déchets poursuive ses analyses afin de vérifier que les hypothèses initiales concernant la sûreté sont toujours valables et de continuer d'améliorer le système. Pour faciliter ce processus d'apprentissage, les programmes de stockage comprennent généralement un programme de confirmation des performances qui lui-même peut inclure des projets de surveillance et de développement scientifique et technique à long terme (voir section 3.4.11), l'objectif étant de préciser la compréhension du système et de combler les éventuels lacunes dans les connaissances.

#### 3.4.10 Installations pilotes, d'essai et de démonstration

Selon l'*U.S. National Research Council* (2003), les installations pilotes, de test et de démonstration peuvent aussi contribuer à instaurer la confiance.

Les *installations d'essai* sont destinées à des expérimentations à court et à long terme visant à approfondir notre compréhension scientifique. Les essais effectués peuvent servir à optimiser le stockage, qu'il s'agisse d'améliorer les modes de fonctionnement ou de modifier les types de déchets stockés, les conceptions et matériaux des barrières ou la disposition choisie pour gérer le dégagement de chaleur. On peut poursuivre les expériences pendant la construction, l'exploitation et la fermeture, afin d'acquérir de nouvelles preuves de la sûreté à long terme du stockage.

Le fait de poursuivre les essais pendant l'exploitation, dans des installations spécifiques, peut aider à mieux comprendre le comportement du stockage et à évaluer les révisions à apporter à la conception en cas de changement des conditions, des caractéristiques des déchets, par exemple, si le pays a changé de cycle du combustible. La poursuite des essais peut aussi contribuer à renforcer la confiance du gestionnaire de déchets et de l'autorité de sûreté.

Certains pays comme la Suisse proposent d'exploiter, parallèlement au dépôt principal, une installation expérimentale dans laquelle on pourrait continuer d'étudier des aspects importants du comportement du stockage en effectuant des expérimentations de longue durée, sans avoir à respecter les contraintes liées à l'exploitation (EKRA, 2000). Ces tests pourraient ainsi durer plusieurs années ou même décennies, indépendamment de l'exploitation. Les observations recueillies dans cette installation permettraient d'ajuster la conception ou la stratégie d'exploitation du dépôt si les résultats des essais signalent un problème susceptible de compromettre la sûreté à long terme du stockage.

Avec les *installations de démonstration*, c'est une meilleure compréhension technique, celle du public notamment et, partant, sa confiance, que l'on recherche. Ces installations peuvent être utilisées pour expliquer, au personnel de l'entreprise de gestion de déchets mais aussi aux parties prenantes externes, ce qu'est la conception, comment elle fonctionne et comment le stockage sera fermé définitivement. Les installations de démonstration sont parfois autonomes : par exemple, au centre de visiteurs de Bure, les expériences menées dans le laboratoire sont recréées dans une galerie de démonstration ; sur le site suédois du laboratoire d'Äspö (Äspö HRL), SKB fait visiter une galerie de stockage en vraie grandeur avec l'équipement. Ailleurs, elles seront situées dans le laboratoire en activité, mais dans une partie séparée de la zone d'exploitation, de sorte que le public puisse visiter les



lieux sans devoir se soumettre à des mesures de sécurité telles que le port de combinaisons de protection spéciales ou une formation générale en sûreté radiologique.

Les *installations pilotes* assurent les mêmes fonctions que les installations d'essai, mais elles permettent aussi d'effectuer des tests de matériels ou de modes d'exploitation nécessitant la manipulation de déchets radioactifs réels. Par exemple, la législation nucléaire suisse stipule que « le dépôt pilote sert à surveiller le comportement des déchets, du matériau de comblement et de la roche d'accueil jusqu'à la fin de la phase d'observation » (Ordonnance sur l'énergie nucléaire, article 66). Ces installations permettent d'obtenir un retour d'expérience direct sur les matériels et modes d'exploitation – retour d'expérience qui contribue à la sûreté et qui permet d'optimiser la construction et l'exploitation du centre de stockage en vraie grandeur. De plus, elles contribuent à rassurer le gestionnaire de déchets et l'autorité de sûreté, et peuvent servir à instruire les autres parties prenantes qui auront ainsi le loisir d'observer le fonctionnement d'un stockage et seront plus confiantes dans la future sûreté opérationnelle du centre de stockage. Néanmoins, comme les installations pilotes doivent permettre la manipulation de substances radioactives, leur autorisation d'exploitation présente certaines difficultés spécifiques. C'est sans doute la raison pour laquelle aucun programme n'applique actuellement cette démarche.

L'ajout d'une étape pilote au programme de développement du stockage est une idée relativement nouvelle. Elle a été proposée par SKB en Suède en 1992 (SKB, 1992) mais l'idée d'origine d'une « étape de démonstration », comme SKB appelait alors l'étape pilote (mise en dépôt d'un volume de combustible usé bien inférieur à la capacité totale prévue), a depuis été redéfinie conformément à la réglementation en sûreté nucléaire. De ce fait, la première phase active d'exploitation d'un dépôt est désormais considérée comme un « essai d'exploitation », l'exploitation proprement dite devant avoir lieu après une évaluation de sûreté. Une étape pilote a également été recommandée en Suisse (EKRA, 2000) et aux États-Unis (US National Research Council, 2003). Cette étape peut rapidement déboucher (en quelques années) sur l'exploitation en vraie grandeur, comme prévu aux États-Unis. D'autres étapes pilotes peuvent également être intégrées au programme après le lancement de l'exploitation pleine échelle, par exemple pour tester de nouvelles technologies de mise en stockage.

#### ***3.4.11 Programmes de surveillance, de confirmation des performances et de recherche scientifique et technique à long terme***

La surveillance pendant la construction et l'exploitation d'un système de stockage permet de vérifier que les hypothèses faites pour l'évaluation de sûreté sont toujours vraies. Elle peut aussi comprendre des tests visant à intentionnellement remettre en cause ces hypothèses. Dans l'idéal, le système de surveillance est conçu pour intégrer ces deux approches, afin de démontrer la crédibilité des travaux. Autrement dit, il ne s'agit pas uniquement de confirmer ce qui a déjà été supposé en fonction de données plus limitées (le terme « confirmation des performances » serait quelque peu arrogant dans ce cas). Il s'agit plutôt de s'efforcer de tester les hypothèses et d'approfondir la connaissance du système et du site de stockage.

Un programme de confirmation des performances (et des paramètres) serait très spécifique au site, au concept de stockage et au dossier de sûreté. Étant donné la durée de la période de construction et d'exploitation, il ne s'agirait pas uniquement de surveiller des paramètres physiques, mais aussi de « suivre » les progrès de la science, de la technique et de la compréhension du système, afin de continuer d'apprendre (voir section 3.4.6) tout au long de la construction et de l'exploitation. Ce programme doit avoir la souplesse nécessaire pour que l'on puisse réagir efficacement par des améliorations ou, le cas échéant, l'adoption d'actions correctives motivées par les résultats obtenus (voir section 3.4.8). Un programme de surveillance ou de confirmation des performances bien défini peut faciliter la prise de décisions, par exemple la décision de fermer le stockage lorsqu'il est prévu une longue période pendant laquelle le dépôt reste ouvert.

Les activités de surveillance et de confirmation des performances pendant l'exploitation du stockage peuvent se révéler d'importants facteurs de confiance dans un dossier de sûreté, mais seulement si certaines exigences fondamentales sont respectées :

- Il doit être démontré que cette surveillance ou confirmation des performances ne nuira pas au bon fonctionnement des barrières. Il pourrait être nécessaire, par conséquent, de n'autoriser les mesures que dans des galeries ou installations de démonstration spécifiques, de limiter dans le temps les mesures prises dans le dépôt principal, ou de mettre au point et d'utiliser des technologies de surveillance non intrusives.
- Les paramètres à mesurer doivent être identifiés et définis de façon systématique en s'appuyant sur un raisonnement robuste.
- Il faudra s'accorder à l'avance sur un plan d'action visant à gérer les écarts par rapport aux performances attendues (avec une définition précise de ce qu'on entend par « écart »).

De nombreux programmes ne considèrent pas la surveillance post-fermeture comme un impératif. En effet, l'un des objectifs très largement reconnu par la communauté internationale est que la sûreté à long terme d'un stockage ne doit pas reposer sur des contrôles institutionnels (surveillance du dépôt, par exemple) une fois l'installation scellée et fermée (AIEA, 2006). Néanmoins, on peut envisager de poursuivre la surveillance après la fermeture pour préserver la confiance dans les performances du système. Une forme de surveillance pourrait en outre justifier le maintien du système de garanties de l'AIEA contre la prolifération. La décision de poursuivre la surveillance pourrait être prise par l'autorité de sûreté au moment de la demande d'autorisation de fermeture, par exemple, pour répondre aux préoccupations de la collectivité.

Les échelles de temps et les objectifs de la surveillance post-fermeture n'ont pas encore été clairement définis dans tous les programmes, et, de fait, ils varient selon les pays. Ces objectifs pourraient être les suivants :

- Recueillir des données pour analyser le fonctionnement du système réel (et de ses composants) et comparer ces données aux hypothèses ou attentes, y compris aux résultats des modèles (conformité).
- Détecter tout comportement ou défaillance du système qui pourrait menacer l'environnement ou la santé humaine (surveillance de la conformité).
- Protéger les substances radioactives.
- Fournir les données nécessaires à la définition des compétences et responsabilités.
- Fournir des informations permettant de gagner la confiance du public dans le bon fonctionnement du système.

Un programme de recherche scientifique et technique s'étendant sur toute la période d'exploitation du stockage est un autre facteur de confiance dans la sûreté à long terme du stockage. Les objectifs d'un tel programme seraient de réduire ou de mieux comprendre les incertitudes identifiées, d'obtenir de nouvelles preuves que le stockage (et les principaux processus associés) se comporte comme prévu, de tester les découvertes scientifiques pertinentes faites pendant la période d'exploitation et, enfin, de développer, de préciser ou de tester certains aspects de la méthodologie d'évaluation des performances.

Comme la surveillance, la recherche scientifique et technique doit procéder d'une volonté sincère d'approfondir la compréhension du stockage et donc être un moyen non seulement de confirmer mais aussi de tester les hypothèses sur lesquelles repose la sûreté. La poursuite d'un programme de recherche scientifique et technique pourrait également faciliter les relations avec les institutions et éventuellement renforcer la confiance du public, s'il ce programme fournit des informations importantes pour les parties prenantes et le grand public et témoigne des efforts continus du gestionnaire de déchets pour assumer pleinement ses responsabilités.

Un programme scientifique et technique à long terme est mieux adapté à l'étude de problèmes généraux que les expérimentations propres au stockage réalisées dans une installation de test. Cependant, l'objectif ne doit pas être la recherche en général. Le programme de recherche doit spécifiquement viser à améliorer l'exploitation et les performances du stockage, et à réduire les incertitudes associées. C'est pourquoi ces études doivent être évaluées en fonction de leur capacité de combler les lacunes des connaissances. Les programmes de surveillance, de confirmation des performances et de recherche scientifique et technique en continu doivent être intégrés afin d'éviter les redondances. Ils doivent être crédibles, transparents, et contrôlables.

#### ***3.4.12 Prise en compte de très longues échelles de temps***

Quand on élabore un dossier de sûreté, les incertitudes généralement croissantes qui planent sur l'évolution et les performances du stockage posent un problème majeur. Tandis que les conséquences des relâchements calculés sont exprimées en termes de dose ou de risque potentiel, les représentations de la biosphère reposent sur des hypothèses souvent simplifiées et pas toujours réalistes (ou, du moins, invérifiables) supposées s'appliquer sur des centaines voire des milliers d'années. Les doses ou risques estimés au cours des évaluations de sûreté ne doivent donc pas être considérés comme des prévisions, mais comme des indicateurs visant à tester la capacité du système d'isoler et de confiner les déchets, ou encore comme des illustrations de son impact potentiel sur des individus hypothétiques représentatifs. Certains dangers subsistent sur de très longues périodes mais, du fait des limites pratiques liées à l'augmentation des incertitudes, on ne peut pas tirer de conclusions significatives sur le degré de protection contre le danger assuré par le système – et ces limites doivent apparaître dans le dossier de sûreté. Autrement dit, les analyses quantitatives qui se rapportent au futur très lointain ne peuvent pas être validées au sens scientifique habituel du terme. Les prescriptions de sûreté de l'AIEA (AIEA, 2006) font référence à ces limites (paragraphe 2.12) :

« On sait que les doses de rayonnements auxquelles seraient exposés les individus des générations futures ne peuvent qu'être estimées, et que les incertitudes associées à ces estimations augmenteront au fil du temps. Il convient de faire preuve de prudence lorsqu'on dépasse la période à partir de laquelle les incertitudes sont si grandes que les critères ne peuvent plus servir de base raisonnable au processus décisionnel. »

Les réponses au questionnaire INTESC et les débats de l'atelier sont venus confirmer ces conclusions documentées dans le rapport de l'AEN sur les échelles de temps (AEN, 2006). D'après ce document, la période communément considérée dans les évaluations de sûreté récentes serait d'un million d'années – même si les intervalles couverts par les modélisations varient de 10 000 ans à 100 millions d'années. Lorsque la réglementation ne spécifie pendant combien de temps il faut envisager la protection, le gestionnaire de déchets doit lui-même décider du niveau et du style d'évaluation à mener sur différents intervalles de temps. Plusieurs facteurs peuvent être pris en compte pour déterminer quand arrêter les calculs de rejets de radionucléides : les mécanismes pertinents, la date à laquelle doit se produire le pic de dose et la décroissance de la toxicité des déchets.

Lorsqu'on considère la sûreté (et le dossier de sûreté) au-delà des échelles de temps couvertes par les analyses quantitatives de sûreté, d'autres arguments qualitatifs peuvent être utilisés. Il peut s'agir d'arguments solides – reposant sur des bases très crédibles – liés, par exemple, à la stabilité attendue du milieu géologique sélectionné. Ces arguments ont déjà été avancés dans certains dossiers de sûreté et ont généralement été bien accueillis. Plusieurs initiatives de l'AEN visent à étudier les arguments en faveur de la stabilité à long terme de différents milieux géologiques qui pourront venir appuyer les déclarations quantitatives et qualitatives sur la sûreté à long terme (AEN, 2009).



## 4. CONCLUSIONS

Ce rapport présente les conclusions de l'initiative INTESC dont les objectifs étaient de :

- Faire le point sur les pratiques d'élaboration des dossiers de sûreté (points de convergence et de divergence).
- Identifier et mieux cerner les problèmes à approfondir dans le cadre de groupes d'experts internationaux tels que le RWMC ou l'IGSC, voire d'autres forums d'échange de l'AIEA ou de la CE.

Ce rapport a été établi d'après les réponses à un questionnaire INTESC détaillé, puis enrichi des conclusions des débats de l'atelier INTESC, afin de dégager les thèmes et problèmes émergents qu'il pourrait être constructif d'approfondir dans une enceinte internationale.

### 4.1 Bilan des pratiques actuelles

Tous les gestionnaires de déchets ayant répondu au questionnaire préparent actuellement des dossiers de sûreté (préliminaires ou plus détaillés) dont la structure reprend la plupart des éléments d'un dossier de sûreté que l'AEN a proposés dans la publication qu'elle a consacré à ce sujet. De plus, la plupart des réglementations définissent, au moins à grands traits, des exigences relatives à ces éléments clés. Cela fait longtemps qu'il est exigé de fournir dans la demande d'autorisation un dossier de sûreté complet et étayé qui ne se contente pas de présenter les résultats d'évaluations quantitatives. Même si l'expression « dossier de sûreté » n'a pas toujours été employée de manière homogène par les spécialistes de la gestion des déchets radioactifs, les autorités de sûreté ont en général exigé des gestionnaires de déchets qu'ils documentent et décrivent les données sur lesquelles reposent les hypothèses et affirmations employées dans les calculs, qu'ils prouvent qu'ils appliquent des mesures d'assurance qualité, etc.

Dans l'ensemble, les gestionnaires de déchets ont des approches et des attitudes analogues, tout comme les autorités de sûreté expriment des priorités comparables. Les gestionnaires de déchets répondent effectivement aux questions soulevées par les autorités de sûreté. Cependant, on observe quelques exemples importants de différences d'utilisation ou d'interprétation, et certains éléments des dossiers de sûreté qui prennent de l'importance aujourd'hui ne sont pas mentionnés dans la publication de l'AEN, ce qui prouve que l'élaboration des dossiers de sûreté a considérablement avancé. On peut regrouper ces avancées en trois grands thèmes :

- **Stratégie de sûreté et d'évaluation.** On assiste actuellement à l'évolution de plusieurs aspects de la stratégie de sûreté et d'évaluation – c'est-à-dire l'approche de haut niveau employée pour assurer la sûreté du stockage et la façon dont le système considéré est analysé. On note aussi d'importantes évolutions dans l'utilisation des fonctions de sûreté, les stratégies d'intégration, l'application des procédures d'assurance qualité et de contrôle de la qualité (notamment la gestion de la configuration), la gestion et le traitement des incertitudes lors de la description de la géosphère (synthèse des connaissances géologiques, par exemple et application d'indicateurs autres que la dose et le risque).
- **Relation entre la sûreté à long terme et les phases de conception, de construction et d'exploitation.** Deux des éléments fondamentaux d'un dossier de sûreté sont l'établissement

de la base de conception et l'évaluation des conséquences de la mise en œuvre de la conception, de la construction et de l'exploitation. Le dossier de sûreté est primordial en ce qu'il doit, d'une part, établir et justifier les objectifs de sûreté à long terme et les spécifications de conception et, d'autre part, démontrer que la conception du stockage et la construction effective du dépôt satisfont à ces exigences. Ces questions sont de plus en plus étudiées car de nombreux programmes approchent aujourd'hui de la phase de mise en œuvre.

- **Autres déterminants de la confiance dans la sûreté.** Le questionnaire INTESC aborde un grand nombre d'exigences techniques, scientifiques ou documentaires qu'il convient de respecter pour établir, ou du moins ne pas compromettre, la confiance dans un dossier de sûreté. Mais il existe plusieurs autres moyens de renforcer la confiance (voir section 3.4). La plupart n'ont pas été expressément abordés dans le questionnaire INTESC, car ils ne sont pas systématiquement exploités dans les dossiers de sûreté aujourd'hui. Cependant, leur élaboration allant bon train, les participants à l'atelier INTESC les ont examinés. Ces facteurs supplémentaires de confiance sont jugés pouvoir jouer un rôle important dans les futurs dossiers de sûreté.

## 4.2 Thèmes à approfondir dans un cadre international

La plupart des thèmes abordés au chapitre 3 méritent d'être approfondis par les groupes de travail internationaux tels que le RWMC et son groupe technique, l'IGSC. Certains des sujets pourraient également être abordés dans le cadre de l'AIEA ou de la CE. Pour résumer, les thèmes de réflexion sont les suivants :

- Élaboration et emploi des fonctions de sûreté (Section 3.2.1).
- Mise en œuvre de mesures efficaces d'assurance qualité et de contrôle de la qualité (section 3.2.2).
- Conséquences pour le dossier de sûreté des nouvelles évolutions de la gestion et du traitement des incertitudes (section 3.2.3). (On notera que, sur un plan plus technique, ce problème a été et continue d'être étudié dans le cadre de nombreux projets tels que le projet PAMINA de la CE, par exemple).
- Rôle de la synthèse des connaissances géologiques dans un dossier de sûreté (section 3.2.4).
- Implications et applicabilité des différents principes de conception (section 3.3.1).
- Définition des spécifications de conception en fonction du retour d'information fourni par les évaluations de sûreté post-fermeture (section 3.3.2).
- Arbitrage entre flexibilité et stabilité des conditions pour la demande d'autorisation (section 3.3.3).
- Fréquence et ampleur des mises à jour du dossier de sûreté, et modalités d'intégration des nouveaux résultats, le cas échéant, après le dépôt de la demande d'autorisation de construction (section 3.4.7).
- Moyens d'intégrer les informations (section 3.4.3).
- Incidences et application pratique de l'optimisation et des meilleures techniques disponibles (section 3.3.5).
- Réversibilité et récupérabilité (section 3.4.8).
- Mesures institutionnelles contribuant à asseoir la confiance, par exemple confiance en interne, intégrité, engagement en faveur d'un apprentissage continu (section 3.4.9).

D'autres thèmes abordés au chapitre 3 sont tout aussi importants mais ont déjà été suffisamment approfondis dans d'autres forums. Il n'ont donc pas de raison de figurer parmi les priorités de groupes de travail internationaux comme le RWMC et l'IGSC.

## 5. RÉFÉRENCES

- AEN (1999a), *Confiance dans la sûreté à long terme des dépôts géologiques profonds – moyens de l’instaurer et de la communiquer*, OCDE, Paris, France.
- AEN (1999b), *An International Database of Features, Events and Processes*, OCDE, Paris, France.
- AEN (2002), *Établir et faire partager la confiance dans la sûreté des dépôts en grande profondeur. Approches et arguments*, OCDE, Paris, France.
- AEN (2005), *Informers, consulter et impliquer le public dans la gestion des déchets radioactifs – Panorama international des approches et expériences*, OCDE, Paris, France.
- AEN (2004), *Dossier de sûreté post-fermeture d’un dépôt en formation géologique – Nature et finalité*, OCDE, Paris, France.
- AEN (2004a), *La prise de décision par étapes dans la gestion à long terme des déchets radioactifs*, OCDE, Paris, France.
- AEN (2004b), *Comprendre les attentes de la société dans la gestion des déchets radioactifs et s’y adapter*, OCDE, Paris, France.
- AEN (2006), *Consideration of Timescales in Post-Closure Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste*, OCDE, Paris, France.
- AEN (2008a), *Dossier de sûreté des dépôts de déchets radioactifs en formations géologiques profondes : où en sommes-nous ?* 23-25 janvier 2007, OCDE, Paris, France.
- AEN (2008b), *The Concept of Optimisation for Geological Disposal of Radioactive Waste : A Review of National and International Guidance and Relevant Observations*, NEA/RWM/RF(2008)5/PROV (17 décembre 2008), OCDE, Paris, France.
- AEN (2009), *Stability and Buffering Capacity of the Geosphere for Long-term Isolation of Radioactive Waste: Application to Crystalline Rock* (Actes d’un atelier), OCDE, Paris, France.
- AIEA (2001), *Monitoring of Geological Repositories for High-Level Radioactive Waste*. Tecdoc-1208. Vienne, Autriche, Agence internationale de l’énergie atomique.
- AIEA (2006), *Geological Disposal of Radioactive Waste. Safety Requirements*, Collection Normes de sûreté de l’Agence internationale de l’énergie atomique, n° WS-R-4, Vienne, 2006, [www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1231\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1231_web.pdf)
- Andra (2005), *Dossier 2005 Argile – Synthèse de la faisabilité du stockage géologique en formation argileuse*, ISBN 2-9510108-8-5, France, Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs.
- Andra (2005a), *Analyse qualitative de sûreté en phase post-fermeture d’un stockage : liste des événements extérieurs – Site de Meuse/Haute-Marne*. Rapport Andra n° C NT AMES 04-0039.
- Andra (2005b), *Définition du scénario défaut de scellement et/ou transfert par la zone endommagée – Site de Meuse/Haute-Marne*. Rapport Andra n° C NT AMES 03-010.

Andra (2005c), Définition du scénario défaut de colis – Site de Meuse/Haute-Marne. Rapport Andra n° C NT AMES 03-009.

Chapman N.A. et C. McCombie (2003), Principles and standards for the disposal of long-lived radioactive wastes. Waste Management Series. Vol. 3. Elsevier Science Ltd. Oxford.

CIPR, Publication 81: Radiation Protection Recommendations as applied to the disposal of Long-Lived Solid Radioactive Waste, 81, Annals of the ICRP Volume 28/4, Commission internationale de protection radiologique, Elsevier, 2000.

Dubreuil G.H. (2004), réseau COWAM, « Nuclear Waste Management from a Local Perspective (Concerted Action 2000-2003) », MUTADIS, France, article présenté à la conférence Euradwaste 2004 et consultable à l'adresse : [ftp://ftp.cordis.europa.eu/pub/fp6-euratom/docs/euradwaste04\\_4\\_cowam\\_en.doc](ftp://ftp.cordis.europa.eu/pub/fp6-euratom/docs/euradwaste04_4_cowam_en.doc). La page d'accueil de COWAM est à l'adresse : [www.cowam.com](http://www.cowam.com).

EKRA (Groupe d'experts pour les modèles de gestion des déchets radioactifs) (2000), Modèles de gestion des déchets radioactifs – Rapport final. Rapport établi pour le compte du Département de l'environnement, des transports, de l'énergie et de la communication (DETEC), 31 janvier, Office fédéral de l'énergie, Berne, Suisse.

Garisto F., T. Kempe, P. Gierszewski., K. Wei., C. Kitson, T. Melnyk, L. Wojciechowski, J. Avis et N. Calder (2005), Horizontal borehole concept case study: chemical toxicity risk. Report No: 06819-REP-01200-10149-R00. Ontario Power Generation, Toronto, Canada.

Lalieux P., A. Dierckx, P. Smith et B. Cornelis (2007), Establishing a Safety and Feasibility Case for geological disposal of Belgian HLW-ILLW into Boom Clay, REPOS SAFE 2007, International Conference on Radioactive Waste Disposal In Geological Formations, Braunschweig (City of Science 2007), 6-9 novembre 2007.

Nagra (1994), Geologie und Hydrgeologie des Kristallins der Nordschweiz, Rapport technique Nagra NTB 93-01, Nagra, Wettingen, Suisse.

Nagra (2002), Projekt Opalinuston – Synthese der geowissenschaftlichen Untersuchungsergebnisse. Entsorgungsnachweis für abgebrannte Brennelemente, verglaste hochaktive sowie langlebige mittelaktive Abfälle. Rapport technique Nagra NTB 02-03, Nagra, Wettingen, Suisse.

Posiva (2006), Nuclear waste management of the Olkiluoto and Loviisa power plants : Programme for research, development and technical design for 2007-2009. Posiva TKS-2006, Posiva Oy, Olkiluoto, Finlande.

Posiva (2007), Andersson J., Ahokas H., Hudson J.A., Koskinen L., Luukkonen A., Löfman J., Keto V., Pitkänen P., Mattila J., Ikonen AT K., Ylä-Mella M., 2007, Olkiluoto Site Description 2006, rapport POSIVA 2007-03, Posiva Oy, Finlande.

Raiko E. et Nordman H. (1999), Kemiällinen myrkyllisyys käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoituksessa (en finnois : Toxicité chimique des centres de stockage de combustible usé), Rapport de Posiva 99-18, Posiva Oy, Finlande.

SKB 1992, RD&D-PROGRAMME 92, Treatment and final disposal of nuclear waste, Programme for research, development, demonstration and other measures, Svensk Kärnbränslehantering AB.

SKB (2004), *Interim main report of the safety assessment SR-Can*, SKB TR-04-11, Svensk Kärnbränslehantering AB.

SKB (2005), *Preliminary site description – Forsmark area (Version 1.2)*, SKB R-05-18, Svensk Kärnbränslehantering AB.



SKB (2006), *Long-term safety for KBS-3 repositories at Forsmark and Laxemar: a first evaluation*, Main Report of the SR-Can project, SKB TR-06-09, Svensk Kärnbränslehantering AB.

SKI 2004, Andersson, K. *et al.* Transparency and Public Participation in Radioactive Waste Management. RISCOS II Final report, SKI Report 2004:08, Strål säkerhets myndigheten, Suède.

Storck, R., Becker, D., Rübel, A., Hirsekorn, P., Preuss, J., Wollrath, J., 2004, The Safety Case for the Morsleben Repository. in DISTEC 2004. Disposal Technologies and Concepts. International Conference on Radioactive Waste Disposal, 26-28 avril 2004. Actes de la conférence.

Umeki H., Osawa H., Naito M., Nakano K., Makino H. et McKinley I.G. (2007), Knowledge Management: the Cornerstone of a 21<sup>st</sup> Century Safety Case, « Dossier de sûreté des dépôts de déchets radioactifs en formations géologiques profondes : où en sommes-nous ? » 23-25 janvier 2007, OCDE, Paris, France.

U.S. Department of Energy (2002), Final Environmental Impact Statement for a Geologic Repository for the Disposal of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste at Yucca Mountain, Nye County, Nevada, DOE/EIS-0250, Section 8.3.1.3.2, Waterborne Chemically Toxic Material Impacts, Washington, D.C.

U.S. National Research Council (1957), *The Disposal of Radioactive Waste on Land*, Report of the Committee on Waste Disposal of the Division of Earth Sciences. Washington, D.C.: National Academy of Sciences, National Research Council.

U.S. National Research Council (2001), Disposition of High-Level Waste and Spent Nuclear Fuel. The Continuing Societal and Technical Challenges, Washington, D.C.: National Academy Press.

U.S. National Research Council (2003), One Step at a Time. The Staged Development of Geologic Repositories for High-Level Radioactive Waste. Washington, D.C.: The National Academies Press. (pp. 67-74, consultable sur internet à l'adresse : [darwin.nap.edu/books/030908708](http://darwin.nap.edu/books/030908708))



*Annexe A*

**Liste des participants à l'atelier d'INTESC  
Octobre 2007**

**ALLEMAGNE**

M. Peter-Jürgen LARUE  
Gesellschaft für Anlagen und  
Reaktorsicherheit mbH (GRS)  
Schwertnergasse, 1  
50667 Köln

M. Jörg MÖNIG  
GRS-Braunschweig  
Theodor-Heuss-Str. 4  
38122 Braunschweig

M. Martin NAVARRO  
GRS- Köln  
Schwertnergasse 1  
50667 Köln

Dr. Ulrich NOSECK  
GRS- Braunschweig  
Theodor-Heuss-Str. 4  
38122 Braunschweig

Dr. Juergen WOLLRATH  
Fachbereich Sicherheit nuklearer  
Entsorgung – BfS  
P.O. Box 10 01 49  
Willy-Brandt-Strasse, 5  
38201 Salzgitter-Lebenstedt

**BELGIQUE**

Mme Ann DIERCKX  
ONDRAF/NIRAS  
Avenue des Arts, 14  
1210 Brussels

**ESPAGNE**

M. Jesus ALONSO  
ENRESA  
Calle Emilio Vargas, 7  
28043 Madrid

**ÉTATS-UNIS**

M. Abraham VAN LUIK  
Senior Policy Advisor  
Office of Civilian Radioactive Waste Management  
US Department of Energy  
1551 Hillshire Drive  
NV 89134 Las Vegas

**FINLANDE**

Dr. Kari KOSKINEN  
Posiva OY  
Olkiluoto  
27160 Eurajoki

Mme Barbara PASTINA  
Saanio & Riekkola Oy  
Laulukuja 4  
00420 Helsinki

## **FRANCE**

M. Marc OLIVIER  
DRD – ASN  
10, Route du Panorama  
92266 Fontenay-aux-Roses

M. Christophe SERRES  
DSU/SSD – IRSN  
BP 17  
92262 Fontenay-aux-Roses Cedex

Mme Sylvie VOINIS  
DSQE-ME – ANDRA  
1-7 rue Jean Monnet  
92298 Chatenay-Malabry

## **HONGRIE**

M. Zoltan NAGY  
Department of Science and Technology  
PURAM  
Paks Headquarters  
H-7031 Paks, P.O.Box 12

## **JAPON**

Dr. Katsuhiko ISHIGURO  
NUMO  
Mita NN Bldg. 1-23 Shiba4-Chome  
Minato-ku  
108-0014 Tokyo

M. Susumu MURAOKA  
Nuclear Safety Commission  
3-1-1 Kasumigaswki  
100-8970 Tokyo

Dr. Hiroyuki UMEKI  
Geological Isolation Research and  
Development Directorate  
Japan Atomic Energy Agency  
2-1-8 Uchisaiwaicho Chiyoda-ku  
100-8577 Tokyo

## **ROYAUME-UNI**

M. Ian BARRACLOUGH  
Nuclear Waste Assessment Team (NWAT)  
Environment Agency  
Ghyll Mount, Gillan Way  
CA11 9BP Penrith, Cumbria

## **SUÈDE**

M. Allan HEDIN  
Swedish Nuclear Fuel & Waste  
Management Co. (SKB)  
Box 5864  
102 40 Stockholm

Dr. Bo STROMBERG  
Swedish Nuclear Power Inspectorate  
(SKI)  
106 58 Stockholm

## **SUISSE**

Dr. Jürg SCHNEIDER  
Nagra  
Hardstrasse, 73  
5430 Wettingen

## **COMMISSION EUROPÉENNE**

M. Gérard BRUNO  
DG TREN/H2  
European Commission  
Bat. EUFO 4289  
10 Rue Robert Stumper  
L-2557 Luxembourg

M. Christophe DAVIES  
European Commission  
CDMA 1/61  
B-1049 Brussels

Dr. Karl Frederik NILSSON  
European Commission  
Institute for Energy – DG JRC –  
Nuclear Safety  
P. O. Box 2  
NL-1755 Petten

## **AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE**

M. Phil METCALF  
International Atomic Energy Agency  
Wagramer Strasse 5  
P.O. Box 100  
A-Vienna 1400

## **AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE**

Mme Elizabeth FORINASH	Dr. Claudio PESCATORE
Administrator	Principal Administrator
Radioactive Waste Management	Radioactive Waste Management
Division	Division
Le Seine St-Germain	Le Seine St-Germain
12 Bld des Iles	12 Bld des Iles
F-92130 Issy-les-Moulineaux	F-92130 Issy-les-Moulineaux

## **CONSULTANTS**

Dr. Johan ANDERSSON  
JA Streamflow AB  
Vallvägen 22  
12533 Älvsjö  
Sweden

M. Philippe RAIMBAULT  
154 rue de Lourmel  
F-75015 Paris

Dr. Alan J. HOOPER  
Alan Hooper Consulting Limited  
5 Wickwar Road, Kingswood  
Wotton-under-Edge, Gloucestershire  
GL12 8RF  
Royaume-Uni

M. Gyula DANKO  
Golder Associates (Hungary) Ltd.  
Huvosvolgyi ut 54  
H-1021 Budapest



## **CONTENU DU CD-ROM ET INSTRUCTIONS D'UTILISATION**

Ce CD-ROM contient le questionnaire et la compilation des réponses uniquement en anglais, avec également la version française du rapport publié.

### **Instructions**

Ce CD-ROM utilise le logiciel « Autorun » afin de simplifier la procédure de lecture. Le fichier « index.html » s'ouvrira automatiquement dans votre navigateur Internet, en vous donnant une table des matières et les liens correspondant aux différents fichiers pdf. Si toutefois « l'Autorun » ne fonctionnait pas, vous pouvez utiliser la procédure suivante :

Utilisez votre navigateur Internet préféré en ouvrant le fichier sur D:\index.html (assumant que « D » est la lettre de votre lecteur pour CD-ROM).

Lecture du rapport :

Si vous n'avez pas de logiciel installé pour la lecture des fichiers pdf, vous devez commencer par installer le logiciel d'« Acrobat Reader » mis à disposition gratuitement par Adobe Inc. ([www.adobe.com/reader](http://www.adobe.com/reader)).

### **Compatibilité et capacité minimale**

Un PC 486 minimum pour « Acrobat Reader » 10 Mb de RAM (1 Mb pour Windows NT) ou 10 Mb d'espace disponible sur disque dur pour Windows 95 ou versions ultérieures.

45 Mb de RAM minimum pour « Acrobat Reader » version 7.1.2 ou ultérieures pour Macintosh.

Pour plus de détails voir : <http://www.adobe.com/products/reader/systemreqs/>

### **Assistance**

Si vous rencontrez des problèmes dans l'utilisation de ce CD-ROM, ou bien avez des commentaires ou suggestions, envoyer un courriel à : [nea@nea.fr](mailto:nea@nea.fr)

ÉDITIONS DE L'OCDE, 2 rue André-Pascal, 75775 PARIS CEDEX 16  
Imprimé en France.



*Appendix B*

**INTernational Experiences in Safety Cases – INTESC**

**Questionnaire**



## TABLE OF CONTENTS

1. <b>Introduction</b> .....	81
2. <b>Background to the questionnaire</b> .....	81
3. <b>Aims of the exercise</b> .....	81
4. <b>Guidance on providing responses</b> .....	82
5. <b>The questionnaire</b> .....	82
I. Purpose and context .....	83
II. The safety strategy .....	83
III. The assessment basis.....	85
IV. Evidence, analyses and arguments .....	86
V. Synthesis .....	87
VI. Presenting the safety case.....	88
<b>References Appendix B</b> .....	89
Annex 1. Explanatory notes and examples.....	91
A1.1 Examples of principles, guidelines and criteria to ensure robustness .....	91
A1.2 Examples of complementary evidence or lines of argument.....	92
A1.3 Examples of programmatic and practical constraints.....	92



## **1. Introduction**

The nature and purpose of the safety case has recently been described in a NEA publication (NEA, 2004). According to this publication, a safety case is “the synthesis of evidence, analyses and arguments that quantify and substantiate a claim that the repository will be safe after closure and beyond the time when active control of the facility can be relied on”. The safety case becomes more comprehensive and sound as a programme progresses, and is a key input to decision-making at several steps in the repository planning and implementation process. A key function of the safety case is to provide a platform for informed discussion whereby interested parties can assess their own levels of confidence in a project, determine any reservations they may have about the project at a given planning and development stage, and identify the issues that may be a cause for concern or on which further work may be required.

## **2. Background to the questionnaire**

Recently, there has been notable convergence in documents published by national and international in the understanding and development of long-term safety cases for geological disposal. The final draft of the IAEA safety requirements guide (DS-154), the NEA brochure on the safety case (NEA, 2004), the presentations at the Stockholm conference of 2003 (NEA, 2005), the recently released safety report on the Swiss Opalinus Clay Project in December 2002 (Nagra, 2002), and the safety cases presented at the November 2003 session of the IGSC [NEA/RWM/IGSC(2004)3] all show a significant assimilation of the principles by national organisations that were set forth in the NEA Confidence Report [NEA, 1999] and subsequent documents, such as IPAG-3 (NEA, 2002).

The Bureau of the RWMC observed at its September 2003 meeting that an important development since 1999 has been the implementation of safety cases for both the generic and the more specific phases of waste disposal, and indicated that it would be useful, both for the more- and for the less-advanced programmes, to document the progress in the field of the safety case. Desire to see an exercise in a similar style to IPAG was expressed several times and, in addition, a majority of IGSC members thought the IGSC self-evaluation raised the need to initiate an activity on “Where do we stand with respect to safety cases?” Accordingly, at the 6<sup>th</sup> IGSC meeting [NEA/RWM/IGSC(2004)19], and at the 38<sup>th</sup> RWMC meeting [NEA/RWM(2005)16], members approved in principle to set up an exercise on “INTernational Experiences in Safety Cases” – namely the INTESC [see mandate NEA/RWM(2005)7] based on the results of a questionnaire.

## **3. Aims of the exercise**

The exercise aims:

- To analyse existing safety cases and elements, components of safety cases that are under development and to identify key concepts, including points of consensus and divergence.
- To provide a clear overview of the progress that has been made in the last decade.
- To provide a clear overview of regulatory expectations on the future safety cases.
- To improve awareness of strengths and weaknesses in present-day methodologies for developing and presenting safety cases.
- To report the state of the art to the IGSC and as an input to the forthcoming international symposium of January 2007.
- To provide a state-of-the-art report on practical experiences on safety cases for geological repositories and the lessons learnt from current practices, following the international symposium.

#### 4. Guidance on providing responses

A number of questions and their rationale are presented hereafter. In responding to the questions, respondents should keep the following in mind:

- In order to provide sufficient detail and examples, and in order that the responses reflect the overall views and perspectives of your organisation in an integrated fashion, there is likely to be a need for consultation with persons within your organisation that are involved in other areas than your own, where these are relevant to the subject being addressed.
- Most questions are directed at both implementers and regulators, although a safety case is primarily provided by implementers. For regulators, it is asked to answer the questions in terms of what were expected in their review of the safety case in the past, and/or what will be expected in the on-going/future safety case. Responses from implementers should be based on a recently compiled safety case, and/or a safety case that is currently in an advanced stage of development. Please identify which safety case document or documents you are referring to.
- “Yes” and “no” answers are generally not sufficient. The appropriate length of the response to each question is left to the discretion of the participating organisations, but should not exceed one page. If, however, an organisation wishes to provide detailed information to support a response that runs to several pages, it may be appropriate to provide the information in appendices to the main questionnaire responses.
- Responses should as far as possible be self-contained, i.e. although references can be made to published documents, the responses should not require familiarity with these documents to be understandable.
- Some of the questions may overlap, i.e. portions of the responses could be applicable to more than one question. If this occurs, the information need only be presented once, and cross-references made between responses. Please note, however, that unique and specific information is being requested in each question. Thus, please read the questions and the corresponding notes at the end of this document carefully, and try to address the nuances in each question.

#### 5. The questionnaire

The aim of this questionnaire is to elicit information from participating organisations on the degree to which the ideas presented in NEA (2004) are already widely implemented, or will be implemented in compiling future safety cases. Accordingly, the questionnaire is structured along similar lines to NEA (2004), and deals with:

##### *The elements of a safety case*

These comprise (1), the purpose and context, (2), the safety strategy, (3), the assessment basis, (4), the evidence, analyses and arguments that contribute to the safety case and (5), the synthesis of these evidence, analyses and arguments.

##### *Presenting the safety case*

Considerations that apply when presenting the safety case include (1), the concerns and requirements of the intended audience, (2), the explanation of the purpose and context of the safety case, and (3), other general considerations, including the need for transparency, traceability and openness.

*A number of questions and their rationale are presented hereafter. Responses should be based on a recently compiled safety case, or a safety case that is currently in an advanced stage of development. Please identify which safety case document or documents you are referring to.*

### ***I. Purpose and context***

The following questions are intended to place your responses in the context of the role of your organisation and stage reached in your national programme at the time of the safety case discussed in your responses.

- I.1 Give the name and main role of the organisation which provided the responses.
- I.2 Describe briefly the status of your national programme (the programme may, for example, be at the stage of generic feasibility studies, or be in the process of selecting a site or sites for characterisation from the surface or from underground), including your programme constraints (see Table A.3 for examples).
- I.3 What decisions within your programme will be based on or affected by the conclusions of the current safety case?
- I.4 Please provide a primary reference (e.g. a safety report, guidelines, regulations, standards...) and, if necessary, a small number of additional references that support your responses to this questionnaire.

### ***II. The safety strategy***

The safety strategy is considered as the high-level approach adopted for achieving safe disposal, and includes an overall management strategy, a siting and design strategy and an assessment strategy. All national programmes aim at management strategies that accord with good management and engineering principles and practice e.g. quality plan, how to adapt to stakeholders requirements-allocation of resources, co-ordination activities (see Annex 1). The siting and design strategies are generally based on principles that favour robustness and minimise uncertainty including the use of the multi-barrier concept, e.g. precautionary principle, reversibility, flexibility principles. The assessment strategy must ensure that safety assessments capture, describe and analyse uncertainties that are relevant to safety, and investigate their effects.

#### *Management strategy*

- II.1 What measures have been enacted within your organisation to develop a safety culture (i.e. a “consistent and pervading approach to safety”) among those engaged in all aspects of repository planning and implementation, including the development of the safety case? Give an example.
- II.2 How do you ensure effective integration of information and knowledge coming from the different fields of the programme (site characterisation, design, assessments, R&D, waste characterisation...)? How do you decide on programme priorities?
- II.3 Do you regard information preservation to be an important issue that is relevant to the safety case and, if so, how has this been considered in your programme? To what extent has your organisation developed an effective system of long-term record keeping that allows project decisions to be placed in a broad, historical context? Give references and an example.
- II.4 If a step-wise approach to planning and development has been adopted, what is the rationale behind this approach (e.g. to allow for the involvement of stakeholders, formal referendum by Parliament or local populations on decisions, further technological developments)?

- II.5 To what extent is flexibility built into the overall project plan (e.g. to allow for uncertainties in the types and amounts of waste that will eventually be emplaced, to cope with unexpected site features or technical difficulties and uncertainties that may be encountered, and to take advantage of advances in scientific understanding and engineering techniques)? What are the main challenges? What rationale for maintaining flexibility is given in the documentation of the safety case?
- II.6 How does the quality assurance (QA) plan cover the different elements of the safety case? Which components of a safety case are covered by a QA?
- II.7 For decisions involving expert judgement, what measures are enacted to ensure that the experts used are suitably qualified, adequately informed and take responsibility for the judgements that they make? What measures are taken to ensure that the process of their decisions is transparent and traceable?
- II.8 How, if at all, does your programme apply the concept of “best available techniques” to the design of the disposal system and the construction and presentation of the safety case? What definitions and criteria are used to determine whether the “best” techniques have been used? In particular, what relation is seen by your organisation between BAT and optimisation?

*Siting and design strategy*

- II.9 Which siting and design principles, guidelines and procedures have you developed and applied to ensure that the system is robust in terms of long-term safety (see Appendix 1, Section A1.1 for examples)?
- II.10 What other siting and design principles are developed and applied that are relevant to the safety case, including e.g. the need to facilitate monitoring and possible waste retrieval?
- II.11 Which guidelines or criteria for waste conditioning and waste acceptance have you developed that are relevant to the safety case, e.g. prohibition of liquid waste forms, use of stable waste matrices use of a long-lived waste, maximum heat output from waste packages?

*Assessment strategy*

- II.12 Give a brief description of your strategy for the management and treatment of uncertainty in your assessments, including any scheme that is adopted for different timescales or for the categorisation of uncertainties (e.g. as scenario, model and data uncertainties). (Note: your response may overlap with that for the following questions; please use forward and backward referencing where appropriate)
- II.13 Do you adopt a probabilistic and/or deterministic approach for the analysis of scenarios or assessment cases and what is the rationale behind your choice?
- II.14 What are the criteria or procedures whereby some FEPs or parameter combinations are excluded from detailed consideration and others are included (including e.g. the use of expert elicitation and peer review)?
- II.15 How are the particular scenarios for human intrusion selected and analysed? As a specific question in this regard, how are risks to the intruder considered in your safety case? How is the approach for human intrusion the same or different from that used for other types of FEPs?
- II.16 If conservative model assumptions and pessimistic parameter values are used for the treatment of some uncertainties, what rationale is used for the selection of uncertainties to be treated in this manner?



- II.17 What kinds of analyses are carried out to explore parameter sensitivity and the impact of uncertainties in parameter values?
- II.18 Which alternative conceptual models are developed and applied where uncertainties exist at a conceptual level?
- II.19 If a stylised approach is used for the treatment of some uncertainties, what rationale is used to justify this approach and for the selection of uncertainties to be treated in this manner?
- II.20 Do you analyse any “what if?” scenarios or cases (i.e., scenarios that are not physically impossible for the site yet lie outside the range of possibilities supported by scientific evidence) and what is the rationale for their analysis?
- II.21 What is the rationale behind any “cut-off” times for calculations of dose and/or risk and what is the overall timescale of concern in developing the safety case (this may extend beyond the “cut-off” times for calculations of dose and/or risk, with safety discussed in terms of alternative safety indicators or more qualitative arguments)? Please refer to your Timescales answers if appropriate.
- II.22 What strategy has been developed to account for diverse sources of information and opinion in safety assessment analyses and in the safety case, including possibly contradictory opinions of technical experts?

### **III. The assessment basis**

The assessment basis is the collection of information, and analysis tools supporting the safety assessment. This includes an overall description of the disposal system (that consists of the chosen repository, components and its geological setting with associated safety functions), the scientific and technical data and understanding relevant to the assessment of system safety, and the assessment methods, models, computer codes and databases for analysing system performance. The quality and reliability of a safety assessment depends on the quality and reliability of this assessment basis. According to NEA (2004), a discussion of the assessment basis in any detailed presentation of the safety case should include evidence and arguments to support the quality and reliability of its components.

#### *The system concept*

With each answer, please give references and an illustration.

- III.1 How is the role and relevance to safety (i.e. the safety function) of each component of the disposal system described in the documentation of the safety case? What principles and requirements guide the approach to selecting barriers (e.g. multi-barrier principle, analysis of safety functions)? How are the barriers or functions identified and prioritised?
- III.2 How is the biosphere defined in the safety case? Does the treatment of the biosphere consider its possible safety functions as well as being a source of potential disruptions?

#### Scientific and technical information and understanding

- III.3 Which arguments are given for the adequacy of scientific understanding of key features of the disposal system (including multiple lines of arguments, where available)?
- III.4 What measures (approaches and practical example) have been enacted to ensure that all relevant scientific information is taken into account in describing the system; its evolution and its performance; and that no significant features, events and processes (FEPs), interactions and associated uncertainties have been overlooked?

## Methods, models, computer codes and databases

- III.5 What is the process by which scientific understanding of the system is handled in order to obtain the accurate models and databases that will support the safety case?
- III.6 What is the source of the waste/radionuclide inventory considered in developing the safety case, what assumption underlie this information and to what extent is the information subject to uncertainty?
- III.7 What types of evidence support the applicability of models and associated databases within your safety case (including, e.g. laboratory and field measurements and observations at various scales, natural analogues and expert elicitation)?
- III.8 How, if at all, do your assessment basis and safety case utilise data, results, and technical guidance from international sources such as, for example, the NEA's FEPs and thermodynamic databases, IAEA's biomass project, assessment methodologies published by other national programs, or other technical guidance on specific aspects of safety assessments?
- III.9 How, and to what extent, does the safety case take account of the duration and nature of the construction and operational period and any pre-closure open period in analysing post-closure safety? (Refer to your responses to the timescales questionnaire if appropriate.)
- III.10 What roles do detailed mechanistic models of specific processes or combinations of processes play in the safety case (e.g. direct use in radiological consequence analysis, justification of simplifying assumptions, and derivation of parameter values)?

## **IV. Evidence, analyses and arguments**

Most national regulations give safety criteria in terms of dose and/or risk, and the evaluation of these indicators, using either mathematical analyses or more qualitative arguments, for a range of evolution scenarios for the disposal system, appears prominently in all safety cases that are intended for regulatory review. Robustness of the safety case is, however, strengthened by the use of multiple lines of evidence leading to complementary safety arguments that can compensate for shortcomings in any single argument. Complementary types of evidence and arguments in support of a case for safety include general evidence for the strength of geological disposal as a waste management option, evidence for the intrinsic quality of the site and design, safety indicators complementary to dose and risk, and arguments for the adequacy of the strategy to address and manage uncertainties and open questions.

### *Evaluation of performance/ safety indicators*

- IV.1 What methodologies have been developed for checking the reliability or plausibility of the results of key assessment calculations?
- IV.2 Do any scenarios, probabilistic realisations or assessment cases give rise to doses and/or risks at or above acceptance limits and, if so, what if any arguments are made to counter these unfavourable findings?
- IV.3 Does the safety case make use of safety and performance indicators in addition to dose and risk and how are the measures or "yardsticks" with which they can be compared in order to judge safety derived?

*Strength of geological disposal as a waste management option*

- IV.4 Which arguments does your safety case present for building confidence in the strength of geological disposal in general as a waste management option?

*Feasibility of implementation as planned*

- IV.5 Has it been demonstrated that the system can be implemented with existing technology or are new technological development required?
- IV.6 How do you assess the possibility of defects in waste and container fabrication, repository construction, operation and closure and other aspects of implementation, and how is the possibility of defects treated in safety assessment? Please give an example.

*The management of uncertainties and open issues in future project stages*

- IV.7 Have uncertainties, and assessment methodology, open siting and design issues been identified that must be addressed in future project stages? If yes, which ones? How are they identified and prioritised?
- IV.9 What strategy has been developed to deal with remaining uncertainties and open issues in the course of future project stages (including, e.g. RD&D and site characterisation to better characterise or reduce uncertainties and design optimisation to avoid uncertainties or mitigate their effects)?

*Complementary evidence and lines of argument*

- IV.10 What additional complementary evidence and lines of argument are cited to support the final conclusions or recommendations of the safety case (Annex 1, Section A1.2 for examples)?
- IV.11 What roles do natural analogues and other observations from natural systems (e.g. isotope diffusion profiles within the host rock) play within the safety case?

**V. *Synthesis***

In general, a safety case will conclude that there is adequate confidence in the possibility of achieving a safe repository to justify a positive decision to proceed to the next stage of planning or implementation. This is a *statement of confidence* on the part of the author of the safety case – typically the developer – based on the analyses and arguments developed and the evidence gathered. The audience of the safety case must decide whether it believes the reasoning that is presented is adequate, and whether it shares the confidence of the safety case author. To this end, a synthesis of the available evidence, arguments and analyses is made. According to NEA (2004), this should highlight the grounds on which the author of the safety case has come to a judgement that the planning and development of the disposal system should continue.

- V.1 In the documentation of the safety case, please give a reference, if available, to a clear statement made of why the authors of the safety case have sufficient confidence that the proposed system is safe (or that a safe system is ultimately achievable) to recommend proceeding to the next project stage?

## **VI. Presenting the safety case**

The emphasis placed on particular lines of argument and analyses and other aspects of the style of presentation must take account of the interests, concerns and level of technical knowledge of the intended audience and the stage where the safety case is according to the step by step decision making process. The audience may include the regulator, political decision-makers or the public, as well as technical specialists within the implementing organisation itself. Multiple levels of documentation may thus be required, but these products must remain consistent amongst one another. According to NEA (2004), there is only one safety case, but it may be cast in different “language” at different levels of detail for various audiences.

In any description of the safety case, a clear statement of purpose and context is required, and consideration must be given to factors including transparency,<sup>1</sup> traceability<sup>2</sup> and openness.

### *Concerns and requirements of the intended audience*

- VI.1 What different levels of documentation and/or argumentation are available to address the concerns and requirements of different audiences? How is the documentation of the safety case organised to provide transparency and traceability?
- VI.2 What, if any, is the role of other types of media in addition to printed documents in presenting the safety case to different audiences (e.g. computer graphics, videos)?
- VI.3 What documentation has the relevant regulator developed (or does it plan to develop) on how it will review a safety case? Which technical aspects of the safety case are addressed? Are there particular requirements also on the format and presentation of the safety case?

### *Purpose and context*

- VI.3 How are the context and purpose of the safety case described in the safety reports, including any programmatic and practical constraints that have affected the development of the safety case (Appendix 1, Section A1.3 for examples)?
- VI.4 If previous safety assessments have been completed in the waste management programme, how are they described in the safety report to provide context? In particular, how are the lessons learnt from earlier safety assessments (and from their review by safety authorities and others) described and used?
- VI.5 Does the documentation of the safety case make reference to the contents of other national or international safety cases or peer reviews (e.g. in order to place results in perspective)?

- 
1. **Traceability** in PA refers to an unambiguous and complete record of the decisions and assumptions made, and of the models and data used in arriving at a given set of results. This is an important element of quality assurance and, in principle; complete traceability can be achieved, even though at high cost in terms of time and resources.
  2. **Transparency** refers to the PA being clearly reported, so that the audience can gain a good understanding of what has been done, what the results are, and why the results are as they are. This is a more subtle, and audience-dependent, requirement. The IPAG has set out nine points of guidance on promoting transparency to technical audiences and reviewers.

## REFERENCES APPENDIX B

Nuclear Energy Agency (1999), *Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories: its Communication and Development*, OECD, Paris, France.

Nuclear Energy Agency (2002), *Establishing and Communicating Confidence in the Safety of Deep Geologic Disposal – Approaches and Arguments*, OECD, Paris, France.

Nuclear Energy Agency (2004), *Post-closure Safety Case for Geological Repositories: Nature and Purpose*, OECD, Paris, France.

Nuclear Energy Agency (2005), *Geological Repositories: Political and Technical Progress, Workshop Proceedings, Stockholm, Sweden, 7 10 December 2003*, OECD, Paris, France.

IGSC (2004), Summary Records of the 6<sup>th</sup> Plenary Meeting of the IGSC, OECD/NEA Integration Group for the Safety Case (IGSC), NEA/RWM/IGSC(2004)19, Paris, France.

IGSC (2004), Observations regarding the Safety Case in Recent Safety Assessment Studies, Proceedings of the Topical Session at 5<sup>th</sup> IGSC Plenary Meeting, OECD/NEA Integration Group for the Safety Case (IGSC), NEA/RWM/IGSC(2004)3, Paris, France.

International Atomic Energy Agency (2005), *Geological Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series, Draft safety Requirements DS154*, IAEA, Vienna, Austria (to be published).



## *Annex 1*

### **EXPLANATORY NOTES AND EXAMPLES**

#### **A1.1 Examples of principles, guidelines and criteria to ensure robustness**

Robust systems are, according to NEA (2004), characterised by a lack of complex, poorly understood or difficult to characterise features and phenomena, ease of quality control and an absence of, or relative insensitivity to, detrimental phenomena arising either internally within the repository and host rock, or externally in the form of geological and climatic phenomena. They are also characterised by a lack of uncertainties with the potential to compromise safety. Examples of the various principles, guidelines and criteria can be identified that aim to ensure robustness by minimising unfavourable phenomena and uncertainties and/or the effects of uncertainty on the evaluation of safety are given in Table A1.1.

**Table A1.1 Examples of the various principles, guidelines and criteria that can be identified and aim to ensure robustness by minimising unfavourable phenomena and uncertainties and/or the effects of uncertainty on the evaluation of safety**

<p><b>Principles</b></p> <p>Inclusion of ample reserves of safety in the system concept (particularly during the early stages of development).</p> <p>Adoption of multiple safety provisions, in which either uncertainties are avoided or safety can be demonstrated in the presence of remaining uncertainties (this includes the multi-barrier concept, and the concept of multiple safety functions, in which over-dependence on any single safety provision is avoided).</p> <p>Adoption of a flexible strategy for design development and improvement in order to ensure efficient use of the safety potential of the host rock (e.g. “design-as-you-go”).</p> <p>Other engineering principles and practice to promote robustness, such as the backfilling of access routes and the use of markers as a measure to guard against future inadvertent human intrusion, the physical separation of waste into sets of packages of limited size to limit the effects of a single package performing poorly, and the use of institutional surveillance (for a limited time).</p> <p>Other sound engineering principles and practices for the design, construction and operation of the repository.</p>
<p><b>Guidelines</b></p> <p>Guidelines related to the characteristics of a site (e.g. a site that is structurally simple and/or simple with respect to processes and events – including geological events and possible inadvertent human intrusion).</p> <p>Exclusion guidelines/criteria for a site and for zones within a site (e.g. recent volcanism, exclusion zones around geological features with unfavourable properties, regional zones of weakness).</p> <p>Guidelines/criteria related to waste conditioning (e.g. prohibition of liquid waste forms, use of a stable waste matrix, and use of a long-lived container).</p> <p>Guidelines related to tunnel excavation (e.g. drilling methods to minimise damage).</p> <p>Guidelines related to the design basis (e.g. a minimum depth for the repository may be specified; a site may be sought that is larger than the minimum necessary; the possibility for retrievability and monitoring may be incorporated in the design).</p>
<p><b>Procedures</b></p> <p>Peer-review procedures for decisions regarding siting and design.</p> <p>Quality-assurance procedures for site characterisation, waste and container fabrication, repository construction and operation.</p>

## A1.2 Examples of complementary evidence or lines of argument

Examples of complementary evidence or lines of argument to support a safety case are:

- a) The principles, guidelines and procedures that have been adhered to in order to achieve a robust system (see Table A1.1 for examples).
- b) Specific connections that are identified between safety and the roles of the various barriers within the multi-barrier concept.
- c) The fact that all *identified* safety-related issues which are important for the decision under consideration at the current development stage have been addressed.
- d) The consideration that has been given to all relevant data and information, together with their associated uncertainties.
- e) The fact that all models and databases that were utilised have been adequately tested.
- f) The use of a well-defined and rational assessment procedure, such that the effects of uncertainties on the conclusions of the assessment, in terms of safety, are minimised.
- g) The fact that results have been fully disclosed and subjected to quality-assurance and review procedures.
- h) The existence of independent evidence, obtained, for example, by comparing assessment results with independent studies performed for similar disposal concepts (in particular, the results of sensitivity analyses within these studies).

## A1.3 Examples of programmatic and practical constraints

A number of factors constrain the way in which development proceeds. These may be divided broadly into:

- Programme constraints that apply to a waste-management programme as a whole.
- Practical constraints that apply at a particular stage in repository development.

Some examples of these two classes of constraints are presented in Table A1.3, taken from NEA (1999).

Table A1.3 **Examples of programme and practical constraints affecting the development of the safety case for a deep geological repository** (from NEA, 1999)

<i>Programme constraints</i>
<ul style="list-style-type: none"><li>• The legal requirement that any repository for domestically produced radioactive waste should be located in that country.</li><li>• The licensing framework requiring a safety case to be made at defined points within a repository-development programme.</li><li>• The strategy to pursue, in addition to the domestic option, the possibility of international disposal options.</li><li>• The strategy either to reprocess spent nuclear fuel or to pursue direct disposal.</li><li>• The strategy to investigate one or more host-rock options.</li><li>• The strategy to examine more than one design option (e.g. alternative canister materials).</li><li>• The time constraints on repository implementation, which may be affected, for example, by the capacity available for interim storage.</li><li>• The strategy to implement a repository in stages, beginning with an initial “demonstration repository” for a portion of the waste to be disposed.</li><li>• The legal requirement to provide for some degree of retrievability in the repository design.</li></ul>



**Table A1.3 Examples of programme and practical constraints affecting the development of the safety case for a deep geological repository (from NEA, 1999) (Cont'd)**

<i>Practical constraints</i>
<ul style="list-style-type: none"><li>• The development status of waste-management technology (e.g. canister-fabrication technology).</li><li>• The means for acquisition of both general understanding and specific data, including laboratory facilities (e.g. underground laboratories in generic and site-specific geological settings), experimental methods and research models for the interpretation of data.</li><li>• The availability of data (e.g. from site characterisation) and performance-assessment tools at each particular development stage.</li><li>• The externally controlled programme funding.</li><li>• The manpower available to the organisation, including the availability of experienced project staff.</li><li>• Schedule issues, including externally-set deadlines.</li><li>• The manner in which acceptance requirements are formulated.</li></ul>

*Appendix C*

**COMPILATION OF ANSWERS TO THE INTESC QUESTIONNAIRE**

**Johan Andersson, JA Streamflow AB**



## TABLE OF CONTENTS

1. <b>Introduction</b> .....	99
2. <b>Purpose and context</b> .....	101
3. <b>The safety strategy</b> .....	113
3.1 Management strategy .....	113
3.1.1 Safety culture .....	113
3.1.2 Integration .....	116
3.1.3 Preservation of information .....	119
3.1.4 Stepwise approach to decisions.....	120
3.1.5 Flexibility .....	123
3.1.6 Quality assurance .....	125
3.1.7 Qualification of experts.....	127
3.1.8 Application of BAT .....	128
3.2 Siting and design strategy .....	131
3.2.1 Safety related siting and design principles.....	131
3.2.2 Monitoring and retrievability .....	137
3.2.3 Guidelines or criteria for waste conditioning and waste acceptance .....	138
3.3 Assessment strategy .....	140
3.3.1 Management and treatment of uncertainty.....	140
3.3.2 Probabilistic/deterministic .....	144
3.3.3 FEP exclusion criteria .....	146
3.3.4 Scenarios for human intrusion .....	147
3.3.5 Conservative assumptions – rationale.....	149
3.3.6 Analyses carried out to explore parameter sensitivity and the impact of uncertainties .....	150
3.3.7 Alternative conceptual models.....	151
3.3.8 Stylised approach.....	153
3.3.9 What-if .....	154
3.3.10 Time cut-off .....	155
3.3.11 Handling diverse sources of opinion.....	157
4. <b>The assessment basis</b> .....	159
4.1 The system concept .....	159
4.1.1 Role of barriers .....	159
4.1.2 Biosphere – contributing safety functions?.....	162
4.2 Scientific and technical information.....	163
4.2.1 Arguments given for the adequacy of scientific understanding.....	163
4.2.2 Ensure that all relevant scientific information is taken into account .....	165

4.3	Methods, models, computer codes and databases .....	168
4.3.1	Process to obtain the accurate models and databases.....	168
4.3.2	What types of evidence support the applicability of models and databases?.....	170
4.3.3	Utilise data, results, technical guidance from international sources .....	171
4.3.4	Account of construction and operational period .....	173
4.3.5	Roles of detailed mechanistic models .....	175
4.3.6	Source for estimating waste inventory – uncertainties?.....	176
5.	<b>Evidence, analyses and arguments</b> .....	179
5.1	Evaluation of performance/safety indicators.....	179
5.1.1	Methodologies for checking reliability or plausibility .....	179
5.1.2	Doses and/or risks at or above acceptance limits? .....	181
5.1.3	Safety and performance indicators in addition to dose and risk .....	182
5.2	Strength of geological disposal option .....	184
5.2.1	Arguments for strength of geological disposal option .....	185
5.3	Feasibility of implementation as planned.....	186
5.3.1	Demonstrating that system can be implemented with existing technology .....	186
5.3.2	Defects: how assessed and treated in safety assessment .....	187
5.3.3	Management.....	189
5.4	Complementary evidence, lines of argument .....	190
5.4.1	What complementary arguments – if any .....	191
5.4.2	Natural analogues – observations from natural systems .....	192
6.	<b>Synthesis</b> .....	195
6.1	Clear statement why sufficient confidence that the proposed system is safe.....	195
7.	<b>Presenting the safety case</b> .....	197
7.1	Concerns and requirements of the intended audience .....	197
7.1.1	Different levels of documentation – transparency and traceability.....	197
7.1.2	Role of other types of media .....	200
7.1.3	Documentation on how (regulator) will review a safety case.....	200
7.2	Purpose and context .....	202
7.2.1	How are the context and purpose of the safety case described in the safety reports? .....	202
7.2.2	Lessons learned from previous assessments .....	203
7.2.3	Reference to the contents of other national or international safety cases or peer reviews .....	203
8.	<b>References</b> .....	205

## 1. INTRODUCTION

The INTESC project aimed to gather and analyse international experience in safety cases [see NEA/RWM(2005)7].

A questionnaire addressing these objectives was distributed and referred to Appendix B. Answers were received from 17 organisations (see Table 2.1) representing both implementing organisations and regulatory authorities in 10 countries. Some organisations cooperated and provided joint answers.

This appendix compiles the answers to this questionnaire. The compilation is structured in the same way as the questionnaire, with five sets of questions under the themes:

- I: Purpose and context.
- II: The safety strategy.
- III: The assessment basis.
- IV: Evidence, analyses and arguments.
- V: Synthesis.
- VI: Presenting the safety case.

Some detailed questions in the questionnaire may, however, be combined under a single heading.

The compilation is generally divided into a short introductory observation section followed by a compilation of answers given. For simplicity, in the latter the different respondents are identified by their organisation acronyms even if it is understood that answers are given by staff and may not necessarily represent the full official standpoints of the organisations. It needs to be understood that the level of complexity in answers varies between respondents. It could well be that confidence arguments are made, which have not been listed by the questionnaire respondents, as they are more or less taken for granted. If an organisation is not mentioned in connection to a specific procedure, this does not necessarily mean that this procedure is not favoured by this organisation. It just reflects that the point was not made on the questionnaire answer.



## 2. PURPOSE AND CONTEXT

Answers have been received from 19 organisations in 11 different countries. Most of the respondents are implementing organisation, but regulators or organisations working on behalf of regulators from four countries also provide answers. Table 2.1 provides an overview of the purpose and context of the Safety Cases and their related reviews, as well as references to the main documents.

There is a wide range of programme development represented in the answers. Most of the reported Safety Cases have been prepared of an actual license application or are being prepared for a coming license application. However, many concern earlier stages of development and concern more generic feasibility or are prepared to guide further R&D. Furthermore, several respondents refer to uncompleted – or even planned – Safety Cases. Generally, the progress of the cited Safety Case reflects the status of the national programme, with more generic examples from programmes at the stage of generic feasibility studies, and more specific ones for programmes in the process of selecting a site or sites for characterisation from the surface or to license an underground repository.

The responses mainly concern HLW and spent nuclear fuel projects. However, there are also answers from ILW repository projects.

Most regulatory answers concern existing regulations on the Safety Case or regulations under development, but experiences from previous reviews are also addressed. With few exceptions, the regulatory answers do not address whether the existing safety cases presented by the related implementing bodies fulfils the regulatory requirements.

### Compilation of answers

Tables 2.1 and 2.2 summarise the responses to questions I.1 to I.4 in the questionnaire.



Table 2.1 **Participating organisations, main role and decisions related to the safety case**

Country and organisation	Main role
<b>Belgium</b> Ondraf/Niras	Implementing organisation
<b>Canada</b> CNSC	Regulatory authority
<b>Canada</b> OPG	Implementing organisation
<b>Finland</b> Posiva Oy	Implementing organisation
<b>France</b> Andra	Implementing body The French National Agency for Radioactive Waste Management
<b>Germany</b> BfS Colenco GRS – Braunschweig (GRS-Bs)	Implementing body (BfS). Colenco and GRS contributed mainly to the questions dealing with the more specific aspects of the safety case as indicated in the text.

Table 2.1 **Participating organisations, main role and decisions related to the safety case**

What decisions within your programme will be based on or affected by the conclusions of the current safety case?	Country and organisation
Confirm deep disposal option – decision to go for siting will be asked.	Belgium
N/A	Canada CNSC
Required for EA approval as a necessary step towards Construction Licence for the Deep Geological Repository of (DGR) for LILW at the Bruce site. Further site characterisation and safety case development will take place before the application for a construction license.	Canada OPG
<p>The answer is mainly based on the Safety Case to be prepared for the construction license application for the final disposal facility to be submitted in 2012. The operation license application in order to take the final disposal facility into operation in 2020 will be submitted in 2018.</p> <p>Answers also relate to previous steps in the Finnish programme, including site identification surveys to select sites for preliminary investigations and safety assessment(1986-1992), detailed site investigations and safety assessment (1992-1999), selection of Olkiluoto in the municipality of Eurajoki as the site for the final disposal facility (1999) followed by Government decision in favour of the project in December 2000 and Parliament ratification in May 2001 as well as planning and initiating the construction of an underground characterisation facility, ONKALO, which will form part of the final disposal facility. The construction of and installations in the ONKALO are to be carried out between 2004 and 2011 together with characterisation and investigations to support the application of construction licence.</p>	Finland Posiva Oy
<p>After publication, Dossier 2005 Argile, was first reviewed by the regulatory authority, by the National evaluation council and by an international review team, followed by a national public debate. Based on this, on 28 June 2006, the new 2006 French Programme Act was first adopted by the National Assembly on 12 April, and adopted by the Senate on 31 May, then second and final reading and adoption by the National Assembly on 15 June 2006.</p> <p>According to the new French Act, reversible waste disposal in a deep geological formation and corresponding studies and investigations shall be conducted with a view to selecting a suitable site and to designing a repository in such a way that, on the basis of the conclusions of those studies, the application for the authorisation of such repository be reviewed in 2015 and, subject to that authorisation, that the repository be commissioned in 2025.</p>	France Andra
<p>In the former German Democratic Republic short-lived low- and intermediate-level radioactive waste was disposed of in the Morsleben Repository for Radioactive Waste (Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben – ERAM), a former rock salt and potash mine. Since German unity the Morsleben facility has the status of a federal repository and BfS became the responsible operator of the repository.</p> <p>The license for operating the ERAM does not include decommissioning of the repository. Therefore a license application for the decommissioning of the repository according to the Atomic Energy Act is prepared by BfS. The safety case supports this license application.</p>	Germany BfS Colenco GRS – Braunschweig (GRS-Bs)

Table 2.1 **Participating organisations, main role and decisions related to the safety case** (Cont'd)

Country and organisation	Main role
<p><b>Germany</b> GRS- Cologne</p>	<p>GRS-Cologne supports the work of the German regulatory authorities in all fields concerning safety aspects of final disposal of radioactive wastes.</p>
<p><b>Japan</b> NUMO JAEA</p>	<p>Implementing organisation (NUMO) JAEA, Japan Atomic Energy Agency, is legally in charge of research and development of geological disposal of vitrified high-level radioactive waste to provide scientific and technical basis to support both the implementing organisation, i.e. NUMO, and the regulatory bodies, i.e. Nuclear Safety Commission (NSC) and the Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA).</p>
<p><b>Sweden</b> SKB</p>	<p>Implementing organisation</p>

Table 2.1 **Participating organisations, main role and decisions related to the safety case** (Cont'd)

<b>What decisions within your programme will be based on or affected by the conclusions of the current safety case?</b>	<b>Country and organisation</b>
<p>A review and update of the German safety criteria is being carried out. The revision of the safety criteria as well as the development of supporting guidelines is carried out by the Final Disposal Department of GRS Köln with the support of a number of experts from Germany and abroad. Safety cases have been developed and will be needed, but coming decisions in Germany appear not to primarily depend on safety cases.</p> <p>A moratorium on exploration of the Gorleben salt dome as a final disposal site has been in effect since 1 October 2000. The Coalition Parties have planned to solve the issue of final disposal during this term in office. However, such a solution and the associated essential programme decisions cannot be based on a Safety Case because such a case is currently not available.</p> <p>Court decisions have acknowledged that the license application of Konrad (LILW) disposal site contains all the elements of a safety case necessary for the final the licensing step, but lawsuits have been pending against the plan approval. On 8 March 2006 the Upper Administrative Court of Lower Saxony in Lüneburg has turned down these law suits. The court excluded the possibility of an appeal against its decisions. This exclusion has been confirmed by the Federal Administrative Court.</p> <p>The applications decommissioning of the Morsleben facility are orientated on the ideas developed during the criteria revision and therefore also on (NEA, 2004) and WS-R-4. It has, however, to be acknowledged that the plan application deal with the decommissioning activities relating to old practise and deviate, therefore, from what would be expected from a new repository built.</p>	<p>Germany GRS-Cologne</p>
<p>The HLW disposal programme is in the process of selecting a site. The “Specified Radioactive Waste Final Disposal Act” specifies that the siting process shall consist of three steps. Firstly, Preliminary Investigation Areas (PIAs) for potential candidate sites are nominated based on site-specific literature surveys focusing on long-term stability of the geological environment. Secondly, Detailed Investigation Area(s) (DIAs) for candidate site(s) are then selected from PIAs following surface-based investigations, including boreholes, carried out to evaluate the characteristics of the geological environment. Thirdly, detailed site characterisation, including underground research facilities, leads to selection of the site for repository construction.</p> <p>Taking into account the technical achievement of generic feasibility study over last twenty years, which was integrated in JNC H12 as a safety case, the Japanese programme for geological disposal of HLW stepped into an implementing phase with the promulgation of the Act. Following the Act, NUMO was established in October 2000. NUMO announced the start of open solicitation of volunteer municipalities for PIAs with publication of an information package on December 19, 2002 and has been at the first stage of the siting process.</p> <p>The H12 safety case will be a basis for NUMO to provide its safety case specific to individual volunteered sites when applied. The present R&amp;Ds carried out by NUMO, JAEA and other R&amp;D organisations are focused on further increase in the confidence of H12 safety case from various aspects, e.g. demonstration of site investigation techniques and engineering feasibility, development of more reliable assessment models and databases, etc.</p>	<p>Japan NUMO JAEA</p>
<p>Preparatory step for a safety case in support of a licence application of a repository for spent fuel nuclear fuel in the Swedish crystalline basement rock.</p> <p>Feedback to the final stage of the ongoing site investigations, to repository layout and design and to R&amp;D issues.</p>	<p>Sweden SKB</p>

Table 2.1 **Participating organisations, main role and decisions related to the safety case** (Cont'd)

Country and organisation	Main role
<b>Sweden</b> SSI SKI	Regulatory authorities
<b>Switzerland</b> Nagra	Implementing organisation
<b>United Kingdom</b> EA	Regulatory authority
<b>United Kingdom</b> Nirex	Implementing organisation
<b>USA</b> USDOE-YMP	Implementing agency for the U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management (OCRWM), Yucca Mountain Project (YMP), national spent fuel and high-level radioactive waste repository.

Table 2.1 **Participating organisations, main role and decisions related to the safety case** (Cont'd)

What decisions within your programme will be based on or affected by the conclusions of the current safety case?	Country and organisation
A safety case addressing long-term safety will be needed to support a decision whether or not to proceed with construction of an encapsulation plant and a final repository.	<b>Sweden</b> SSI SKI
Decision by the Swiss Government (theFederalCouncil) of June 2006 to approve Project Opalinus Clay confirms that, in principle, construction of a deep geological repository for SF/HLW/ILW is feasible in Switzerland.  Federal Office of Energy in charge of preparing site selection procedure for deep geological repositories. Nagra is presently preparing the technical basis for applying this procedure once it is approved by the Federal Council. The site selection process will be conducted under the lead of the Federal Office of Energy	<b>Switzerland</b> Nagra
Generic Performance Assessment is used as the basis for certain advice that Nirex gives on the packaging and conditioning of ILW. It might be taken as a partial demonstration that Nirex Phased Geological Repository Concept can provide appropriate long-term performance at an appropriate site.	<b>United Kingdom</b> EA
In the United Kingdom, there is currently a period of consultation regarding the options for long-term radioactive waste management, being undertaken on behalf of Government by an independent Committee on Radioactive Waste Management (CoRWM). In order to be able to continue to provide advice on the conditioning and packaging of wastes to waste producers, Nirex has developed a generic phased geological repository concept. This questionnaire is answered with respect to this concept, i.e. a generic viability study.  Advice will be given to waste producers on packaging of waste as part of the Letter of Compliance process, on the basis of the results of the generic performance assessment. This allows waste to be packaged now with confidence that it is packaged in a way that is consistent with the disposal concept. The safety case will also inform any future site selection process.	<b>United Kingdom</b> Nirex
Programme is preparing to submit a license application for the Yucca Mountain Project (YMP), national spent fuel and high-level radioactive waste repository to the national regulator (US Nuclear Regulatory Commission or NRC) in 2008, to allow construction to start approximately three to four years later. A safety case currently in preparation will be basis for licensing decision.	<b>USA</b> USDOE- YMP

Table 2.2 Main references used on response

**Belgium:** Ondraf/Niras

- Ondraf/Niras, Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2 (SAFIR 2), NIROND 2001-06 E (December 2001).
- Ondraf/Niras, Technical overview of the SAFIR 2 report, NIROND 2001-05 E, December 2001.
- NEA (2003), *SAFIR 2: Belgian R&D Programme on the Deep Disposal of High-level and Long-lived Radioactive Waste – An International Peer review*, Nuclear Energy Agency, OECD, Paris, France.
- With regard to the preparation of the Safety and Feasibility Case 1 (2013) no open references can yet be provided.

**Canada:** CNSC

- Regulatory Guide G-320, Assessing the Long-term Safety of Radioactive Waste Management, Canadian Nuclear Safety Commission (2006).
- Available on the CNSC website ([www.nuclearsafety.gc.ca](http://www.nuclearsafety.gc.ca)) by following the links ‘Regulatory & Licensing Information/Regulatory Documents/Current Regulatory Documents’.

**Canada:** OPG

- The safety case is currently under development. A number of supporting reports to the safety case will be prepared prior to submission of the EA Study Report. A paper on the Safety Case is being prepared for submission to the NEA Symposium on “Safety Cases for the Deep Geologic Disposal of Radioactive Waste: Where Do We Stand?”, to be held 23-25 January 2007 in Paris. Primary references for the present response are:
- Canadian Nuclear Safety Commission. 2005. Draft Regulatory Guide G-320: Assessing the Long-term Safety of Radioactive Waste Management.
- Golder Associates. 2003. LLW Geotechnical feasibility study, Western Waste Management Facility, Bruce Site, Tiverton, Ontario. Golder Associates Ltd. Report 021-1570. Mississauga.
- Golder Associates. 2004. Independent assessment of long-term management options for low and intermediate level wastes at OPG Western Waste Management Facility, Bruce Site, Tiverton, Ontario. Golder Associates Ltd. Report 03-1115-012. Mississauga.
- INTERA Engineering Ltd., 2006. Geoscientific Site Characterisation Plan Deep Geologic Repository – Bruce Nuclear Site. Ottawa. OPG Report No. 00216-REP-03902-00002-R00.
- Mazurek, M. 2004. Long-term used nuclear fuel waste management – Geoscientific review of the sedimentary sequence in Southern Ontario. Institute of Geological Sciences, University of Bern, Technical Report TR 04-01. Bern, Switzerland.
- Parsons MMM Joint Venture (P/MMM) and Golder Associates. 2004. Conceptual design of a deep repository for low and intermediate level waste at Ontario Power Generation’s Western Waste Management Facility. Parsons MMM Joint Venture and Golder Associates report. Toronto. OPG Report No. 05386-REP-01200-0083905.
- Quintessa. 2003. Preliminary safety assessment of concepts for a permanent waste repository at the Western Waste Management Facility Bruce site. Quintessa Report QRS-1127B-1 v1.0. Henley-on-Thames, United Kingdom.

**Czech Republic:** RAWRA

- Atomic Act 18/1997.
- Regulation SONS (State Office for nuclear Safety) No. 307/2002 on radiation protection.
- Regulation SONS No. 214/0997 on siting of nuclear installations
- Reference project brought up to date, containing a basic safety study on reference repository system, 1999-2005.
- Test case for modelling approaches evaluation, 2002.
- Sensitivity study on near field and far field performance in the conditions of reference repository, 2004.
- Test Case evaluation in the frame of NEA Sorption Project, Phase II, 2002-2005.
- EBS Project Test Case Evaluation, 2006.

Table 2.2 **Main references used on response** (Cont'd)

**Finland:** Posiva Oy

- Vieno, T. & Nordman, H. 1999. Safety assessment of spent fuel disposal in Häsholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara – TILA-99. Posiva Oy, Helsinki, Finland. Report POSIVA 99-07.
- Vieno, T. & Ikonen, A.T.K. 2005. Plan for Safety Case of Spent Fuel Repository at Olkiluoto. Posiva Oy, Olkiluoto, Finland. Report POSIVA 2005-01.
- Government of Finland, (1999). Government Decision on the safety of disposal of spent nuclear fuel. 25 March 1999/478
- STUK 2001. Long-term safety of disposal of spent nuclear fuel. Guide YVL 8.4. Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK).
- Ruokola, E. 2002. Consideration of timescales in the Finnish safety regulations for spent fuel disposal. Proc. of Workshop on The handling of timescales in assessing post-closure safety of deep geological repositories. Organisation for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency. p. 85-89.
- POSIVA 2006. TKS-2006 (RTD 2006) - Nuclear Waste Management of the Olkiluoto and Loviisa Power Plants: Programme for Research, Development and Technical Design for 2007-2009. (In preparation).

**France:** Andra

- Loi n°91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, Journal officiel du 1<sup>er</sup> janvier 1992.
- Loi n°2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, Journal officiel du 29/06/2006.
- Direction de la sûreté des installations nucléaires, Règle Fondamentale de Sûreté III.2.f, Définition des objectifs à retenir dans les phases d'études et de travaux pour le stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde afin d'assurer la sûreté après la période d'exploitation du stockage – Juin 1991.
- Andra 2005, Dossier argile 2005, synthèse (English version also available).
- Andra (2005) Architecture et gestion d'un stockage géologique réversible – Dossier argile 2005. Rapport Andra n° C RP ADP 04-0001 (English version will be available soon).
- Andra (2005) Évolution phénoménologique du stockage géologique – Dossier argile 2005. Rapport Andra n° C RP ADS 04-0025 (English version also available).
- Andra (2005) Évolution de sûreté du stockage géologique – Dossier argile 2005. Rapport Andra n° C RP ADSQ 04-0022. (English version will be available soon).

**Germany:** BfS, Colenco, GRS

- Stilllegung ERA Morsleben. Plan zur Stilllegung des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben. Stand 8/2005, – Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter, 2005.
- Niemeyer, M.; Resele, G.; Skrzyppek, J.; Wilhelm, S.; Holocher, J.; Jaquet, O.; Klubertanz, G.; Poppei, J.; Schwarz, R.: Endlager Morsleben – Langzeitsicherheitsnachweis für das verfüllte und verschlossene Endlager mit dem Programm PROSA. – Unpublished report, Colenco Power Engineering AG, Baden/CH, 2004.
- Storck, R.; Becker, D.-A.; Buhmann, D.; Hirsekorn, R.-P.; Meyer, T.; Noseck, U.; Rübel, A.: Endlager Morsleben – Modellrechnungen zur Langzeitsicherheit mit dem Rechenprogramm EMOS. – Unpublished report, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Braunschweig, 2004.
- Storck, R.; Becker, D.; Rübel, A.; Hirsekorn, R.-P.; Preuss, J.; Wollrath, J.: The Safety Case for the Morsleben Repository. – In: Jakusz, S. (Ed.): Proc. Int. Conf. on Radioactive Waste Disposal DisTec 2004 – Disposal Technologies and Concepts, Berlin, 26-28 April 2004. Hamburg: Kontec, 2004, pp. 292-302.
- Resele, G.; Niemeyer, M.; Jaquet, O.; Wollrath, J.: Morsleben Nuclear Waste Repository Probabilistic Safety Assessment of the Long-Term Safety. – In: Spitzer, C.; Schmocker, U.; Dang, V.N.: Proc. Int. Conf. Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 7/ESREL '04, Berlin, 14-18 June 2004. pp. 3116-3122.



Table 2.2 **Main references used on response** (Cont'd)

**Germany: GRS Cologne**

- B. Baltes, A. Becker, A. Kindt, K.-J. Röhlig: Focus on Isolation and Containment Rather than on Potential Hazard: An Approach to Regulatory Compliance for the Post-Closure Phase. Symposium “Safety cases for the deep disposal of radioactive waste: Where do we stand?”, 23-25 January 2007, Paris, France.
- Baltes, B., A. Becker, A. Kindt, K.-J. Röhlig: Focus on isolation and confinement rather than on potential hazards: an approach to regulatory compliance for the post-closure phase. EUROSAFE Forum 2006. “Radioactive Waste Management: Long-term Safety Requirements and Societal Expectations”. Paris, 13-14 November 2006.
- Baltes, B. and K.-J. Röhlig: The safety case for deep geological disposal: GRS views on regulatory requirements and practice. EUROSAFE Forum 2005. Safety Improvements – Reasons, Strategies, Implementation. Brussels, 7-8 November 2005.
- B. Baltes, A. Kindt and K.-J. Röhlig: Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk – Vorschlag der GRS. StrahlenschutzPRAXIS 1/2004, Köln 2004.
- B. Baltes and K.-J. Röhlig: Long-term Safety of Final Repositories: Experiences concerning the Rôle of Uncertainty and Risk in Assessments and Regulations. PSAM 7 ESREL'04 International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management. 14-18 June 2004 Berlin, Germany.
- B. Baltes and K.-J. Röhlig: Development of Safety Criteria in Germany: Aim, Process and Experiences. NEA/IGSC-Workshop “Management of Uncertainty in Safety Cases: The Role of Risk”, Rånäs Slott, Sweden, 2-4 February 2004, OECD, Paris, 2005.
- “Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte” (AkEnd): Recommendations of the AkEnd – Committee on a Site Selection Procedure for Repository Sites. Köln, December 2002. [www.akend.de/englisch/pdf/finalreport.pdf](http://www.akend.de/englisch/pdf/finalreport.pdf).

**Japan: NUMO, JAEA**

- The Specified Radioactive Waste Final Disposal Act (2000) (in Japanese).
- MITI (2000, modified in 2005): Final disposal plan for specified radioactive waste, Ministry of International Trade and Industry (now METI), MITI Notification No.592 (in Japanese).
- NUMO (2002), Siting Factors for the Selection of Preliminary Investigation Areas, Information Package for open solicitation of volunteers for areas to explore the feasibility of constructing a final repository for high-level radioactive waste, Nuclear Waste Management Organization of Japan. (English translation available on the NUMO website – [www.numo.or.jp](http://www.numo.or.jp)).
- Atomic Energy Commission of Japan (AEC) (2005): Framework for Nuclear Energy Policy.
- JNC (2005a), H17: Development and management of the technical knowledge base for the geological disposal of HLW, Knowledge Management (KM) Report, JNC TN1400 2005-020.
- JNC (2000), H12 Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Project Overview Report, 2nd Progress Report on Research and Development for the Geological Disposal of HLW in Japan, JNC Technical Report TN1410 2000\_001, Japan Nuclear Cycle Development Institute, Japan.
- NSC (2000), The Basis for Safety Standards of HLW Disposal, First Report (in Japanese).
- Kawata, T., Umeki, H. and McKinley, I.G. (2006), Knowledge Management: Emperor's New Clothes?, Proc. 11th International High-Level Radioactive Waste Management Conference 2006, Las Vegas, Nevada, USA, April 30 - May 4, 2006, pp. 1236-1243.
- Umeki, H., Osawa, H., Naito, M., Nakano, K., Makino, H. and McKinley, I.G. (2007), Knowledge Management: The Cornerstone of a 21st Century Safety Case, Proc. NEA Symposium; Safety Cases for the Deep Disposal of Radioactive Waste: Where Do We Stand?, Paris, France, 23-25 January, 2007.
- NUMO (2004a), Evaluating site suitability for a HLW repository – Scientific background and practical application of NUMO siting factors, Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO-TR-04-04.
- NUMO (2004b), Development of repository concepts for volunteer siting environment, Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO-TR-04-03.
- NUMO (2007), The NUMO structured approach to HLW disposal in Japan – Staged project implementation at volunteer sites utilising a requirements management system – NUMO-TR-07-02.

Table 2.2 **Main references used on response** (Cont'd)

**Japan:** NUMO, JAEA

- Kitayama, K., Ishiguro, K., Takeuchi, M., Tsuchi, H., Kato, T., Sakabe, Y. and Wakasugi, K. (2007), Strategy for safety case development: Impact of volunteering approach to siting a Japanese HLW repository, OECD/NEA International Symposium: Safety Cases for the Deep Disposal of Radioactive Waste: Where do we stand?, 23-25 January 2007, Paris, France.
- H. Umeki, K. Shimizu, T. Seo, A. Kitamura, H. Ishikawa (2005): The JNC Generic URL Research Program – Providing a Knowledge Base to Support both Implementer and Regulator in Japan, Proceedings of MRS 2005: 29<sup>th</sup> Symposium on the Scientific Basis for Nuclear Waste Management, September 12-16, 2005, Ghent, Belgium, Materials Research Society Symposium Proceedings Vol. 932, pp.13-22.
- MITI (2000a): Basic Policy for Specified Radioactive Waste, MITI Notification No.591 (in Japanese).
- MITI (2000b): Final Disposal Plan for Specified Radioactive Waste, MITI Notification No.592 (in Japanese).
- NSC (2004): Common key issues for developing safety regulations for radioactive waste disposal.
- NSC (2000): The Basis for Safety Standards of HLW Disposal, First Report, Nuclear Safety Commission of Japan (in Japanese).
- NISA (2003): Discussion to establish the basis for the safety regulations for HLW disposal (in Japanese).
- STA (1988): Science and Technology Agency: Notification No. 15 (in Japanese).
- Takasu, A., Naito, M., Umeki, H. & Masuda, S. (2000), Application of Supplementary Safety Indicators for H12 Performance Assessment, MRS 2000, 24th International Symposium on the Scientific Basis for Nuclear Waste Management, August 27-31, 2000, Sydney, Australia.
- Miyahara, K. Makino, H., Takasu, A. Naito, M., Umeki, H., Wakasugi, K. & Ishiguro, K. (2001), Application of Non-Dose/Risk Indicators for Confidence-Building in the H12 Safety Assessment, IAEA Specialist's Meeting to Resolve Issues Related to the Preparation of Safety Standards on the Geological Disposal of Radioactive Waste, June 16-18, 2001, Vienna, Austria.

**Sweden:** SKB

- SKB Technical report TR-06-09: “Long-term safety for KBS-3 repositories at Forsmark and Laxemar – a First Evaluation. Main Report of the SR-Can project”.

**Sweden:** SSI, SKI

- N/A

**Switzerland:** Nagra

- Nagra has comprehensively documented Project Opalinus Clay, including the safety case, in a hierarchy of reports. At the highest level, there are three key technical project reports, which are primarily aimed at a technical audience (Swiss safety authorities, the Swiss scientific and technical community, technical bodies such as implementers and regulators in other countries, but also the technically interested non-specialist reader). These three reports include a safety report, which is divided into two parts: (i) a report addressing long-term safety, and (ii) a report on models, codes and data that serves as a technical back-up for the main report:
  - Nagra (2002a), *Projekt Opalinus Clay: Safety Report*, Nagra Technical Report 02-05, Nagra, Wettingen, Switzerland.
  - Nagra (2002b), *Projekt Opalinus Clay: Models, Codes and Data for SA*, Nagra Technical Report 02-06, Nagra, Wettingen, Switzerland.
- The other two top-level reports are a project report providing a synthesis of geological information on Opalinus Clay and on the geology of northern Switzerland and, more specifically, the Zürcher Weinland region, and a project report describing the design, construction, operation and closure of the proposed facilities.
  - Nagra (2002c), *Projekt Opalinuston - Synthese der geowissenschaftlichen Untersuchungsergebnisse. Opalinus Clay für abgebrannte Brennelemente, verglaste hochaktive sowie langlebige mittelaktive Abfälle*, Nagra Technical Report 02-03, Nagra, Wettingen, Switzerland.
  - Nagra (2002d), *Projekt Opalinuston – Konzept für die Anlage und den Betrieb eines geologischen Tiefenlagers. Opalinus Clay für abgebrannte Brennelemente, verglaste hochaktive sowie langlebige mittelaktive Abfälle*, Nagra Technical Report 02-02, Nagra, Wettingen, Switzerland.

– Table 2.2 Main references used on response (Cont'd)

**Switzerland:** Nagra (Cont'd)

- Another important reference report to support the safety case is the FEP Management Report:
  - Nagra (2002f), *Project Opalinus Clay: FEP Management for Safety Assessment*, Nagra Technical Report 02-23, Nagra, Wettingen, Switzerland.
- The project reports, in turn, are backed up by more detailed technical “reference reports”.

**United Kingdom:** Environment Agency (EA)

- Current regulatory guidance is set out in:
- Disposal Facilities on Land for Low and Intermediate Level Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation, Environment Agency, Scottish Environment Protection Agency, Department of the Environment for Northern Ireland, 1997.
- A copy of this document is appended to this response. We are currently embarking on a review of this document and will in due course produce revised guidance for deep geological disposal. It is envisaged that separate guidance will be produced for near-surface radioactive waste disposal.

**United Kingdom:** Nirex

- Nirex, Generic Post-closure Performance Assessment, Nirex Report N/80, 2003

**USA:** USDOE-YMP

- In preparation. An early version of a document that spells out the plans for the safety assessment was published in 2001: “Total System Performance Assessment-License Application Methods and Approach,” and is available on the internet at: [http://www.ocrwm.doe.gov/documents/osti/31229\\_osti/31229.pdf](http://www.ocrwm.doe.gov/documents/osti/31229_osti/31229.pdf)

### 3. THE SAFETY STRATEGY

According to the NEA Safety Case brochure, the safety strategy is considered as the high-level approach adopted for achieving safe disposal. It includes an overall management strategy, a siting and design strategy and an assessment strategy.

#### 3.1 Management strategy

Judging from answers all national programmes aim at management strategies that accord with good management and engineering principles and practice e.g. quality plan, how to adapt to stakeholders requirements, allocation of resources, co-ordination activities.

Safety culture is of key regulatory concern and organisations take several actions to ensure a safety culture. Effective integration of information and knowledge coming from the different fields of the programme is, for example, ensured by a high-level overall integration team. Key safety issues govern programme priorities. All programmes make provisions for storing information in some type of document management systems. Actions for very long-term management and preservation of the information are still being developed.

Most programmes apply a stepwise approach to decisions. All programmes declare a flexible approach to design and focus of the safety case work. Most programmes are subject to formal quality assurance (QA), with safety assessment QA plans being part of the overall quality management system of the organisation. Experts are selected on the basis of references and expert decisions are usually documented. Data clearance procedures are applied. It also appears generally accepted that the BAT principle should be as is the optimisation principle, due consideration should be given to economical and other societal factors i.e. taking into account what is reasonably achievable, but otherwise this concept is still subject to interpretation.

##### 3.1.1 Safety culture

Means to ensure a safety culture is of key regulatory concern. The basic responsibility for developing a safety culture rests with the implementer. Organisations take several actions to ensure a safety culture including:

- A multidisciplinary integrated safety team.
- Integration groups or specific divisions aiming at spreading safety culture within the organisation.
- Safety functions etc. as a means to guide design, siting and R&D.
- Guidance documents on safety philosophy (see also QA programmes and plans).
- QA programme, QA plan and management structure.
- Stepwise planning and implementation.
- Automated knowledge management system on geological disposal technology handling the vast quantity of material involved, helping ensure the required knowledge is accessible to all stakeholders and that gaps can be identified and supporting R&D prioritised.
- Use of external experts and review as well as ensuring regular communication with regulator and other stakeholders.

### Compilation of answers

Safety culture of key regulatory concern although SSI/SKI note that the basic responsibility for developing a safety culture rests with the implementer. Similarly, UK/EA remarks that it is important that both the developer and the regulator ensure an effective safety culture is promoted within each organisation. As a regulator, we would expect to scrutinise the way in which any developer addresses this issue. The Environment Agency is developing a set of principles that will guide all of its activities in radioactive substances regulation. GRS-Cologne notes that the draft safety requirements demand a number of planning principles including the establishment of a safety concept relying on multiple safety functions, testing of components which are not yet state of technology, and the application of management principles and QA procedures.

Organisations take several actions to ensure a safety culture including:

- *An integrated safety team:* At Ondraf/Niras, one team is responsible for all safety related matter and this team also co-ordinates all interactions with the safety and environmental protection authorities. This team has also as an objective to promote the safety culture within the organisation, e.g. through information sessions, information distribution on legal and regulatory matters, review of reports, participation in integration groups. SKB integrated the R&D staff in the safety assessment project, thereby building understanding of the safety relevance of R&D issues among the R&D staff and a corresponding understanding of the nature of the R&D results within the safety assessment team.
- *Integration groups or specific divisions aiming at spreading safety culture within the organisation:* Ondraf/Niras has created integration groups to manage the interfaces between the poles and ensure multidisciplinary integration. People responsible for safety evaluations are participating in all interaction groups to bring into the discussion the safety aspects. Posiva devoted considerable amount of organisational discussion of long-term safety to the development of the Posiva Safety Concept (or “safety strategy”) since the time of TILA-99. Andra created a special division in 2002 whose specific activities include: increasing awareness and providing training in environmental and safety-related issues for the purposes of anticipation and prevention, formalising the safety “doctrine” by providing safety guides and updating them as operating feedback is acquired to build up a solid and consistent base and source of improvement for the entire agency, keeping close watch over operational safety to reduce the number of incidents and ensure more effective analysis of operating feedback, for the installations that are currently under operation, and guaranteeing environmental preservation at all times by identifying all the paths to progress in environmental management plans aimed at feeding the continuous progress initiative. SKB has built teams that address specific subjects from the point of view of repository design, site understanding and long-term safety assessment. In particular hydrology issues and hydrological modelling are addressed in this integrated fashion. The BfS safety philosophy has been intensively discussed internally and external discussion has been started. Nagra recognise the importance of clearly defining the roles and interactions of different groups of personnel in developing the safety case. (see also the answers to questions regarding integration, Section 3.1.2)
- *Safety functions etc. as a means to guide design, siting and R&D:* The tool of safety functions (long-term safety and operational safety) has been developed to integrate in all S&T work (design, assessment basis, safety assessments) the elements of safety and – together with the safety strategy – steer and prioritise R&D needs. BfS has intensively discussed the safety philosophy internally and external discussion has been started. The Safety Concept was developed to serve as a common conceptual model for Posiva “core tasks” in the period preceding the submission of the application for construction license. It

has been used both as an instrument in training activities and as a framework for setting priorities in RTD programmes. NUMO/JAEA notes that in order to fulfil the expanded requirements when dealing with a range of repository concepts and with a variety of volunteer sites, major extension of the existing background H12 assessment is required. SKB developed safety relevant requirements on the host rock prior to the onset of site investigations. The requirements have been used in ensuring i) that the site investigation programme encompasses all relevant aspects of long-term safety and ii) in preliminary evaluations of the suitability of the host rock at the candidate sites from the point of view of long-term safety.

- *Guidance documents on safety philosophy (see also QA programmes and plans):* A document describing Ondra/Niras' safety strategy for deep disposal is under development as a basis for the development of the SFC 1, and has to be considered as a guidance element for all work in the disposal programme. During the last years, BfS developed a safety philosophy, which sets out and explains from its own point of view the reasons for the fundamental approach and safety objectives for a repository in deep geological formations.
- *QA programme, QA plan and management structure:* OPG commitment to developing, constructing, operating, decommissioning, and closing the DGR facility in a manner that protects workers, the public and the environment, and ensures compliance with applicable regulatory requirements is stated in the Project Quality Policy for the DGR. NUMO/JAEA notes that a specific aspect of maintaining a safety culture concerns the development of appropriate guidelines for quality assurance (QA) or, more generally, quality management (QM). SSI/SKI notes that also the regulatory organisations have during several decades in various ways improved their own work format. This includes e.g. development of review strategies, gradually improved utilisation of external experts and expert groups, more detailed planning of research projects as well as development and implementation of a revised quality assurance programme. UK/EA notes that safety culture would normally include accreditation to appropriate standards, and commitment to appropriate principles and policies across the organisation. It is likely that management systems will ensure due attention to such principles and policies. USDOE-YMP has a formal Safety Conscious Work Environment (SCWE) in place and receives active support from all levels of management. It is based on nuclear industry practices.
- *Stepwise planning and implementation:* This aspect is specifically noted by OPG and NUMO, but is certainly part of most other programmes as well (see Section 3.1.4). NUMO has taken a stepwise formulation of siting factors and criteria as an approach for selection of the site for final repository. In order to maintain flexibility without losing focus and make the siting and repository development work more systematic, NUMO has developed a formalised tailoring procedure termed the NUMO Structured Approach (NSA). The NSA provides a methodology for developing repository concepts in an iterative manner, which couples management of immediate issues with consideration of longer-term developments. The NSA also guides the interaction of the key site characterisation, repository design and performance assessment groups. NUMO safety case has been incorporated in the framework of such repository concept development.
- *Knowledge management system:* JAEA has initiated a project to develop a "next generation" Knowledge Management System (KMS) on geological disposal technology. This will utilise advanced electronic information management technology to handle the vast quantity of material involved. Autonomic systems will perform many of information processing functions, helping ensure the required knowledge is accessible to all stakeholders and that gaps can be identified and supporting R&D prioritised. In a departure from conventional

structuring by technical discipline, the prototype KMS utilises a safety case structure. An element of the KMS is a well-planned and structured training programme to be complemented by specially designed expert systems conditioned by the accumulated experience of retiring staff members. The KMS is expected to help pervade safety culture not only in JAEA but in all users, including the implementer and the regulator.

- *Use of external experts and review as well as ensuring regular communication with regulator and other stakeholders:* OPG uses external experts both for the primary analysis and for peer review, in order to ensure that international experience is effectively used. OPG also has regular communication with CNSC, public and other stakeholders. SSI/SKI notes that the Swedish authorities has contributed by input through the periodic RD&D reviews, and through the common reviews of safety reports such as the SR 97 and SR-Can interim report. In recent years, the Swedish regulators have devoted more and more attention to the review of quality assurance issues.

### **3.1.2 Integration**

Effective integration of information and knowledge coming from the different fields of the programme are important from a regulatory perspective. It is important that the implementing organisation should be able to demonstrate an ability to integrate and manage information and data. Management structures and systems need to take account of the need to integrate information. Recurrent preliminary safety assessments are seen as an important tool for prioritising the programme.

Listed examples of approaches for ensure effective integration of information and knowledge coming from the different fields of the programme include:

- Recognising that safety assessment forms an inseparable set with engineering (design) and research studies on site characterisation and phenomenological evolution of the repository.
- Requirement management system.
- High-level overall integration team.
- Focusing on major phenomena controlling repository evolution – rather than on academic disciplines – use of multiple expert groups
- Communication of main findings.
- International peer review.
- Separation between long-term R&D and more immediate development programme.
- Knowledge management and QA.

It also should be noted that there is substantial overlap between this question and the question about safety culture (see Section 3.1.1).

Listed examples of how to decide on programme priorities include:

- Key safety issues govern programme priorities.
- Iterative process in planning safety case, site characterisation and design.

#### *Compilation of information*

According to SSI/SKI effective integration of information and knowledge coming from the different fields of the programme are important from a regulatory perspective. Recurrent preliminary safety assessments are seen as an important tool for prioritising SKB programme. The Swedish regulators also have the opportunity to give general recommendations concerning SKB programme priorities and such recommendations have included pointing out areas where complementary work may

be needed or pointing out areas where SKB reporting appear to be vague or undefined. According to the UK/EA, it is important that the implementing organisation should be able to demonstrate an ability to integrate and manage information and data. Management structures and systems need to take account of the need to integrate information. It is important that there is good technical co-ordination between different parts of the repository programme. GRS-Cologne notes that the draft safety requirements demand the integration of site characterisation, geoscientific long-term prognoses, repository design details, technical and mining-related design, emplacement method, backfilling method, sealing of the shaft), characterisation and long-term prognosis of the technical barriers, waste data, safety analyses into a safety case. GRS-Cologne provide recommendations to the regulator BMU concerning future directions of regulatory research based on the results of previous regulatory research activities (which include review of safety cases and research performed abroad) as well as on needs arising from other regulatory activities (e.g. the development of criteria and guidelines or activities in licensing procedures) or from questions concerning the German programme in general.

Listed examples of approaches for ensure effective integration of information and knowledge coming from the different fields of the programme include:

- *Recognising that safety assessment forms an inseparable set with engineering (design) and research studies on site characterisation and phenomenological evolution of the repository.* Andra notes that the safety assessment is not an autonomous domain of the repository feasibility study. It forms an inseparable set with engineering (design) and research studies on site characterisation and phenomenological evolution of the repository. The organisation set up within Andra and, in particular, the co-ordination authority between different units working together on the project, is a guarantee of this constant interaction. The NUMO Structured Approach (NSA) guides the interaction of the key site characterisation, repository design and performance assessment groups.
- *Requirement management system.* NUMO develops a Requirements Management System (RMS) to help implement the NSA. This RMS will allow the justifications, supporting arguments and knowledge base used for every decision to be clearly recorded and will highlight when such decisions may need to be revisited, for example due to changing boundary conditions or technical advances. Integration of information and knowledge coming from the different fields of the programme will be performed through the RMS in NUMO. Note: many other organisations develop RMS – but this was not listed in responses.
- *High-level overall integration team:* Ondraf/Niras has a programme integration team, with the programme manager/co-ordinator, the scientific co-ordinator, a member of the board of directors, and with the co-ordinators of the three poles is responsible for decisions on programme priorities (new S&T work to be launched) and for approval of new studies and R&D work. The OPG DGR programme is directed by a senior management team (Implementation Team), representing all areas of the programme, which meets regularly (every two weeks) and decides on priorities and directions. Posiva present management structure is a matrix enhanced by a number of specific co-ordination and integration groups and the so-called TKS Group (RTD Group) consisting of top management and senior advisers the duty to see to it that the RTD work is integrated and prioritised to correspond to the defined company strategy. To ensure closer links between the engineering and safety teams Andra created a “scientific integration department” responsible for ensuring the synthesis of knowledge for its usage in the safety analyses. Particular care was devoted to the quality of the interfaces between units through the “HLLL Argile” project management. In addition to the co-ordination at the Agency’s steering committee, dialoguing was encouraged at all the organisation’s levels. Nagra makes extensive use of “audit meetings” between the safety assessment group and staff from the science and technology group (e.g. geologists)



where typically the safety assessment group would explain to the staff from the science and technology group how specific scientific information is being used within safety assessment. (See also the SKB answer in Section 3.1.1).

- *Focusing on major phenomena controlling repository evolution – rather than on academic disciplines – use of multiple expert groups.* Andra notes that the scientific teams evolved from an organisation initially based on the various academic disciplines required to study the repository (geology, geomechanics, geochemistry, etc.) to a more transversal approach centred on the major phenomena controlling the repository's evolution (behaviour of the materials, transfers, etc.). It is an important concern of BfS to bring together different expert groups such as geoscientists and safety assessors to develop data bases and models supporting a safety case.
- *Communication of main findings:* Ondraf/Niras communicates the context of each R&D study (i.e. the safety statement it should eventually substantiate) in-house and with the external contractors. (Evidently the case for most other organisations as well but not listed in the answers).
- *International peer review:* RAWRA notes that as a base, in 2004 IAEA WATRP mission approved and optimised the Czech nation programme of geological repository development.
- *Separation between long-term R&D and more immediate development programme:* Posiva now makes a clear distinction between the pure research and development activities on one hand and the time-bound activities aiming at producing certain well-defined outcomes within a prescribed period on the other hand.
- *Knowledge management and QA:* the JAEA Knowledge Management System is intending to manage all scientific and technical data, information and knowledge on the geological disposal programme by structuring them according the general safety case concept. Nagra makes use of knowledge management, where regular assessments of what needs to be done within designated fields are made by staff assigned to each field, as an integral part of Nagra QM system. USDOE-YMP addresses integration through organisational structure, management expectations, and most importantly, a formal system for requesting and supplying and documenting data and design information across organisational boundaries.

It also should be noted that there is substantial overlap between this question and the question about safety culture (Section 3.1.1). In fact, JAEA/NUMO, SKB and Nagra also refer to their answers there.

Listed examples of how to decide on programme priorities include:

- *Key safety issues govern programme priorities:* The OPG programme priorities are decided by early identification of key safety issues, early formulation of the key arguments in the safety case to help ensure the required work underpinning the safety case will be in place planning of regulatory submissions and ensuring required 'pieces' will be in place. At SKB, the conclusions from the current safety case assessment entail important input to decisions on programme priorities at this stage. Nagra adhere to the principle that no statement in the line of arguments in the safety case may be made without foundation, justification and documentation.
- *Iterative process in planning safety case, site characterisation and design.* The OPG development of the DGR design and the safety case, and their relation to the site characterisation work, is planned as an iterative process. Andra notes that research and design work is by nature an interactive activity between the engineers in charge of engineering, the research programmes, and those in charge of safety assessments. The repository architectures

proposed within the framework of the Dossier 2005 are the results of these exchanges and take particularly into account what was learned from the previous safety assessments (especially the Dossier 2001). At BfS, decisions on programme priorities depend on an iterative cycle of site characterisation, data ascertainment, design planning, and performance assessment. (In fact such iterations are also important in the SKB work planning, but not listed in the answer).

### ***3.1.3 Preservation of information***

There is usually a regulatory requirement for a well-managed record management system for the recording of detailed information on all aspects of the project affecting the safety case. In fact, all programmes make provisions for storing information in some type of document management systems. These systems are usually part of the organisations quality management systems.

Actions for very long term, i.e. at least many hundreds of years, management and preservation of the information are still being developed by most organisations. However, for existing facilities some organisations already now store information in national archives and makes provisions for long-term preservation of information, including specifying the meaning of the symbols used, preparing glossary for the future and reproducing key documents on permanent paper handled using gloves to avoid any risk of pollution. It is also noted that in some societies, institutional control is generally seen as a positive attribute, i.e. when there is a tradition of carrying responsibilities over many generations. A good analogue might be temples and places of worship. Their maintenance over many generations – and the social systems supporting them – indicates that the extended commitment would not be a novelty in this environment.

#### *Compilation of answers*

SSI/SKI note that a well-managed record management system, RMS, is a prerequisite for later archive activities. SSI regulations SSI FS 1997:1, “Regulations on Filing at Nuclear Plants” contains requirements on archives in nuclear installations. UKEA notes that information preservation is very important. Current regulatory guidance is that an implementing organisation should: “... set up and maintain a comprehensive system of records for the recording of detailed information on all aspects of the project affecting the safety case”. GRS-Cologne considers information preservation relevant for the development of the Safety Case by the implementer. The proposal for the revision of the German safety criteria is, however, not prescriptive with regard to the concrete measures to be undertaken by the implementer on this issue.

All programmes make provisions for storing information in some type of document management systems. These systems are usually part of the organisations QM systems. Ondraf/Niras initiated the development of a knowledge management system, in order to structure, map and better preserve all information available and being generated. OPG system of governance includes records and document management procedures requiring proper filing. All technical reports, licensing submissions and regulatory correspondence are filed in a controlled documents system for permanent retention, currently in both paper and electronic form. However, specific aspects are still under development for the DGR programme. RAWRA has preserved all information from the beginning of the programme in e-form and hard form. For the preservation of information, Posiva has defined a document management system has been defined as a part of QA and covers both electronic documentation and paper archives. It also defines the times over which different documents must be preserved. During the development of the safety case, Andra records all technical notes and reports that have been established to support the Dossier 2005. BfS have recorded the data on which the safety assessments are based in a data base including information about the origin of the data and the log of all modifications during the development of the safety case. NUMO/JAEA note that information

preservation has been regarded as an important issue related to the safety case as the safety case will be iteratively updated and used as a key input for decision making at each step of the long-term implementation of the repository programme. The method of the preservation will be incorporated in the NUMO Structure Approach and in the JAEA Knowledge Management System. At SKB preservation of information from projects developed from a few years back is obtained through the following of project management routines required by a more encompassing management system. For the licence application for a final repository, a compilation of older decisions and the history behind the present design will be given in a systems analysis report. Nagra follows a well-defined project documentation process as part of Nagra QM system. USDOE-YMP has elaborate record keeping systems in place, with off-site storage by an independent contractor specialising in this type of activity to keep duplicates of all records. For realising knowledge management at GRS-Cologne, a knowledge model was adopted containing the different stages of specification of the knowledge goals, knowledge identification, acquisition, development, use, dissemination, preservation, and assessment of the knowledge system.

Actions for very long-term management and preservation of the information are still being developed. Posiva notes that for some documents, there is no end point defined for preservation, but how this can be guaranteed for the longer term (over periods exceeding a few hundreds of years) is still to be defined. Andra seeks to preserve its repository records as long as possible, while providing for the risk that they will be lost after a statutory monitoring period. As an example, for the “Centre de la Manche”, which is under monitoring phase after closure, two types of records on permanent paper have been foreseen: (i) copies of a detailed tree-structure record for managing the “Centre” and potentially using the site in the future (one stored at the Centre and the other in the French National Archives), (ii) a single volume aimed at decision makers and the general public. Andra has specified the meaning of the symbols used and provided a glossary for the future. It has also clarified the archive architecture and produced an abstract of each section in layman’s terms. These two records have been reproduced on permanent paper and handled using gloves to avoid any risk of pollution. BfS notes that it is of central importance that the data on the repository and on the risks associated with the repository are handed down at least for a period of 500 years. Inadvertent human intrusion should be prevented within this period. NUMO/JAEA notes that the Government (i.e. Ministry of Economy, Trade and Industry – METI) should preserve relevant information (not yet specified) on the final repository forever as far as the nation can survive. This covers the timescale for the life cycle of a repository, e.g. up to a century. Furthermore, in Japan (and some other Eastern societies), institutional control is generally seen as a positive attribute as there is a tradition of carrying responsibilities over many generations. A good analogue might be temples and places of worship. Japanese wooden temples that are over 1 000 years old – continuously maintained with rebuilding work constrained to original specifications and still used for their original purpose (e.g. Horyuji temple, a UNESCO world heritage site, contains a range of wooden buildings which have been continuously maintained for 14 centuries). Such structures – and the social systems which support them – indicate that the extended commitment required by the Act would not be a novelty in this environment. In 2006, the Swedish Government gave SSI and SKI the task to investigate possible addition to the existing Nuclear Activities Act, regarding responsibility issues after closure of a repository for nuclear waste, including the planned repository for spent fuel. The USDOE-YMP record keeping systems procedures require updating of media for non-paper records at specified intervals.

#### ***3.1.4 Stepwise approach to decisions***

Most programmes apply a stepwise approach to decisions. Many countries actually have formalised the steps in regulations or other government decisions. In many cases, the implementer also adds steps in addition to the legally required ones.

Examples of decisions steps include:

- Early studies and consultation with potential host communities and with major stakeholders to create and maintain local support.
- Regular evaluation of R&D programme.
- Decision to go for surface based site characterisation.
- Decision to go underground.
- Construction licence application.
- Trial operation.
- Routine operation.
- Closure or decommissioning.

The purpose of implementing a stepwise approach to decision is generally to ensure timely progress to implementation as well as to define the control procedures and mandates of the authorities. It may also be argued that the nature of the technical and scientific issues involved in the development and safety evaluation of a final repository concept requires a stepwise approach, simply since they are too complex to address in any other way. It also means that decisions regarding the timing of future events (such as repository backfilling and closure) do not need to be taken now but can be left to future generations, thus allowing them some choice.

At each stage, there are usually opportunities for public input, e.g. via ongoing consultation as well as by participation in EIA and licensing hearings. However, the degree of stakeholder involvement varies between steps and between programmes.

#### *Compilation of answers*

Ondraf/Niras applies a stepwise approach, although there are no legal requirements for this. As the disposal programme runs over several decades before a decision on construction of a facility can be taken, a stepwise approach allows that the progress made and interim conclusions can be presented to the decision makers at regular intervals. Stakeholder involvement also requires a stepwise approach, because a series of decisions will have to be prepared.

OPG has adopted a stepwise approach. The initial stages prior to entering the regulatory process involved providing studies and consulting with the host community and with major stakeholders to ensure community support via both a host community agreement and a community poll. The next stage is to obtain EA approval for the project. This is a Federal requirement. Also the following Canadian regulatory process is stepwise and there are three stages of regulatory review prior to operation: EA, site preparation/construction licence application, and operating licence application. At each stage, there are opportunities for public input via ongoing consultation as well as by participation in EA and licensing hearings.

RAWRA notes that the base for a stepwise approach is the State Concept of Radioactive Waste and Spent Fuel Management approved by Czech Government in 2002. More steps have been effectuated with respect to public, under RAWRA management, outside formal control.

Posiva notes that the programme for spent fuel disposal in Finland was defined as stepwise procedure from the very beginning in 1983 when the Government formulated it for the first time. The purpose of the Government decision then was to ensure timely progress to implementation as well as to define the control procedures and mandates of the authorities.

Andra notes that stepwise approach of their work is based on an assessment system provided by the Waste Act of 1991 and ordered by Andra trustee ministries or implemented by the initiative of the

Agency itself. To that effect, the Act created an independent National Review Board to inform and advise the government on the interim progress at the technical and scientific levels. A siting phase initiated in 1993 through a consultation mission led by Mr. Bataille identified four candidate sites (two of them were combined into one area). Beginning in 1994, Andra started preliminary geological and geophysical surveys and drilled exploratory boreholes in these three different areas of France. In 1996, three applications, backed by these preliminary studies, were filed by Andra to obtain construction and operating licences for underground laboratories so that in situ R&D programmes could be pursued. By the end of 1998, the French government took a twofold political decision concerning the Andra projects: 1) it authorised the construction and operation of an URL at the Eastern site, and 2) it did not authorise work at the other sites and started a new siting process with another consultation mission in order to find a new site with outcropping granite. After the decree formalising the Eastern site decision (August 1999), Andra began its in situ R&D Programme for the Meuse and Haute-Marne area. The construction of the URL started in September 2000, after the authorisation to sink two shafts was granted by the government on 7 August 2000. To prepare for the 2006 comprehensive assessment by the French government and Parliament required by the Waste Act, Andra set out to produce an intermediate milestone report in 2001 for the Projet HAVL Argile, the Dossier 2001 Argile leading up to the final Dossier 2005 Argile, which is a conclusive study and is an essential input to the future political decision-making process in France. At the request of Andra trustee ministries, a peer review was organised between October 2002 and February 2003 to assess Andra programme in the Dossier 2001 Argile with respect to international practices. The review was organised by the OECD/NEA; it included international experts from either Andra counterparts or safety authorities' research or technical support organisations.

In contrast, BfS notes that the current legal framework does not consider a stepwise approach for repository development. Nevertheless, as part of the licensing procedure performed by the licensing authority (the competent Ministry of the concerned Federal State) a public hearing has to be organised where BfS has to comment upon questions raised by the public and demonstrate to the licensing authority that all legal requirements are met. GRS-Cologne notes that the Plan Approval Procedure (i.e. licensing procedure, "Planfeststellung") required by the German Atomic Energy Act for federal installations for the safekeeping and final disposal of radioactive waste, generally lasts for the whole duration of a project and a stepwise approach is not explicitly implemented. Nevertheless, it is the opinion of GRS-Cologne that such an approach could be applied within a plan approval procedure if the stakeholders would commit themselves on a voluntary basis. A legally binding commitment to a stepwise approach *might*, however, require changes in legislation. *In the most recent GRS draft for safety requirements, a stepwise approach with focus on repository optimisation is foreseen. In the ongoing discussion it should be clarified whether and, if so, by which legal or other means, such an approach can be established.* GRS-Cologne also believes that, if the exploration of Gorleben were continued and/or alternatives for HLW/SNF disposal were investigated (cf. I.2, I.3) it would be necessary for an effective continuation of the German programme to implement such a stepwise approach including the effective involvement and information of regulatory bodies and other stakeholders on exploration results and interpretations.

NUMO/JAEA note that a stepwise approach is legally adopted in the Specified Radioactive Waste Final Disposal Act. In accordance with the Act, NUMO will promote the implementation of the repository programme in a step-by-step manner, with thorough evaluation of information and extensive public involvement at each stage from the beginning of selecting a repository site, licensing, repository construction, operation and closure, and post-closure institutional control. Furthermore, in Japanese society, decision making is generally a gradual, stepwise process. Reversing a decision can be difficult and hence there is a desire for staged processes where a very high degree of confidence can be built up before each individual decision step. This is especially the case if it involves precedence, like a "first of its kind" facility.

According to SSI/SKI, a stepwise approach in a project is implemented and can be regarded as unavoidable in the Swedish context, since separate safety evaluations will according to SKI regulations (SKI FS, 2002:1 and SKI FS, 2004:1) be required before construction, trial operation and routine operation and finally closure or decommissioning. The formal stepwise licensing following these stages is however only part of a gradual development of the Swedish programme. Opportunities for a stepwise development is also made possible in earlier stages by the Swedish authorities' review of the SKB R&D programmes every third year and the government decisions associated with the RD&D programme reviews.

SKB notes that it is a legal requirement that an R&D programme is submitted every three years, and that it is evaluated by safety authorities and approved by the Government after broad consultation process. This enforces a stepwise implementation of the Swedish programme. Furthermore, the nature of the technical and scientific issues involved in the development and safety evaluation of a final repository concept requires a stepwise approach, simply since they are too complex to address in any other way.

A stepwise approach to repository implementation is foreseen in Switzerland's Nuclear Energy Law. The several licences that are required for implementing a repository and for its eventual closure define major steps. The stepwise approach is also foreseen in Swiss regulations (HSK R-21 – HSK & KSA, 1993). Even before licensing, however, Nagra has defined several milestones with corresponding safety reports.

According to the UK/EA, it is very likely that a stepwise approach will be followed to any development, but the approach has not yet been determined.

Nirex regards a stepwise approach as fundamental to the planning and development of a repository. The Nirex stepwise process is based on important, clearly-defined decision points (e.g. choice of long-term waste management option, selection of a site, start of repository construction, start of waste emplacement, backfilling, sealing and closure of the repository). This process allows stakeholder involvement and allows the repository development programme to proceed in a steady and measured way. In particular it means that decisions regarding the timing of future events (such as repository backfilling and closure) do not need to be taken now but can be left to future generations, thus allowing them some choice.

USDOE-YMP notes that a stepwise approach is built into the regulatory framework to allow an orderly decision process. A technology development programme is in place to assure that if there are new developments that could enhance safety and efficiency, they will be seriously considered even during the operational phase.

### ***3.1.5 Flexibility***

All programmes declare a flexible approach to design and focus of the safety case work. The main rationale for maintaining flexibility is to provide room for inclusion of results from technical developments, changing and partly unknown waste amounts and inventories, new R&D results and more detailed site understanding during the long process ranging from site selection, site investigation, underground construction and repository operation to repository closure and decommissioning. Even after licensing, there will be a need for some performance confirmation programme to update the safety case by doing tests and analyses to assure that with new information coming from tests and observations the basis for the safety case is still sound.

However, in light of the need for flexibility, a main challenge from the regulatory perspective is to evaluate whether or not the programme in question has reached sufficient maturity at the stage of licensing. At the time of licensing one should expect a well developed understanding of what are the

critical issues, in order to minimise the risk of entirely new and very significant issues (or a new significance of an old issue) appearing after a license has been given. One of the ways to ensure the control of uncertainties is to direct design choices toward solutions offering the greatest robustness, that is, those less sensitive to the effect of external factors or the lack of knowledge. An upstream integration of safety in the design allows also taking into account the other requirements of a project (cost, constructability, etc.) without conflicting with the repository's global safety.

It should also be noted that some organisations develop knowledge and requirement management systems in order to ensure well founded decisions when they finally have to be made. These systems are designed to handle advances in science and technology while flexibly responding to (changing) requirements of end-users and other stakeholders.

### *Compilations of answers*

The main rationale for maintaining flexibility is to provide room for inclusion of results from technical developments, changing and partly unknown waste amounts and inventories, new R&D results and more detailed site understanding during the long process ranging from site investigation, underground construction and repository operation. Ondraf/Niras maintains its flexibility mainly by taking into account the possibility of changes (e.g. in waste inventory, in materials, in site characteristics) before going to a process of optimisation of the disposal system. According to OPG, the stepwise approach to DGR planning and implementation allows for iteration of design and safety assessment to take account of new information from site characterisation. Furthermore, at each stage of regulatory review prior to operation (EA, Site Preparation/Construction Licence application, and Operating Licence application), new information will be considered for its effect on the Safety Case. According to RAWRA repository geometry, barriers system and site features still remain flexible and shall be optimised with periodic safety evaluations. Andra overall project plan follows an iterative process giving an opportunity to adapt design options to new knowledge, but controls that the evolution of the repository's components are adapted to all the repository's life phases and would not be unfavourable to safety. BfS notes that the development of the technical concept for closure of ERAM was a stepwise iterative approach. Currently, flexibility within the project plan is mainly due to the rather simple concept for backfilling and closure that results in robust system behaviour. Thus, possibly undiscovered site features or unexpected technical difficulties are less important for the results of safety assessment. NUMO/JAEA notes that great flexibility is essential due to volunteering approach to selecting repository site. The NSA, and its supporting requirement management system, allows for uncertain boundary conditions and provides a method for ensuring that NUMO will find an optimum solution based on state-of-the-art understanding of the issues involved at the time when the decision finally has to be made. The supporting R&D plan should emphasise flexibility to respond to both changes in the repository programme (e.g. caused by inherently unpredictable changes in socio-political boundary conditions) and to the rapid advances in fundamental science and technology. The JAEA knowledge management system is designed sufficiently to be flexible to respond to changing requirements of end-users (e.g. defined in RMS of NUMO) and to optimise R&D programme. According to SKB, the main rationale for maintaining flexibility is to provide room for inclusion of results from technical developments, new R&D results and more detailed site understanding during the decade-long time period remaining before repository operation. At every stage, at least one functioning option should be identified, that can then be improved and optimised in the subsequent step. According to SSI/SKI, the experience from ongoing work suggests that a high degree of flexibility is needed, since the perceived importance of various issues often has changed as more and more information have become available (from e.g. site investigations and development of engineered barriers) For Nagra, the rationale for maintaining flexibility given in the documentation of the safety case is that it allows new findings to be taken into account, and to cope with changes in the programme constraints (e.g. an extension of the existing nuclear power programme). The UK/EA

considers that flexibility is important but the future process remains to be defined. For example, changes to design may be required to accommodate some of the more challenging waste streams. At the current generic stage of the Nirex repository programme, there is necessarily considerable flexibility built into the overall project plan. This includes flexibility regarding siting (the assessments are currently generic and representative of a range of geological settings in the United Kingdom). There is also flexibility regarding the disposal inventory. In the United Kingdom, the national radioactive waste inventory is updated every three years and Nirex assessments are then updated to reflect any changes. Nirex operates a formal change control process to address any safety-significant changes. The USDOE-YMP notes that the regulatory prescribed performance confirmation programme will continue to update the safety case by doing tests and analyses to assure that with new information coming from tests and observations the basis for the safety case is still sound. Legislation has decreed the amount of waste to be disposed of at Yucca Mountain before another repository becomes available, but this is being revisited in the national lawmaking bodies.

Posiva notes that the repository can be started only after sufficient maturity has been reached in the design and development of the technology and a reasonable level of confidence can be shown in the safety case. Some issues may still be left for confirmation during the construction period, while for granting the operational license, any significant safety issues cannot remain unsolved. A main challenge will be on the decision making as the decision to go ahead will always be a collective expert judgement. Andra notes that one of the ways to ensure the control of uncertainties is to integrate safety already in the phases the farthest upstream from the design phase in order to direct the choices toward solutions offering the greatest robustness, that is, those less sensitive to the effect of external factors or the lack of knowledge. An upstream integration of safety in the design allows also taking into account the other requirements of a project (cost, constructability, etc.) without them conflicting with the repository's global safety. Similarly, SSI/SK find it a main challenge from the regulatory perspective to evaluate whether or not the programme in questions has reached sufficient maturity at the stage of licensing. At the time of licensing, one should expect a well developed understanding of what are the critical issues, in order to minimise the risk of entirely new and very significant issues (or a new significance of an old issue) appearing after a license has been given.

### ***3.1.6 Quality assurance***

Formal QA is usually a regulatory requirement and should concern all activities affecting the safety case.

Most programmes are subject to formal QA, with safety assessment QA plans being part of the overall quality management system of the organisation. Safety assessment QA plans may, for example, cover routines for project management, reviews, improvements, FEP handling, documentation of knowledge of processes of importance for long-term safety, and of handling of these processes in the assessment, data clearance process (selection of input data and discussion and quantification of input data uncertainty), adequacy of codes, system for storing/archiving of all the files, checking PA calculations and maintenance of PA computer programmes.

Some programmes do not (yet) apply formal QA, but certainly take measures to ensure quality in their work.

#### *Compilation of answers*

According to CNSC site characterisation should be carried out under a formal site characterisation plan that includes quality assurance/quality control (QA/QC) protocols to verify the data. All software used in an assessment should conform to accepted quality assurance (QA) standards. According to SSI/SKI formal QA of the safety assessment work may not be needed until



license applications, but SKB was recommended to if necessary revise the QA strategy for the preliminary assessment SR-Can to ensure sufficient clarity, rigour and traceability. The UK/EA notes that the relevant regulatory guidance is that the developer shall establish a comprehensive quality assurance programme for all activities affecting the safety case. This shall include supporting activities such as research and assessment. According to GRS-Cologne, the proposal for the revision of the German safety criteria requires the development and application of a comprehensive quality assurance programme which has to cover all phases of disposal (planning, design, construction, operation, closure). The proposal is, however, not prescriptive with respect to the details of this programme.

Most programmes are subject to formal QA. Ondraf/Niras S&T work conducted in the disposal programmes, as well as the development of the SFC 1 is part of Ondraf/Niras ISO9001 certification. OPG DGR programme is covered by OPG quality management system. All areas of the programme contributing to the Safety Case, including design, site characterisation, and safety assessment – including software – are covered by the Project Quality Plan (PQP). Posiva notes that all activities related to the development of safety case are subject to QA. According to the principles defined in the ISO 9001 standard, Andra has defined processes regrouping activities, which contribute to the same finality and are oriented toward a customer's satisfaction. This organisation allowed inciting engineers in charge of the studies to identify possible ways of improvement. They involved especially the management of the project's configuration and the control of the scientific data. A general document management procedure is related to project management (on the establishment of management plans, controlling reviews, etc.). NUMO has developed its own QMS to ensure high quality of all its technical activities, documents and databases. The QMS will be integrated within the RMS. The QMS with relevant documents is also respectively developed in JAEA for each technical activity in particular for developing the "assessment basis", such as data acquisition and analysis in site characterisation, laboratory measurements, and provision of dataset for repository design and PA. The QMS are being integrated in the JAEA KMS. SKB QA plan for the SR-Can assessment covers, *inter alia*, routines for project management, FEP handling, documentation of knowledge of processes of importance for long-term safety, and of handling of these processes in the assessment, selection of input data and discussion and quantification of input data uncertainty and model documentation. The site characterisation and site modelling activities and the result thereof are covered by separate QA plans. At Nirex, all elements of the production of a safety case are covered by the QA plan. This includes demonstrating that all those involved in producing the safety case (whether Nirex staff or contractors) are suitably qualified for the role. Nirex has formal company management procedures and instructions determining the level of checking and review appropriate for calculations in support of a safety case and formal procedures covering the review of all documents prior to publication. Nagra Project Opalinus Clay was developed within the framework of the Nagra Quality Management (QM) System. The QA plan included specific quality assurance measures (defined in specific quality assurance guidelines) concerning e.g. data clearance, project documentation, adequacy of codes, checking PA calculations and maintenance of PA computer programmes. USDOE-YMP notes that any item of feature that is deemed "important to safety or waste isolation" is covered under the full QA programme. GRS-Cologne applies a certified process-orientated QA system according with DIN EN ISO 9001:2000.

Some programmes do not apply formal QA, but certainly take measures to ensure quality in their work. RAWRA ask reviewers to participate in the project evaluation. BfS notes that the QA of the safety analysis (models, codes and data) has been performed by standard procedures. All final documents produced for the safety case are subject of quality specifications, which are controlled by specialist departments of BfS. An overall check of consistency and plausibility of data, models, arguments and conclusions for the safety case was performed by an external evaluator. However, no formal QA-plan has been implemented in addition to these measures. For the realisation of the closure measures, however, a formal QA will be implemented.

### *3.1.7 Qualification of experts*

Regulators generally require that assessment documentation should provide a clear and complete record of the decisions made and the assumptions adopted in developing the model of the waste management system, including the use of expert judgement. Traceability of scientific and technical decisions should be reported including relevant description of expert judgement behind choices of strategies, models and parameters used in the safety case. Formal expert panel elicitation could be a tool for strengthening confidence in judgements of uncertainty, in situations with an insufficient data basis. Formal and independent reviews carried out on behalf of the implementer are also seen as important (or even required in some countries).

Experts are selected on the basis of references (publications, experiences in other programmes...) and they are provided with all the basic and more detailed information they need to do their job (e.g. information sessions). Expert decisions are documented, e.g. by putting their name on the reports or conclusion/recommendations they deliver, in meeting minutes or technical notes written for the preparation of the judgements. At least in cases the experts responsibility of the judgements made are ensured by requiring that the experts involved review the parts of the documentation of the safety case that is influenced by their input. Decisions and judgements are reviewed, e.g. by workshops or peer review teams. Data clearance procedures are applied. Formal expert judgement elicitation are applied on some programmes, but have much more limited application in other programmes.

#### *Compilation of answers*

According to CNSC assessment documentation should provide a clear and complete record of the decisions made and the assumptions adopted in developing the model of the waste management system, including the use of expert judgement. SSI/SKI expects traceability of scientific and technical decisions to be reported including relevant description of expert judgement behind choices of strategies, models and parameters used in the safety case. SSI guidance (SSI, 2005) recommends the use of formal expert panel elicitation as a tool for strengthening confidence in judgements of uncertainty, in situations with an insufficient data basis. According to SKI regulations SKI FS 2004:1, a required measure is that primary safety review as well as independent safety review is carried out. According to the UK/EA, it would be the responsibility of the developer to demonstrate that experts are suitably qualified. A process of regulatory and peer review would enable any defects in a safety case to be challenged. GRS-Cologne notes that the proposal for the revision of the German safety criteria does not contain requirements concerning decisions involving expert judgement. It is, however, expected that the regulatory guideline about assessing post-closure safety will require formal procedures about the guidance, use and documentation of subjective decisions especially in the development of scenarios. The extent to which these requirements should be prescriptive is still being debated.

Experts are selected on the basis of references (publications, experiences in other programmes...) and they are provided with all the basic and more detailed information they need to do their job (e.g. information sessions). Ondraf/Niras select experts, both national and international, based on qualifications and on demonstrated capability within the radioactive waste management area. OPG chose experts from technical research institutes and from universities. In particular cases, the experts are approved by RAWRA Council. Andra was granted an organisation and its own procedures to ensure the quality of the Dossier 2005, with quality being defined according to the ISO 9001 standard. SKB has developed an expert database where the qualifications and roles of all participating experts are documented in a structured manner. The Nagra company policy required that the work was conducted by personnel sufficiently qualified for their work and with access to the necessary tools, and that they were fully aware of the expectations and take full responsibility for their work. The experts

chosen were asked by Nagra to take account of the views of the scientific and technical community as a whole, and not simply to present their own personal opinions; and to interact with others in their own field and in other relevant fields.

Expert decisions are documented. Ondraf/Niras ask experts to put their name on the reports or conclusion/recommendations they deliver. OPG documents decisions within the controlled document system. BfS document the decisions in the minutes of the meetings. Technical notes were written for the preparation of the judgements and for the documentation of the decisions. NUMO will record all important decisions for the repository programme with the considerations for the decision making including associated expert judgements, requirements and arguments forming the basis for the requirements in the RMS. Nagra recorded all meetings with experts, and entered the records into the project documentation system. SKB ensures the experts responsibility of the judgements made by requiring that the experts involved review the parts of the documentation of the safety case that is influenced by their input.

Decisions and judgements are reviewed. OPG uses workshops or peer review teams to ensure judgements are not narrowly informed and represent an emerging consensus. RAWRA notes that an expert group is involved in the programme and technical issues are judged by reviewers. NUMO has organised advisory committees of domestic and international experts to support NUMO technical activities. SKB has an independent review group reviewing all major documents in the safety case. SKB also requires that the experts involved review the parts of the documentation of the safety case that is influenced by their input.

For assigning values to model parameters a data clearance procedure, which is integrated in the knowledge management system of Ondraf/Niras, is applied. NUMO has been developing the methodology that enables expert judgements to support decisions [e.g. ESL (evidential support logic), MAA (multi attribute analysis)]. In the JAEA KMS, expert systems are being developed to support decisions in the technical activities for developing a safety case.

Nirex uses a formal group elicitation methodology where expert judgement is being used to quantify the uncertainty in some quantity. In an elicitation session, suitably qualified experts take part in a facilitated procedure designed to help them quantify the uncertainty in the parameter as a probability density function (PDF). Before tackling the parameters in question, the facilitator will train the experts in the estimation of probabilities and explains the requirement to avoid bias. In addition to the roles of facilitator and experts, the customer for the data would also be present, as could a number of observers. To further ensure transparency and traceability, a formal write-up of the elicitation meeting is produced, documenting the decisions made, and the technical discussions leading up to them. In recent Nirex elicitations, an audio recording of the entire meeting has also been made, to assist in the process of documenting the outcome. For the future, Posiva plans enhanced documentation planned for the expert elicitation process. The USDOE/YMP notes that the regulator, the US Nuclear Regulatory Commission, has published guidelines on how to do formal expert judgement elicitations in this context.

### ***3.1.8 Application of BAT***

Many programmes do not formally require application of Best Available Technology (BAT). The need is there to show that the technologies being applied are sufficient to meet the safety and other criteria that do apply to the repository.

Other programmes need to apply BAT or at least discuss its implications. BAT would apply both to siting and design, but the interpretation of the “best” appears subject to interpretation. However, much is of the interpretation, and how to separate between BAT and optimisation, is still left for judgement.

It appears generally accepted that the BAT principle should be applied as is the optimisation principle, due consideration should be given to economical and other societal factors i.e. taking into account what is reasonably achievable. The use of optimisation and BAT could be seen as an attitude of doing as good a job as reasonably possible in creating a safe repository. As in other areas, where BAT and optimisation are applied, the words “reasonably possible” means that due consideration should be given to economical and other societal factors. Furthermore, in most programmes there is still more focus on demonstrating existence of technical solutions, but not to irrevocably freeze them. As a result, and although safety is a major criterion, optimisation has not necessarily been accomplished to the end. Depending on the progress made in knowledge, ways of improvement are possible and could be developed in later phases of the projects.

Regarding site selection, the question whether “the best” site (from the point of view of long-term safety) or a site that offers “sufficient” safety should be sought is still under debate in many countries. However, it may be noted that in Finland it was argued, and accepted, that the selected site (Olkiluoto) was at least as good a site as the other site alternatives studied. In Sweden, authorities accept the voluntary participation in SKB site investigations on part of the municipalities as a societal boundary condition.

Given the stepwise developments, regulatory decisions about BAT could only be made at the time of a license application. The developer would then not be in a position to finally claim optimisation and use of BAT until much of the iterative development work has been finalised. At earlier stages, the discussion of optimisation and BAT is rather a framework for discussing feedback to remaining development needs.

#### *Compilation of answers*

Many programmes do not formally require application of Best Available Technology (BAT). Ondraf/Niras notes that at the moment, the concept of BAT is not formally used in the Belgian programme. Claims of long-term safety submitted to support a licence application may be evaluated by the CNSC using factors that include nationally and internationally accepted best practices. Although OPG notes that application of “best available techniques” is not a requirement. RAWRA has not yet applied BAT. BfS notes that the design of repository – a former salt mine – the amount of waste and the disposal technique applied before 1991 had to be accepted as a given fact for the safety case because of the special historic circumstances. According to GRS-Cologne the proposal for the revision of the German safety criteria require optimisation of radiation protection during the post-operational phase and this is reached when proof has been furnished that the protection objective has been fulfilled and the repository has been designed in line with the state of the art in science and technology, and when the applicant has demonstrated that the planning principles... have been observed. It can be observed that this is not a requirement for best available technique but for a balanced decision according to the state of science and technology. According to USDOE-YMP the BAT concept is implicit in the design of the engineered system and the operational approaches, but it is not a required aspect of the repository programme. The need is to show that the technologies being applied are sufficient to meet the safety and other criteria that do apply to the repository.

Posiva notes that according to the General Safety Requirements (STUK-B-YTO 195, 1999) the planning shall take account of the decrease of the activity of spent fuel by interim storage and the utilisation of best available technology (BAT) and scientific knowledge. A part of the Environmental Impact Assessment carried out in 1997-1999 was devoted to assessment of alternatives and in that context it was argued that geologic disposal by the KBS-3 concept (or its variant) was the best method to deal with spent fuel in Finland and Olkiluoto was at least as good a site as the other site alternatives studied. Apart from the choice of the concept and site, the thinking is that BAT principle should be applied in the same way as the optimisation principle, i.e. taking into account what is reasonably achievable.

Andra notes that the studies to support the Dossier 2005 were conducted within the feasibility stage. The purpose of feasibility is to focus on the existence of technical solutions, but not to irrevocably freeze them. Feasibility, therefore, appeals to the notion of confidence in the assessment over long time scales. This confidence is based on the quality of the technical argumentation in all its aspects: confidence not only in the repository concept, in the data, the models, the analyses, but also in the approach itself, which organises all these technical data into a consistent set, that is, the “safety case” or “safety dossier”. The feasibility assessment is thus based on one of the best controlled technologies, but it is still possible to implement another one. As a result, and although safety was a major criterion in the definition of the architectures and their development, their optimisation was not necessarily accomplished to the end. Depending on the progress made in knowledge, ways of improvement are possible and could be developed in later phases of the project.

NUMO has developed repository design philosophy to embody “good engineering practice” and “design factors” to optimise repository concept for a given siting environment. The application of the BAT to the development of repository concepts has been under discussion in this context in NUMO and JAEA, but has not been specified in the programme yet.

According to Swedish regulations (SSI FS, 1998:1) “application of best available technique in connection with final disposal means that the siting, design, construction, operation and closure of the repository and appurtenant system components should be carried out so as to prevent, limit and delay releases from both engineered and geological barriers as far as is reasonably possible. When striking balances between different measures, an overall assessment should be made of their impact on the protective capability of the repository.” According to SSI/SKI, the use of optimisation and BAT could be seen as an attitude of doing as good job as reasonably possible in creating a safe repository. As in other areas, where BAT and optimisation are applied, the words “reasonably possible” means that due consideration should be given to economical and other societal factors. One example of such societal boundary conditions in the Swedish programme is the voluntary participation in SKB site investigations on part of the municipalities. A problem in the interpretation of this concept in the particular application of spent nuclear fuel disposal is that there is no obvious existing and comparable application available to set the standard. A possible basis for comparison is the ongoing development of disposal concepts in other countries (even if none of these countries at that time will have a spent fuel repository in operation). A decision whether or not the KBS-3 concept comply with the principle of “best available technique” have to be made after the evaluation of the application that SKB is expected to submit in 2009. SKB notes that the development of a repository system is carried out in steps, with safety evaluations at appropriate points of the development. According to SKB, this means that the developer is not in a position to finally claim optimisation and use of BAT until much of the iterative development work has been finalised. At earlier stages, the discussion of optimisation and BAT is rather a framework for discussing feedback to remaining development needs.

In the United Kingdom, the regulation of radioactive waste discharges and disposals is governed by two optimisation concepts which, taken together, are regarded as the equivalent of BAT. These concepts are best practicable environmental option (BPEO) and Best Practicable Means (BPM).

Nagra notes that the relevant Swiss regulation HSK R-21 (HSK & KSA, 1993) does not explicitly mention BAT. However, there is a paragraph related to optimisation (“safety enhancing measures”): “Even if compliance with Protection Objectives 1 and 2 is demonstrated, the radiological consequences from the repository have to be reduced by appropriate measures as far as feasible and justifiable with current status of science and technology. However, owing to the uncertainties involved in determining potential radiation exposure, no quantitative optimisation procedure is required.” Regarding site selection, the meaning of BAT should be further discussed. Specifically, the question whether “the best” site (from the point of view of long-term safety) or a site that offers “sufficient” safety should be sought is still under debate.

## 3.2 Siting and design strategy

According to the NEA Safety Case brochure the siting and design strategies are generally based on principles that favour robustness and minimise uncertainty including the use of the multi-barrier concept, e.g. precautionary principle, reversibility, flexibility principles.

Generally, the applied siting and design principles aim at a repository solution that would ensure safety and compliance with general dose/risk criteria. Some regulators accept that this is achieved by adequate design of multiple engineered barriers, or favourable site characteristics, or both, whereas others require that the principles of BAT and optimisation are applied both to design and siting, i.e. these regulations require demonstration both of the selection of appropriate design and the selection of appropriate sites. While several barriers are required, strict application of the multi-barrier-principle may not be required, since it could be ambiguous how this principle should apply for a sealed repository. Furthermore, EIA principles usually require a report on both alternative design and site.

Final adjustment of layout adaptation will be done according to the quality of the rock that is found in advancing the construction steps. Post closure monitoring is planned by most organisations but this is not necessarily seen as key component of the safety case. Most allow for retrievability but only few programmes take actions on revising disposal concepts to dramatically facilitate this. Other programmes are against such actions.

### 3.2.1 Safety related siting and design principles

Generally, adequate siting and design are needed for ensuring safety. Some regulators accept that this is achieved by adequate design of multiple engineered barriers, or favourable site characteristics, or both, whereas others require that the principles of BAT and optimisation are both to design and siting, i.e. these regulations require demonstration both of the selection of appropriate design and the selection of appropriate sites. While several barriers are required, strict application of the multi-barrier-principle may not be required, since it could be ambiguous how this principle should apply for a sealed repository. Furthermore, EIA principles usually require a report on both alternative design and site. It may also be noted that according to the AkEnd committee in Germany a “repository concept based on a favourable overall geological setting” for which “the geological barriers and the shaft barrier shall form the main barrier” while “the [other] technical barriers have a supplementary function” is considered the preferred option.

Generally, the applied siting and design principles aim at a repository solution that would ensure safety and compliance with general dose/risk criteria.

Several siting principles have been listed by respondents, including:

- Stability and longevity, such that a deep repository is neither strongly affected by societal changes nor by the effects of long-term climate alterations on the ground surface.
- Site characteristics contributing to multiple passive barriers.
- Site characteristics favourable to EBS and high retention (e.g. low hydraulic conductivity and fracture frequency).
- Avoidance of detrimental phenomena.
- Possible to characterise, e.g. sites that are simple and describable by calculation tools.
- Locating the repository at a site where the host rock can be assumed to be of no economic interest to future generations.
- Low population density.
- International guidance (e.g. IAEA).

- Acceptance by local municipality and pre-published procedures for site evaluation and acceptance.
- Siting predetermined or decided politically.

However, other principles have possibly also been applied. Furthermore, the adequacy of some of the principles listed above could possibly be questioned in some programmes. It may also be noted that given the importance of site characteristics in many programmes, site characterisation activities need be given major consideration in the overall development.

The following design principles have been listed by respondents:

- Searching for robustness, e.g. by application of multiple barriers providing multiple safety functions.
- Design with demonstrable safety functions.
- Ensuring operational safety
- Application of well-known techniques
- Searching for long-term isolation and containment in the EBS or isolating rock zone surrounding the repository.
- Locating the repository at a sufficient depth to provide protection against any surface or near-surface processes and human activities.
- Flexibility as regard detailed solutions.
- Passive barriers.
- Consideration of thermal and other functional requirements.
- Final adjustment of layout adaptation will be done according to the quality of the rock that is found in advancing the construction steps.
- Compartmentalisation and solidification of wastes.
- QA procedures for EBS fabrication, repository construction and operation.
- Costs kept within a reasonable bandwidth.
- Development of formal design requirement management systems.
- Application of Multi-Criteria Analysis (MCA) for taking due account of the safety functions and more specifically of the safety reserves the different designs can provide.
- Preservation of information.
- Retrievability.
- Environmental impact.

As noted under siting principles, other design principles have possibly also been applied. Furthermore, the adequacy of some of the principles listed above could possibly be questioned in some programmes. It may also be noted that the design in some cases was already given when a safety case was developed.

#### *Compilation of answers*

Generally, adequate siting and design are needed for ensuring safety. The CNSC expects that the applicant demonstrates that the waste management system will maintain its integrity and reliability under extreme conditions, disruptive events, or unexpected containment failure, including inadvertent human intrusion. According to the CNSC, this is achieved by adequate design of multiple engineered barriers, or favourable site characteristics, or both. According to SSI and SKI, the principles of BAT and optimisation are applicable to all steps, including siting, of the development of the repository system that may affect the repository's long-term protective capability. The SKI regulation SKI FS 2002:1 requires that the safety, after the sealing of the repository, should be maintained by a system of

barriers. The barriers utilised for providing the long-term safety (SKI FS, 2002:1) need to contribute to containment and/or retention of radioactive substances, either directly or indirectly by protecting other barriers, but the regulation does not explicitly require the application of the multi-barrier-principle, since it could be ambiguous how this principle should apply for a sealed repository. Instead, the SKI regulation requires that the barrier comprise several barriers so that a necessary level of safety is maintained in spite of a single deficiency in a barrier. The SKI regulation SKI FS 2002:1 state that the repository site and repository depth should be chosen so that the geological formation provides adequately stable and favourable conditions to ensure that the repository barriers perform as intended over an adequate period of time. It is also stated that the repository site should be located at a distance from natural resources that are or may be exploited. Furthermore, the Swedish Environmental Code requires a report on both alternative design and site for a nuclear installation. According to the UK/EA, there is no currently agreed national approach to siting in the United Kingdom. Relevant regulatory guidance on the design states that the facility shall be designed, constructed, operated and be capable of closure so as to avoid adverse effects on the performance of the containment system. GRS-Cologne notes that criteria revision is being undertaken in accordance with the principles of the Recommendations of the AkEnd. A “repository concept based on a favourable overall geological setting” for which “the geological barriers and the shaft barrier shall form the main barrier” while “the [other] technical barriers have a supplementary function” is considered the preferred option. The committee has also formulated criteria whose non-fulfilment leads to the exclusion from the site selection procedure and also suggests that areas to be considered have to fulfil several “minimum requirements” relating to permeability, size, depth and long-term stability.

Several siting principles have been listed by implementing respondents, including:

- Stability and longevity, such that a deep repository is neither strongly affected by societal changes nor by the effects of long-term climate alterations on the ground surface. NUMO and JAEA notes that particular consideration is given to the long-term stability of the geological environment, taking into account the fact that Japan is located in a tectonically active zone. The safety concept assumes that major disruptive events can be excluded by site selection. The SKB siting aim at the placing of the repository at depth in a long-term stable geological environment which means that the waste is isolated from the human and near-surface environment.
- Site characteristics contributing to multiple passive barriers. To OPG the natural characteristics of the site proposed for the DGR play an important role in the performance of the DGR. For NUMO and JAEA, geological environments having favourable characteristics for the disposal system provide the basis for repository design. The Nagra siting and design principles aim to ensure robustness in terms of long-term safety. They focus on multiple passive barriers, stability and longevity. (See also design principles).
- Site characteristics favourable to EBS and high retention (e.g. low hydraulic conductivity and fracture frequency). Within investigated granitic sites, SKB aim at selecting candidate repository areas with favourable properties for safety, in particular low hydraulic conductivity and fracture frequency (similar answer by Posiva). To support the NUMO and JAEA safety concept, R&D activities have focused on understanding natural system attributes that favour EBS performance, including relative tectonic stability, low groundwater flux, favourable geochemistry and a low risk of disruptive events. Safety assessment has been conducted for a defined repository system, taking alternative future evolutions of the system into account in order to illustrate the robustness of its intrinsic safety features.
- Avoidance of detrimental phenomena (listed by Nagra, NUMO and JAEA).



- Possible to characterise, e.g. sites that are simple and describable by calculation tools (listed by RAWRA, but surely agreed by many others).
- Locating the repository at a site where the host rock can be assumed to be of no economic interest to future generations. By regulation, RAWRA excluded sites with potential raw materials accommodation. The Posiva site selection process was designed to ensure that the future utilisation of natural resources was not compromised, that groundwater flow conditions were favourable for disposal and that the repository would be located in stable bedrock. SKB note that by locating the repository at a site where the host rock can be assumed to be of no economic interest to future generations, the risk of human intrusion is reduced. According to Nagra a site should be chosen so that any foreseeable resource conflict is avoided and so that there is no conflict with future infrastructure projects that can be conceived at present, in order to minimise the likelihood of future inadvertent human intrusion.
- Low population density. Posiva considered the most suitable areas for repository siting were considered to be those with a low population density.
- International guidance (e.g. IAEA). Ondraf/Niras has used the international recommendations on siting of deep disposal (IAEA Technical Report Series No. 177, IAEA Safety Series n°54; IAEA Safety Series n°60) and the EC work.
- Acceptance by local Municipality and pre-published procedures for site evaluation and acceptance. Selection of the Bruce site resulted from an approach to OPG by the local municipality. (True for other programmes as well!). NUMO decision to proceed with a volunteering approach was driven by the recognition of the great importance of public acceptance. NUMO developed the stepwise siting procedure and following the NSC guideline, NUMO published the “Siting Factors for the Selection of Preliminary Investigation Areas” in 2002, which discusses how the factors that determine site suitability are determined. These factors are effectively the criteria that will be used to determine the acceptability of a volunteer – or to compare volunteers if there are too many of them to go through to the Preliminary Investigation (PI) stage. The siting factors provide guidance and constraints for safety case development, specifically focused on geological stability in the early stage of repository programme. Siting factors for the later siting stages will be developed and have a similar role for future safety case development. Based on the constraints given by the siting process, NUMO has adopted an approach that aims to maximise the flexibility to tailor repository concepts to the diversity of suitable siting environments which may be found and to encourage involvement of local communities in decision making.
- Siting predetermined or decided politically. BfS notes that siting was predetermined.

Furthermore, USDOE-YMP notes that a formal siting guidelines publication was promulgated as a regulation, and the proposed repository was evaluated against those guidelines leading to a formal decision by the Secretary of Energy, the U.S. Congress, and the President, designating Yucca Mountain as the national repository for high-level waste and spent nuclear fuel in 2002. It may also be noted that given the importance of site characteristics in many programmes, site characterisation activities need be given major consideration in the overall development. OPG notes that site characterisation activities have been given major consideration in the overall development of the DGR. The technical approach to address these topics is defined in a Geoscientific Site Characterisation Plan (SCP).

The following *design principles* have been listed by respondents:

- Searching for robustness, e.g. by application of multiple barriers providing multiple safety functions. Posiva applied the multi barrier principle to enhance the robustness of the system

in case of defect in a single barrier. Radionuclides released from a defective canister undergo retention, retardation and dilution by other barriers in particular slow release from the spent fuel, slow aqueous diffusive transport in the buffer and slow transport in the geosphere. Andra applies the robustness principle and notes that it means that the characteristics of the repository components must be such that they can guarantee maintaining their functionalities against reasonably imaginable disturbances despite residual uncertainties. Generally, the concepts retain the solutions which are as robust as possible against external disturbances and uncertainties. The system is long-term safe in a robust way (BfS, GRS-B and Colenco). Long-term safety ensured by the robustness of the post-closure safety case is a key design factor for NUMO. Due to Japan's complex geology, an engineered barrier system (EBS) with sufficient margins in its isolation functions to accommodate a wide range of geological environments and their potential future states was developed in H12 (NUMO and JAEA). However, in NUMO strategy for iterative development of the basic repository concept as the process of site selection and characterisation progresses each of the identified "design factors", not only long-term safety, is examined in order to assemble a repository design option. SKB applies the use of multiple barriers (canister, buffer and host rock) providing multiple safety functions (isolation and retardation broken down into a number of lower level functions). (Similar answer by Nagra).

- Design with demonstrable safety functions. Andra selects the repository concepts so that their safeness can be checked as easily as possible and without calling for complex demonstrations subject to caution, but notes that demonstrability is a relative notion and that the simplicity of a check is not a goal in itself. One design principle of BfS is that safety can be demonstrated. SKB have selected materials so that their long-term properties are verifiable.
- Ensuring operational safety, i.e. both conventional and radiological safety of construction, operation, closure and decommissioning (listed by NUMO and JAEA, but certainly applies to most all other respondents as well).
- Application of well-known techniques. One design principle by BfS is that well-known techniques are applied. Design factors considered by NUMO include: engineering feasibility/quality assurance; fundamental feasibility of construction and operation to defined quality levels; engineering reliability: practicality of implementation in view of boundary conditions (e.g. emplacement rate) and robustness with regard to operational perturbations. The SKB engineered barriers are made of naturally occurring materials that are stable in the long term in the repository environment.
- Searching for long-term isolation and containment in the EBS. In the Posiva case the safety of the disposal is based mainly on long-term isolation and containment of radionuclides in the copper iron canisters.
- The barriers are passive, i.e. they function without human intervention and without artificial supply of matter or energy (noted by SKB).
- Locating the repository at a sufficient depth to provide protection against any surface or near-surface processes and human activities: Posiva (as well as SKB) will locate the repository at sufficient depth to provide protection against any surface or near-surface processes and human activities.
- Consideration of thermal and other functional requirements. Posiva notes that as part of the repository design, dimensioning analyses should include thermal analyses covering the thermal evolution of the repository system, thermo-mechanical analyses and thermo-hydro-mechanical analyses to study the behaviour of the EBS system in transient phases. Furthermore, Posiva rock suitability criteria considers respect distances to fracture zones

with potential of causing larger movement than 0.1 m in case of postglacial earthquakes, respect distance to major water-conducting fracture zones, groundwater salinity, rock mechanical properties, thermal properties etc. The repository is designed by SKB so that temperatures that could have significant detrimental effects on the long-term properties of the barriers are avoided. Canisters deposition holes must follow respect distances from major deformation zones and must not be intersected by too large fractures.

- Flexibility as regard detailed solutions and allowing for new techniques. A flexible strategy (horizontal/vertical, two disposal stores) in the design proposal has been applied, by RAWRA. In the phase of the evaluation of basic design alternatives BfS included the use of new techniques. The NUMO structured approach provides a procedure to develop repository concept considering advances in technology, science as well as changing requirements from stakeholders.
- The final adjustment of layout adaptation will be done according to the quality of the rock that is found in advancing the construction steps. Posiva has established a method for evaluating the suitability of the site during the course of its construction by comparison of the anticipated conditions with those subsequently measured underground. The final rock volumes and position of tunnels and deposition holes will be designed following pre-determined rock suitability criteria. However, the final adjustment of layout adaptation will be done according to the quality of the rock that is found in advancing the construction steps.
- Compartmentalisation and solidification of wastes. According to Nagra a repository design, where in the case of intrusion only a small part of the repository is affected, is beneficial. This can be achieved by compartmentalisation; i.e. each SF/HLW waste package forms an isolated compartment with no hydraulic shortcut to the next one and waste emplacement tunnels are widely spaced.
- QA. SKB currently develops QA procedures for canister fabrication, repository construction and operation.
- Preservation of information. Nagra notes that measures must be taken to ensure that information regarding the purpose, location, design and contents of the repository are preserved so that future generations are made aware of the consequences of actions they may choose to take that might affect the performance of the disposal system.
- Costs kept within a reasonable bandwidth. One design principle applied by BfS is that the costs for closure of the repository will be kept within a reasonable bandwidth. NUMO considers socio-economic aspects, i.e. factors contributing to costs and acceptance by all key stakeholders.
- Development of formal design requirement management systems: With respect to design principles, DGR Conceptual System Requirements are under development by OPG. This document will direct development of all aspects of the engineering components of the DGR. The RMS and KMS developed by NUMO and JAEA respectively, have similar objectives.
- Application of Multi-Criteria Analysis (MCA): In preparation of the SFC 1, Ondraf/Niras is currently developing a formal design requirement management system. For the selection of the reference design (supercontainer design) a Multi-Criteria Analysis (MCA) was conducted taking due account of the safety functions and more specifically of the safety reserves the different designs can provide.
- Retrievability, i.e. ease of waste package retrieval after emplacement (NUMO).
- Environmental impact: extent of all environmental impacts associated with repository implementation (NUMO).

As noted under siting principles, others design principles have possibly also been applied. Furthermore, the adequacy of some of the principles listed above could possibly be questioned in some programmes. Finally, it could be noted that the design of the repository and particularly the position of the emplacement chambers within the former mine were already given when BfS, GRS-B and Colenco developed the safety case.

### ***3.2.2 Monitoring and retrievability***

Some regulations require post closure monitoring and may also see that some facilities, such as surface impoundments for tailings, may need to rely on institutional controls for a more extended period of time. In contrast, other regulations have no requirements explicitly connected to monitoring or retrieval. If provision were to be made for waste retrieval, it would be very important to consider the overall safety implications. It is implied that such measures should have a minor or negligible influence on repository safety to be permissible.

Post closure monitoring is planned by most organisations. However, this is not necessarily seen as key component of the safety case. Some see retrievability as an important argument leaving future generations the ability to make decision about the repository process (reversibility). Most allow for retrievability at least during the operational phase and note that it is usually possible also in the post closure phase. Among respondents there is generally no action taken on revising disposal concepts to dramatically facilitate waste retrieval, although some note that retrieval is easier during early parts of the post close phase.

#### *Compilation of answers*

CNSC recognises that in spite of design optimisation, some facilities, such as surface impoundments for tailings, may need to rely on institutional controls for a more extended period of time. Any intention of relying on institutional controls to ensure long-term safety should be documented and justified in the long-term assessment. In contrast, SSI/SKI have no requirements explicitly connected to this. However, a paragraph in SKI FS 2002:1 states that measures adopted to facilitate monitoring and retrievability should be analysed and reported. It is implied that such measures should have a minor or negligible influence on repository safety. Furthermore, the Act on Nuclear Activities clearly implies that repository should be constructed for final disposal rather than storage. In the United Kingdom, there is a regulatory requirement for monitoring to address the changes caused by construction and waste emplacement. There is no regulatory requirement to facilitate waste retrieval, although this approach is advocated by Nirex and has been considered by the Committee on Radioactive Waste Management. If provision were to be made for waste retrieval, it would be very important to consider the overall safety implications. GRS-Cologne notes that no requirement for retrievability is made. It is however required that, if any provision for retrievability will be implemented, this must not compromise post-closure safety.

Retrievability is at the moment not a formal requirement for a repository for HLW and spent fuel, but is seen by Ondraf and Niras as an element of flexibility.

The Posiva disposal is planned so that no monitoring of the disposal site is required to ensure the long-term safety. Best available technology will be applied. The retrievability of the waste is maintained.

Regarding the reversibility, beyond the ability of removing already emplaced waste packages, Andra concept of reversibility means (i) the possibility of gradual and “flexible” operation of the repository process, leaving future generations the ability to make decision about the repository process; and (ii) the ability to make evolving the repository design during the repository process.

Accordingly, the repository process is broken down into successive stages by allowing for an observation period, before deciding to keep the installation as it is, to go ahead on to the next stage or backwards to the previous stage.

NUMO and JAEA note that NSC and NISA require retrievability until the repository is closed. NSC also requires monitoring at each step from the beginning of the site characterisation up to decommissioning of the repository. These requirements should be considered in siting and design principles.

SKBs final approach to monitoring has not been established. The safety case is, however, not based on any (potential) information from monitoring of a sealed repository. The KBS-3 method does allow retrieval. However, no particular measures are taken to facilitate retrieval.

The Nagra repository concept conforms to the recommendations of EKRA and the Swiss Nuclear Energy Law, and involves an extended period of monitoring, during which retrieval of the waste is relatively easy, and the emplacement of a representative fraction of the waste in a pilot facility to test predictive models and to facilitate the early detection of any unexpected undesirable behaviour of the system should this occur. Thus, opportunities are provided for review and possible reversal of decisions, including the retrieval of emplaced wastes.

According to USDOE-YMP monitoring will be conducted during operations, and after permanent closure. Retrieval is to be possible during operations, but need not be possible after permanent closure of the repository.

### ***3.2.3 Guidelines or criteria for waste conditioning and waste acceptance***

While regulators may comment on waste conditioning and waste acceptance requirements developed by the implementer a final thorough and comprehensive evaluation will not be done until a license application has been submitted. The regulators may impose additional conditions if a license is given.

All programmes with heat producing waste have some thermal requirements. These are generally defined as maximum allowed heat output or maximum allowed temperature (in a specified repository environment). Examples of other listed requirement include, a solid waste form, each of the waste packages must have a well-defined radionuclide and material inventory that is known with reasonable accuracy, and design of waste canisters and arrays of waste canisters to ensure nuclear sub-criticality.

#### *Compilation of answers*

SSI and SKI note that detailed requirements such as maximum allowed thermal output for each canister are currently being developed by the implementer SKB. They will be commented on by the regulators in the context of safety assessment review, but a final thorough and comprehensive evaluation will not be done until a license application has been submitted. Additional conditions may be imposed by the regulators if a license is given. For operational waste, waste acceptance criteria for disposal in the SFR repository are sometimes being revised and developed by SKB and reviewed by the authorities, but this is considered outside the scope of this questionnaire response. UK/EA expects waste producers to assess the suitability of any waste products for ultimate disposal. For importation of any radioactive waste Swiss law require an importation licence. GRS-Cologne notes that according to the draft safety requirements the applicant has to specify requirements for the respective types of radioactive waste to be emplaced.

Thermal requirements are put on waste packages for heat producing waste, i.e. containing HLW and spent nuclear fuel. Ondraf and Niras note that HLW waste packages are designed to respect thermal limitations, e.g. number of spent fuel assemblies placed in a disposal container. RAWRA requires that the temperature on the interface canister/filling shall not exceed 90°C. Posiva thermal dimensioning is done adjusting the heat power per canister and the spacing of the deposition holes and tunnels SKB limits the maximum heat output from the waste packages to 1 700 Watts. Nagra has defined the maximum thermal power of waste packages. USDOE-YMP notes that the heat output from waste packages will need to meet criteria set for container surface temperature and for rock wall heating. GRS-Cologne notes that either the radionuclide concentration within the waste package has to be limited or the emplacement density of the waste packages has to be adapted in a way that temperature limits resulting from the design requirements for the repository and the host rock are kept, taking into account the planned configuration in the repository.

Several require a solid waste form. Ondraf/Niras' system of waste acceptance criteria specify that the end-product of waste processing and conditioning should be a solid waste form (excluding free liquids), and has to be compatible with the disposal environment). The USDOE-YMP waste acceptance criteria specify only solid wastes and that all commercial spent nuclear fuels and defence-related borosilicate glass wastes will be accepted. RAWRA requires waste to be solidified, containing no liquids and dangerous substances. GRS-Cologne notes that waste is to be disposed of in solid or solidified form. No self-inflammable or potentially explosive waste packages must be emplaced.

The basic principle of Atomic Energy Commission of Japan for conditioning of high-level radioactive waste from a reprocessing plant is to solidify it into a stable form. The Act defines "specified waste" as HLW from reprocessing and this is where all NUMO efforts are concentrated. The planned development programme for a first HLW repository is based on an assumed capacity of 40 000 waste packages each containing 150 litres of vitrified waste, corresponding to reprocessing of all spent fuel expected to be produced up to 2020. The specification of an inventory of at least 40 000 waste packages is seen as a sensible goal (covering a major part of the wastes produced by the current generation of nuclear power plants). A 40 000 package inventory is thus used as a planning basis, but flexibility for optimised utilisation of a suitable site is explicitly considered.

Nagra requires design of waste canisters and arrays of waste canisters for spent fuel to ensure nuclear sub-criticality (in conjunction with a requirement for minimal burnup of the spent fuel). Nagra also notes that criticality is mainly an issue in the context of disposal of spent fuel. Nagra also requires that each of the waste packages must have a well-defined radionuclide and material inventory that is known with reasonable accuracy. GRS-Cologne notes that criteria require the emplacement concept and the admissible proportion of fissile material in the waste to be specified in a way that the waste packages remain sub-critical.

OPG will require overpacking packages showing signs of deterioration so that they can be handled safely and so that retrievability is ensured for sufficient period. No liquid wastes or explosive materials are stored on an interim storage basis and will not be received at the DGR. OPG notes that the DGR will receive low- and intermediate-level waste, which is not expected to generate significant heat.

Andra has established with the collaboration of waste producer a "knowledge report" describing the level of knowledge from the producer point of view for many parameters (activity for 144 radionuclides for which the life period is over six months, thermal power, mechanical properties..) per each primary waste. Those reports help in establishing the waste inventory model (MID), which groups wastes primary into reference waste packages in view of focusing the repository development, the safety analysis on to a similar and reasonable number of family of wastes.

Nirex has developed the Generic Waste Package Specification (GWPS) which defines and justifies the standards and specifications that should be used as the basis for the design, assessment and production of waste packages to ensure compatibility with long-term waste management plans, including disposal in the Nirex Phased Geological Repository Concept (PGRC). Certain guidelines or criteria in the GWPS are relevant to the post-closure safety case, including the use of solid grouted wasteforms, the need to exclude free liquids from and minimise voidage in wasteforms. Limits are also imposed on gas generation, maximum heat output and the fissile material content of waste packages.

Nagra has also prepared a number of documents containing detailed waste specifications (and assessments of operational and long-term safety) to support applications to import various reprocessing wastes (vitrified HLW, long-lived ILW).

### **3.3 Assessment strategy**

According to the NEA Safety Case brochure, the assessment strategy must ensure that safety assessments capture, describe and analyse uncertainties that are relevant to safety, and investigate their effects.

In fact, uncertainty assessment is a key component of most safety assessments. Approaches taken essentially follow those listed in the brochure, but the approach of using function indicators as a tool for scenario selection is possibly a new development. In most assessments deterministic and probabilistic calculations are seen as complementary and both approaches are adopted. Actually applied FEP exclusion criteria generally concern low likelihood to occur, if they would have trivial impact or if regulatory provisions exclude them. Most regulators, but not all, accept a separate treatment of future human action scenarios. Many, but not all assessments consider the risk of the intruder. Conservative assumptions are acceptable to handle situations where knowledge is lacking or phenomenon is poorly understood. Model evaluation should include sensitivity analyses as well as uncertainty and importance analysis to show which parameters control the variability in model output. Most implementers apply some alternative models, but possibly, the depth of consideration of alternative models is a matter of argument between implementer and regulator.

Regulators generally accept stylised approaches for assessing aspects of scenario analysis, for assessing future human actions and for assessing the biosphere evolution. However, the extent of stylising is still a matter for interpretation. Most consider “what-if” cases, usually postulating loss of barrier function(s). However, their rationale, as well as the view whether they lie outside the risk contribution slightly varies between respondents. Several examples of handling diverse opinions are applied.

#### ***3.3.1 Management and treatment of uncertainty***

Management and treatment of uncertainty is a key regulatory concern. A formal uncertainty analysis of the predictions to identify the sources of uncertainty is needed. A consistent and structured way of describing and handling of uncertainties is required. The developer will need to demonstrate that the safety case takes adequate account of all relevant uncertainties, and the regulatory guidance does not specify the approach that must be followed.

Uncertainty assessment is a key component of most safety assessments. However, it is still an issue under development in some programs. It may also be noted that appropriate site selection, in particular in terms of the long-term stability of geological environments, and repository design based on reliable technology are keys to minimise uncertainties in the long-term performance of the system. Nevertheless, uncertainty can never be completely eliminated. In this regard, multiple lines of arguments independent from safety/performance assessment are essential to enhance confidence.

Cited examples of handling scenario and system uncertainty include:

- Broad range of scenario selection, including assessment of highly unlikely “what-if” cases to explore the robustness of the system.
- Comprehensive assessment of FEPs through a structured and systematic approach, including QA and internal review or bias audit groups.
- Using safety functions as a tool for a structured approach to scenario selection.

Main examples of handling model uncertainty include:

- Structured and quality assured approach for assessing and documenting scientific understanding of processes and their modelling in the safety assessment in special process reports or knowledge reference documents
- Formulation of alternative conceptual models – selection of conservative assumptions.
- Applying both detailed mechanistic models and more simple assessment or insight models as well as alternative modelling approaches.

Cited examples of quantifying data uncertainty include assessing and documenting data and data uncertainties systematically according to established routines and reviews. Uncertainty is quantified both as probabilistic distributions and by providing best estimate and conservative values. A few organisations apply formal elicitation in which measured values are supplemented by the judgement of suitably qualified and experienced experts on the basis of various research data, and can take into account any scarcity of data, uncertainty or bias from measurements. Sensitivity analyses with deterministic models and uncertainty analyses (probabilistic analysis) are the cited means of assessing the impact of data uncertainty.

#### *Compilation of answers*

CNSC expects a formal uncertainty analysis of the predictions to identify the sources of uncertainty. This analysis should distinguish between uncertainties arising from input data; scenario assumptions; the mathematics of the assessment model; and the conceptual models. Posiva notes that in accordance with the Government Decision on the safety of the disposal of spent nuclear fuel (Government of Finland, 1999), a safety assessment shall include uncertainty and sensitivity analyses and complementary discussions of such phenomena and events which cannot be assessed quantitatively. The SKI guidance (SKI FS, 2002:1) suggests that evaluation of uncertainties is a key component of safety assessment work. A consistent and structured way of describing and handling of uncertainties is required. The SSI guidance (SSI, 2005) on cut-off times and presentation of the risk analysis reflects the fact that the value of quantitative risk calculations for compliance demonstration will decrease as uncertainties increase with time. A different level of ambition is required the first 1 000 years, the time including a full glacial cycle (i.e. about up to 100 000 years) and times up to 1 million years. According to the UK/EA the treatment of uncertainty is central to the establishment of a post-closure safety case. The developer will need to demonstrate that the safety case takes adequate account of all relevant uncertainties, and the regulatory guidance does not specify the approach that must be followed. GRS-Cologne notes that in the draft safety requirements it is demanded that the implementer – in the course of stepwise repository development and optimisation – establishes a consistent uncertainty management. He should, as part of the safety case at each step, present statements on the uncertainties not resolved so far, their relevance for safety, and approaches for their further treatment e.g. by further R&D work or by robust repository design. At each step, identified uncertainties have to be accounted for in the long-term safety demonstration. It has to be distinguished between scenario, model and parameter uncertainties, being aware that such a categorisation is always somewhat arbitrary, subjective and dependent on the chosen modelling and assessment approaches.



No distinction will be required between so-called subjective and so-called stochastic uncertainties. Nevertheless, the implementer is asked to provide a clear discussion of the sources of each uncertainty and to analyse their sensitivity with regard to performance and safety. For uncertain parameters or assumptions amenable to quantification, either conservative choices are to be made or reasonable probability density distributions are to be derived. In either case, decisions have to be justified and to be documented in a traceable manner. For each likely or less likely scenario to be considered in assessment calculations, a probabilistic uncertainty analysis has to be carried out.

Uncertainty assessment is a key component of most safety assessments. OPG recognise uncertainty in the long term in the safety case by development of a range of quantitative and qualitative arguments for safety. Andra takes provisions, by choice of a very stable geological medium and by compartmentalisation of the repository into zones to prevent interactions between various kinds of waste, which would allow overcoming uncertainty consequences. Uncertainties are systematically investigated and their potential effects are examined, particularly in qualitative safety analyses. Uncertainty assessment is a key aspect of the SKB SR-Can work. Nirex notes that a systematic and adequate treatment of uncertainties in a performance assessment is essential and in the United Kingdom the regulatory guidance would tend to favour a probabilistic approach. Nirex has tended to fulfil this requirement by conducting PSA studies and by considering a range of scenarios. Nagra investigated the impact of uncertainties in Project Opalinus Clay by considering a range of possibilities for system evolution sufficiently wide to cover all reasonable future evolutions. These were analysed by the use of alternative conceptual models and by the use of alternative parameter sets, leading to a large number of assessment cases. NUMO and JAEA take a bounding approach, involving selecting a set of scenarios for possible evolution of the system, applying a range of possible alternative conceptual models and selecting conservative data. The general methodology internationally developed has been used, with specific features depending on the Japanese disposal system. They also note that appropriate site selection, in particular in terms of the long-term stability of geological environments, and repository design based on reliable technology are keys to minimise uncertainties in the long-term performance of the system. Nevertheless, uncertainty can never be completely eliminated. In this regard, multiple lines of arguments independent from safety/performance assessment are essential to enhance confidence.

However, it is still an issue under development in some programs. Ondraf/Niras notes that as this aspect was not treated in a systematic and satisfactory manner in SAFIR 2, this is seen as one of the major challenges in the preparation of the SFC 1 (work in progress). In the actual stage of the programme, RAWRA has not adopted any obligatory strategy for treating uncertainty. By regulation, no restrictions exist in this point.

Cited examples of handling *scenario and system uncertainty* include:

- Broad range of scenario selection, including assessment of highly unlikely “what-if” cases to explore the robustness of the system: OPG assesses a range of scenarios including a less likely scenarios and “what-if” scenarios. Posiva illustrates significance of barrier functions by means of bounding and “what if” analyses. SKB uses bounding calculation cases to explore the robustness of the system to the effects of alternative ways of selecting scenarios, including unrealistic scenarios that can put an upper bound on possible consequences. BfS/GRS-B/Colenco makes a pessimistic definition of the scenarios, e.g. with respect to time and rate of brine inflow into the mine. Nagra arranged cases into discrete groups dealing with the reference scenario, release of radionuclides via the gas pathway, “what-if?” situations to illustrate the robustness of the system, design/system options and different (stylised) possibilities for future human actions and for the characteristics and evolution of the biosphere. GRS-Cologne notes that the choice of scenarios with highly speculative character, namely of those assuming direct human intrusion, will be guided in the guidelines which are presently being developed. In H12, scenarios are classified into the Base Case

scenario, Perturbation scenarios and Isolation Failure scenarios. Some of the Isolation Failure scenarios are evaluated as a what-if type scenario. Assessment cases are defined in each scenario category (NUMO and JAEA).

- Comprehensive assessment of FEPs through a structured and systematic approach, including QA and internal review or bias audit groups: SKB generally handles system uncertainty through the proper management of FEPs in the SR-Can FEP database according to established routines. Influences between processes are handled, in the Process reports, by systematically going through a set of defined physical variables that could mediate influences and by the systematic treatment of boundary conditions for each process. In Project Opalinus Clay, Nagra established a bias audit group with a number of well-defined tasks (e.g. to minimise the possibility that some important FEPs might have been overlooked, to ensure that all relevant scientific understanding was taken into account in the definition of assessment cases, to ensure that the information and computer codes used in the safety assessment were appropriate, etc.). GRS-Cologne notes that uncertainties concerning potential future evolutions of the repository system are addressed by requiring a well-structured procedure for the development of scenarios in order to ensure that a comprehensive set of reasonable scenarios will be considered. The procedure should make use of national and international FEP databases and ensure the traceability of every decision made during the development process. In Nirex approach any FEPs not considered within the base scenario must either be screened from the assessment basis (with a justification for their irrelevance or insignificance) or considered within a variant scenario. However, consideration within a variant scenario does not necessarily imply explicit representation of a specific FEP, many FEPs have a similar impact on system performance. NUMO and JAEA acknowledge the provision of a comprehensive FEP (features, events and processes) as a starting point to develop scenarios for performance assessment.
- Using safety functions as a tool for a structured approach to scenario selection: SKB handles scenario uncertainty is through a structured and logical approach based on: the use of safety function indicators in order to focus the selection on safety relevant issues; QA measures to ensure that all FEPs have been properly handled in the assessment; and independent internal reviews.

Main examples of handling *model uncertainty* include:

- Structured and quality assured approach for assessing and documenting scientific understanding of processes and their modelling in the safety assessment in special process reports or knowledge reference documents: Andra made up knowledge reference documents in order to provide a complete view of the scientific understanding on the following studied components: geological medium, engineered materials, packages, etc. They describe the state of knowledge, correlatively identify the lack of knowledge and thus contribute in determining the sources of uncertainty and orienting the actions to reduce them. Once a good level of knowledge is reached on each component and the global architecture is defined, the evolution of the repository over space and time is described as finely as possible. The systematic work led to a list of uncertainties (on phenomenology, models, data, component characteristics...). SKB essentially handles conceptual uncertainty for internal processes in the Process reports. For each process, the knowledge base, including remaining uncertainties, is described and, based on that information, a handling of the process in the safety assessment is established. GRS-Cologne notes that the conceptual, mathematical and numerical models (including codes) to be used in the assessments shall be developed according to established quality assurance procedures. Verification, validation and confidence building shall be carried out according to the state of the art in science and technology.

- Formulation of alternative conceptual models – selection of conservative assumptions. GRS-Cologne notes, that if there are doubts concerning modelling assumptions or with regard to the presence and/or nature of processes, alternative assumptions shall be explored. If possible, conservative assumptions should be used and/or the robustness of the system against such uncertainties should be demonstrated. (For other respondents, see responses in Sections 3.3.5 and 3.3.7). In H12, deterministic analyses are performed using an altered model from the model, which is used at the reference case (NUMO and JAEA).
- Applying both detailed mechanistic models and more simple assessment or insight models as well as alternative modelling approaches: OPG applies a suite of assessment models, both simple and detailed. According to Posiva employing of relatively simple deterministic models facilitates comprehensive uncertainty analyses. BfS employed two contractors using different codes and, as a consequence, partially different models. Nagra employed both detailed mechanistic models and more simple assessment or insight models as well as alternative modelling approaches (e.g. in the case of spent fuel dissolution, where two different process models were employed to generate time-dependent fuel dissolution rates as input to the assessment model).

Cited examples of quantifying data uncertainty include:

- Assessing and documenting data and data uncertainties systematically according to established routines and reviews. SKB handles data uncertainties according to established routines described in the data report. Quality assurance is obtained through the use of a template for data uncertainty documentation, through clearly defined roles for participating experts and generalists and by the use of external reviews prior to finally establishing input data for the assessment. Similar to SKB, Nagra handles data uncertainties according to established routines described in the safety report.
- Nirex quantifies uncertainties in data in terms of “probability density functions” (PDFs) that give the relative likelihood of different parameter values. The PDFs can be based solely on measured values, or, more usually, are generated at a formal elicitation in which measured values are supplemented by the judgement of suitably qualified and experienced experts on the basis of various research data, and can take into account any scarcity of data, uncertainty or bias from measurements.
- Data uncertainties are quantified considering both as probabilistic distributions or by providing best estimate and conservative values. Posiva quantification is based on systematic combinations of the best-estimate and conservative parameter values. RAWRA usually adopts the conservative approach in data application, and probabilistic method is used for sensitive data application as migration parameters.

Sensitivity analyses with deterministic models and uncertainty analyses (probabilistic analysis) are the cited means of assessing the impact of data uncertainty. OPG performs sensitivity analyses, and uses both probabilistic and deterministic treatments. BfS/GRS-B/Colenco varied single parameters deterministically in order to investigate the influence of the specific parameters. A global uncertainty and sensitivity study is performed by assigning a distribution function to every parameter and performing a probabilistic safety analysis. In H12 deterministic analyses are conducted using varied parameters from those used at the reference case analysis (NUMO and JAEA).

### **3.3.2 Probabilistic/deterministic**

From a regulatory perspective deterministic and probabilistic calculations are seen as complementary, even in cases where the acceptance criteria are in terms of risk. However, the

approach used should be justified with respect to the assessment context, and should provide results in a form consistent with the form of the acceptance criteria.

In most assessments deterministic and probabilistic calculations are seen as complementary and both approaches are adopted. Probabilistic methods provide a mathematical means of handling the wide range of uncertainties and spatial variability in input data. Since the impact of a parameter can be completely different under different conditions (non-linearity of the system), deterministic variation of single parameters may not be sufficient and a probabilistic assessment can be more appropriate than choosing a “conservative” parameter set. Deterministic cases can provide a clear illustration of the impact of individual uncertainties and design variations. They could also be more efficient when presenting the results to various stakeholders.

#### *Compilation of answers*

The CNSC is willing to accept either or both approaches, but the approach used should be justified with respect to the assessment context, and should provide results in a form consistent with the form of the acceptance criteria. SSI regulations (SSI, 1998) specify a risk target for the design of the repository. SSI guidance does not, however, require a strict probabilistic approach to the risk analysis. The UK/EA does not specify any particular approach. In a major safety case for a deep geological facility, it is likely that deterministic and probabilistic approaches would be used where appropriate. According to GRS-Cologne a probabilistic approach is required in order to fully explore the parameter space. Complementary deterministic analyses might be useful in order e.g. to clarify where the “best belief” concerning the conceptualisation is situated in relation to the manifold of realisations, to identify local sensitivities, to investigate realisations with high consequences etc.

To Ondraf/Niras deterministic and probabilistic calculations are seen as complementary and both approaches are adopted. The deterministic approach present advantages when interpreting the results in terms of compliance and when presenting the results to various stakeholders. Probabilistic calculations are a tool for evaluating some type of uncertainties (combined parameter value uncertainty) and sensitivities. Similar answers are given by Posiva, OPG and BfS, GRS-B and Colenco. However, BfS, GRS-B and Colenco also point out that since the impact of a parameter can be completely different under different conditions (non-linearity of the system), deterministic variation of single parameters is, however, not sufficient. The parameter space of the reference scenario is covered by probabilistic calculations in a way that includes selected alternative scenarios. This approach is preferred to the practice of choosing a “conservative” parameter set. To SKB probabilistic calculations are used essentially as a means of handling data uncertainty and spatial variability in the modelling of radionuclide transport and dose. The probabilistic approach is used to address most of the uncertainties in Nirex post-closure assessments of the radiological risk from the groundwater pathway. Statistical analysis of the results of a probabilistic calculation can be used to explore the sensitivity of the performance measure e.g. risk to the uncertain model parameters and is also consistent with current regulatory guidance in the United Kingdom, as an important regulatory requirement is the calculation the expectation value of risk for comparison with the regulatory risk target.

In accordance with the French Safety Rule RFS.III.2.f, Andra mainly adopted the deterministic approach. This is implemented at two different stages; first for the definition of the SEN (normal evolution scenario) and SEA (altered evolution scenario), and then during the scenarios modelling computation and analysis itself. In addition to this main deterministic approach, a preliminary probabilistic study has also been carried out taking into account the simultaneous variation of several parameters. The purpose is to back up the lessons learnt with the deterministic studies and assess the effects of joint variations of several parameters according to probability density functions adopted for each one.

NUMO and JAEA note that a deterministic approach was taken in the H12 approach with some complementary probabilistic calculations. The deterministic approach is mainly adopted as the assessment results can be more transparently interpreted. However, the NSC is discussing on the application of risk-based safety regulation which is based on the disaggregated approach. The discussion on the likelihood of scenarios to be considered in the assessment would be needed more explicitly in the future safety assessment.

The emphasis in Nagra Project Opalinus Clay was on the one-by-one (“deterministic”) analysis of assessment cases, since this approach was considered to give a clear illustration of the impact of individual uncertainties and design variants. Probabilistic calculations were, however, also used to explore systematically the consequences of different combinations of parameters that fall within the ranges of uncertainty. In a major safety case for a deep geological facility USDOE-YMP finds it likely that deterministic and probabilistic approaches would be used where appropriate.

### ***3.3.3 FEP Exclusion criteria***

From a regulatory perspective the approach and screening criteria used to exclude or include scenarios should be justified and well-documented. Actually applied FEP exclusion criteria generally concern low likelihood to occur or if they would have trivial impact. Methods to make such judgements include expert judgement and screening calculations. Furthermore, FEPs with a positive effect on the safety are excluded when their conceptualisation is very complicated compared to their benefit. Other cited reasons to exclude FEPs are: regulatory provisions exclude them, they are outside the bounds or scope of the safety case or shown to be of no importance by e.g. previous assessments, accepted knowledge, review or audits.

However, some in some assessments the methodology of subsuming replaces that of screening, unless the FEP is considered to be immaterial to the system performance. Subsuming of scenario representations involves considering a specific scenario representation in relation to a more general case. If the specific scenario representation has a conditional risk, which is similar to or lower than the general case it can be subsumed into the general case.

#### *Compilation of answers*

From a regulatory perspective the approach and screening criteria used to exclude or include scenarios should be justified and well-documented (CNSC). According to SSI/SKI sufficient justification is needed for the exclusion of FEPs from detailed consideration and expert elicitation and peer review are examples of methods for providing a higher level of assurance that the exclusion is reasonable. Similarly, the UK/EA would require the implementer would to present relevant arguments, which would be reviewed by the regulators. According to GRS-Cologne special consideration should be given to the categorisation of FEPs and resulting scenarios with regard to their relevance for safety functions and their likelihood of occurrence.

Applied FEP exclusion criteria generally concern low likelihood to occur or if they would have trivial impact (CNSC, RAWRA, BfS, NUMO and JAEA, SKB, SSI and SKI, Nagra). Methods to make such judgements include expert judgement and of screening calculations (OPG, Ondraf and Niras, SKB, Nagra, USDOE-YMP). Andra notes that a qualitative safety analysis (QSA) methodology was developed for detailed consideration of FEPs in the Dossier 2005 Argile. A first objective is to identify whether the uncertainties are correctly covered. If some of the uncertainties are not, it must be confirmed that they would have little impact on the repository, or that they refer to very unlikely situations. Furthermore, FEPs with a positive effect on the safety are excluded when their conceptualisation is very complicated compared to their benefit (BfS, SKB, Nagra). Other cited reasons to exclude FEPs are: if regulatory

provisions exclude them (Nagra, USDOE-YMP), outside the bounds or scope of the safety case (BfS, SKB, Nagra) or already shown to be of no importance by e.g. previous assessments, accepted knowledge, review or audits (Ondraf/Niras, Posiva, BfS, GRS-B, Colenco, SKB). In H12 FEPs were also screened based on suitable site selection or on suitable design (NUMO and JAEA).

In previous studies, Nirex screened scenarios using expert judgement. However, in the current Nirex approach, the methodology of subsuming replaces that of screening, unless the FEP is considered to be immaterial to the system performance. The overall aim is to apply a principle of caution to subsume scenario representations at the highest possible level (for example, into the base scenario whenever appropriate) and hence to treat explicitly only those scenario representations which cannot be subsumed. Subsuming of scenario representations involves considering a specific scenario representation in relation to a more general case. If the specific scenario representation has a conditional risk which is similar to or lower than the general case it can be subsumed into the general case. For example, any variant scenario with a conditional risk less than or equal to the base scenario can be subsumed into the base scenario. This will always be conservative, regardless of the probability of occurrence for the variant scenario, as the base scenario is taken to have probability one.

### ***3.3.4 Scenarios for human intrusion***

Most regulators, but not all, accept a separate treatment of future human action or human intrusion scenarios. The purpose of these scenarios is rather to illustrate the impact on the repository's protective capability after the human disturbance and to provide a basis for exploring possible measures. Reasonable efforts should be made to limit the dose from a high-consequence intrusion scenario, and to reduce the probability of the intrusion occurring, but the impacts need not be factored into the overall risk estimates. Furthermore, it may be noted that the Swedish regulations, issued by the SSI do not require reporting of risk to the intruder.

Many, but not all assessments consider the risk of the intruder. Some have more focus on the potential impacts on long-term safety due to the fact that a direct pathway from the repository to the biosphere would exist for some time period.

A stylised approach, compared to other scenarios, is usually adopted. However, the word "stylised" may be interpreted differently (see also Section 3.3.8). It may mean accepting a different (higher) risk limit for these scenarios, whereas others note that future human action scenarios need to be stylised, in the sense that the actual mode and likelihood of penetration are not known. It is also suggested that quantitative assessments of risk based on evaluations of frequencies of human activities observed in the recent past are not intended to be predictions of future human behaviour and of its consequences. Rather, by basing them on current technology and behaviour, they provide present-day society with an understandable basis for deciding whether the wastes would be sufficiently isolated and contained. It may also be noted that some organisations still discuss the approach to take with their regulator.

#### *Compilation of answers*

According to the CNSC disruptive, events usually cannot be integrated directly into the normal evolution scenario where barriers are assumed to remain intact for their entire design life. Such events, even those that can be predicted to occur once or more during the assessment period, may have to be assessed separately and included in the interpretation of the normal evolution scenarios. Reasonable efforts should be made to limit the dose from a high-consequence intrusion scenario, and to reduce the probability of the intrusion occurring. The SSI and SKI require that future human action scenarios should be reported separately and should not be included in the risk calculations. There is no requirement on the

reporting of risk to the intruder. The purpose of these scenarios is rather to illustrate the impact on the repository's protective capability after the human disturbance and to provide a basis for exploring possible measures. In contrast, in current the UK/EA guidance, the approach for human intrusion FEPs is similar to that for other FEPs (based on an estimate of annual individual risk), although the current guidance was written before the advice in ICRP 81. GRS-Cologne notes that according to the developing guidelines treatment is restricted to those activities which unintentionally influence or shortcut the isolation capability. A number of reference scenarios are given by the guideline the derivation of which was based on present-day standards in Germany concerning e.g. drilling and mining. The emphasis lies not on risk to the intruder but on consequences to the environment. Presently, no numerical limits or targets are given for the assessment results and this issue is still under discussion.

Many (e.g. OPG, Andra, BfS, GRS-B, Colenco, NUMO, JAEA, Nirex) but not all (SKB, Nagra, USDOE-YMP) assessments consider the risk of the intruder. Andra also assessed consequences to the individuals of a hypothetical critical group exposed in the medium or long term, directly or not, to contaminated water. Nirex also considered a second scenario representation (the "site occupier scenario") concerning the distribution of spoil from the exploratory drilling operations onto the land surface in the vicinity of the borehole site, with the potentially exposed group defined to be individuals who occupy the site after the end of drilling activities and make use of the land for growing food.

H12 (NUMO and JAEA) as well as Nagra also focuses on the potential impacts on long-term safety due to the fact that a direct pathway from the repository (or, in the most extreme case, from a spent fuel canister) to the biosphere would exist for some time period. This is the only aspect assessed by SKB. USDOE-YMP focuses on the potential dose receptor prescribed by regulation and do not consider the intruder.

A stylised approach, compared to other scenarios, is usually adopted. OPG applies a stylised treatment since this is a disruptive event. RAWRA considers this an emergency scenario of a low probability and a higher limit is applied. According to Posiva this is an unlikely disruptive event that has to be assessed in accordance with the regulatory Guide YVL 8.4 (STUK, 2001). Based on feedback from Andra experience, analysis of situations taken into account internationally, and the recommendations of basic safety rule RFS III.2.f, Andra has identified human intrusion as being beyond the scope of the normal evolution scenario and its sensitivity analyses. With respect to the Basic Safety rules, it is supposed to take place as soon as the repository memory is lost, i.e. 500 years. BfS notes that the resulting risks for human intrusion and for natural evolutions (including future near surface human actions) are evaluated differently. The protection objectives given for natural evolutions need not strictly be met by human intrusion scenarios. Rather than attempt to assess the overall impact of societal/technical/scientific change on the likelihood of inadvertent intrusion, the present NUMO and JAEA discussion assumes the continuation of the current social, technical and scientific environment into the future and a stylised drilling scenario has been taken for the assessment of human intrusion. Such a stylisation on human intrusion is significantly different from the approach to other types of FEPs. SKB notes that the future human action scenarios are by necessity more stylised than most of the naturally occurring phenomena that could affect the repository. USDOE-YMP applies a stylised treatment of human intrusion.

According to Nagra, the cases considered in the evaluation of the effect of human intrusion on the general population were judged to span a reasonable range of possibilities, although they may be seen as stylised, in the sense that the actual mode and likelihood of penetration are not known. The results illustrated the robustness of the system even in the face of human intrusion cases (Nagra, 2002a).

Nirex notes that risks from human intrusion may be evaluated by considering the range of scenarios that may be associated with human actions and identifying the relevant potentially exposed

groups at risk from exposure to radiation for each scenario and that the probability of each scenario occurring can be evaluated by estimating the probabilities of the events which give rise to the scenario. However, given the difficulty in predicting future human behaviour the approach is to develop scenarios based on current technology and patterns of behaviour in the locality of the site or, in the absence of suitable information, at similar locations. The modes of intrusion considered are those that might occur given present economic needs and technology and the current pattern of resource exploitation. Thus quantitative assessments of risk are based on evaluations of frequencies of human activities observed in the recent past. Such assessments of risk are not intended to be predictions of future human behaviour and of its consequences. Rather, by basing them on current technology and behaviour, they provide present-day society with an understandable basis for deciding whether the wastes would be sufficiently isolated and contained.

Some still discuss approach. Human intrusion is a subject of detailed discussions between Ondraf, Niras and FANC & AVN, in view of the development by the safety authorities of a regulatory framework and guidance for disposal (both surface and deep disposal).

### ***3.3.5 Conservative assumptions – rationale***

From a regulatory perspective conservative assumptions are acceptable to handle situations where knowledge is lacking or phenomenon is poorly understood. However, it needs to be demonstrated that the net effect of all assumptions leads to overestimation of dose/risk. Furthermore, a movement away from conservative assumptions as more information becomes available is expected, since unduly conservative modelling approach might not be so appropriate when considering optimisation.

Implementers have similar views. Generally, conservative assumptions are applied where knowledge is lacking or phenomenon is poorly understood. However, it is noted that the degree of conservatism is a compromise between, e.g. comprehensibility of the conceptualisation and demonstration of safety.

#### *Compilation of answers*

From a regulatory perspective conservative assumptions are acceptable to handle situations where knowledge is lacking or phenomenon is poorly understood. However, it needs to be demonstrated that the net effect of all assumptions leads to overestimation of dose/risk. Furthermore, a movement away from conservative assumptions as more information becomes available is expected, since unduly conservative modelling approach might not be so appropriate when considering optimisation. According to the CNSC, a conservative approach should be used when developing computer code and models; assumptions and simplifications of processes to make them more amenable for inclusion in computer models should not result in under-estimation of the potential risks or impacts. The net effect of all assumptions should be a conservative representation of long-term impacts and risks. SSI and SKI notes that the use of conservative assumptions at a certain level is unavoidable since the safety case would otherwise have to be unreasonably complex (this would decrease the transparency). However, during the course of a repository development project one would in certain areas expect a movement away from conservative assumptions as more information becomes available. According to the UK/EA, the implementer would need to present relevant arguments. An unduly conservative modelling approach might not be so appropriate when considering optimisation. GRS-Cologne notes that no specific guidance is given except for the general advice that conservative choices have to be substantiated and justified. Posiva, as well as RAWRA, note that regulatory guidance requires that conservative or pessimistic assumptions be applied throughout the modelling.

Generally, conservative assumptions are applied where knowledge is lacking or phenomenon is poorly understood (OPG). NUMO and JAEA notes that conservative assumptions in H12 have been



made in the case where realistic model descriptions were found to be inappropriate because of uncertainties arising from insufficient understanding of the relevant phenomenon. Similarly, conservative parameter values have been used in the case where they are not supported by reliable data and a good understanding of the processes or feature being represented. The use of pessimistic data and model assumptions is primarily governed by difficulties of defending any other approach, due to either lack of data or understanding (SKB). Nagra uses conservative assumptions to deal with phenomena for which the models, codes or data for reliable, detailed modelling are unavailable, but for which the potential impact can be (conservatively) bounded. The USDOE-YMP restricts such assumptions to parameters that do not greatly influence outcomes, and/or to parameters that are difficult to defensibly quantify in terms of PDFs. However, BfS, GRS-B and Colenco note that the degree of conservatism is a compromise between, e.g. comprehensibility of the conceptualisation and demonstration of safety.

Depending on the knowledge acquired for each phenomenon or material Andra divides models into four different types, “best estimate model”, “conservative models”, “pessimistic models” and “alternative models”. A conservative model addresses a case in which it is possible to demonstrate that its use, all things being equal otherwise, tends to overestimate the repository’s impact, compared with the results that would be obtained by taking into consideration all the relevant phenomena in the chosen parameter variation range. A parallel classification is defined as regards parameter values.

Nirex notes that it is often necessary to make a number of simplifying assumptions, either because insufficient data are available or the modelling capability cannot represent some feature of the system in full detail. The aim is to address issues as realistically as possible, whilst erring on the side of caution. Therefore, some simplifications involve taking a conservative view, i.e. assumptions are made such that radiological risk will tend to be over- rather than under-estimated. Conservative assumptions are often the best way of addressing issues without introducing unnecessary complexity into the models. This approach is used to address some uncertainties in Nirex assessments of the groundwater pathway. This approach of making conservative assumptions can sometimes lead to models, which although robust from a safety point of view, are physically unrealistic. Also, it is important to note that the probability that all parameters in a system take their most pessimistic values is, in general, negligible, so that a calculation that assumes this would give a significant overestimate of the consequence and therefore provide a poor basis for making decisions.

### ***3.3.6 Analyses carried out to explore parameter sensitivity and the impact of uncertainties***

From a regulatory perspective model evaluation should include sensitivity analyses as well as uncertainty and importance analysis to show which parameters control the variability in model output. This is a key component of safety assessment work.

Listed methods to explore parameter sensitivity and the impact of uncertainties include:

- Structured parameter variations as well as single parameter “what-if” cases.
- Monte Carlo simulations followed by e.g. rank regression of results.
- Formal sensitivity techniques such as Iterated Fractional Factorial Design.
- “Insight calculations” using simplified models.

#### *Compilation of answers*

According to CNSC model evaluation should include sensitivity analyses to show whether the model output responds as expected to variations in the model input parameter values. Model evaluation should also include uncertainty and importance analysis to show which parameters control the variability in model output. Also to SSI and SKI, this is a key component of safety assessment

work. According to the UK/EA, it is up to the implementer to develop and justify an approach. The impact of uncertainties needs to be understood – and sensitivity studies offer one approach to achieve this aim. According to GRS-Cologne, probabilistic uncertainty analyses are required to explore the full parameter space. GRS made in the past good experiences with using global (probabilistic) methods for sensitivity analyses but the criteria and guidelines are not prescriptive on that issue.

Listed methods to explore parameter sensitivity and the impact of uncertainties include:

- Structured parameter variations as well as single parameter “what-if” cases (OPG, RAWRA, Posiva, Andra, BfS, GRS-B, Colenco, NUMO, JAEA, SKB, Nagra).
- Monte Carlo simulations followed by e.g. rank regression of results (Andra, BfS, GRS-B, Colenco, NUMO, JAEA, SKB, Nagra, Nirex) USDOE-YMP conducted a variety of statistical and other specially designed modelling tests.
- The impact of parameter uncertainties on consequences can be demonstrated by comparing a calculation with best estimates for particular parameters with worst case estimates. In this context, a worst case estimate usually means that a parameter is given the worst credible value i.e. there is a low probability of the actual value being worse. “What if?” calculations can be carried out to investigate the effects of specific values of some parameters. Conceptual model uncertainty can also be addressed in this way, by performing “What if?” calculations for a small number of alternative conceptual models for the system i.e. to ascertain whether the uncertainty matters.
- Formal sensitivity techniques such as iterated fractional factorial design will eventually be performed by OPG. Nirex notes that it is sometimes helpful to consider variations in a particular parameter systematically in order to understand the impact it has on long-term safety. This can be achieved by conducting deterministic sensitivity studies.
- “Insight calculations” using simplified models (Nagra).

It should also be noted that there is substantial overlap with the question on uncertainty handling (see Section 3.3.1). Therefore, answers given here may not be complete.

### **3.3.7 *Alternative conceptual models***

Regulators generally require assessment of alternative conceptual models if there are uncertainties in the underlying conceptual model. Furthermore, at least some regulators require the alternative models to be a substantially different and to be composed of a self-consistent set of properties and geometries.

Most implementers apply some alternative models and generally, the identified alternatives are propagated through the safety assessment. It is often the case that only the more conservative one is folded into the assessment system model. However, some define “alternative models” to handle uncertainties where a model, if chosen, does not have an unequivocal effect on the impact, or a model that appears more comprehensive than the selected reference model but has been less thoroughly validated. Possibly, the depth of consideration of alternative models is a matter of argument between implementer and regulator.

Furthermore, before site investigations take place the large uncertainties that may be associated with the geological environment make qualitative arguments in the safety case may be more meaningful than quantitative PA calculations at this stage. These qualitative assessments would then be used to scope uncertainties and identify data requirements for the site investigation programme and to provide strategy and guidance for the development of the repository concept and safety case at later stages.

### *Compilation of answers*

CNSC acknowledges that investigation of uncertainties in the underlying conceptual model would require assessment of alternative conceptual models. According to SSI and SKI, alternative conceptual models are tools to characterise and explore uncertainties, which should be considered for addressing a variety of issues. The implementer needs to have a strategy for how, when and why alternative conceptual models should be developed during the course of a repository development programme. Furthermore, the alternative models must be a substantially different and must be composed of a self-consistent set of properties and geometries. If alternative conceptual models cannot be ruled out, the UK/EA would expect them to be addressed using a justified approach. According to GRS-Cologne, if there are doubts concerning modelling assumptions or with regard to the presence and/or nature of processes, alternative assumptions shall be explored.

Most implementers apply some alternative models. Ondraf/Niras considers the potential impact of complexation by mobile organic molecules. OPG judges it likely that alternative geologic conceptual models will be considered, such as with respect to assumptions about the presence of major fractures. Posiva considers a different approach, related to definition of deformation zones and their orientation and also applies both porous media and DFN concepts in the groundwater flow modelling. Andra introduced the notion of “alternative” model in the Dossier 2005 Argile. The given definition was that an alternative model designates a model that is not considered to be closest to the “phenomenological” but is offered as an alternative, although it cannot be classified on a “phenomenological”, “conservative “ or “pessimistic” scale. Examples might include a model that, if chosen, does not have an unequivocal effect on the impact, or a model that appears more comprehensive than the selected reference model but has been less thoroughly validated. To consider the hypothesis that gaseous hydrogen has an inhibiting effect on radiolytic dissolution, a sensitivity study was conducted using an alternative model, based not on radiolytic dissolution but on the conventional dissolution of the spent fuel. SKB has developed three alternative hydrogeological models for the one of the two analysed sites for which the site data is most mature. Alternative descriptions of the buffer erosion process and the migration process are also considered. BfS/GRS-B/Colenco both considers instant or delayed brine saturation, and influence of gas.

NUMO and JAEA note that generally, available literature and site specific database could be quite limited at the early stage of site investigation, in particular, the largest uncertainties may be associated with the geological environment. Qualitative arguments in the safety case may be more meaningful than quantitative PA calculations at this stage, to scope uncertainties and identify data requirements for the Preliminary Investigation (PI) programme and to provide strategy and guidance for the development of the repository concept and safety case at later stages. At the PI stage, in which field investigations are initiated, alternative geological and hydrogeological models might be narrowed by site-specific data, based on several boreholes and geophysical investigations, although availability of geological information will still be limited and significant uncertainties may remain. An emphasis may still be placed on EBS performance in cases with limited geological information or complex and heterogeneous geology. The development of alternative models at this stage also provides guidance for subsequent, more detailed investigations (including that in underground characterisation facilities at the DIAs) to reduce any identified uncertainties in the geological database. Also Nirex notes that this issue is not so relevant in a generic assessment such as the GPA, but in the Nirex 97 assessment of the Sellafield site, various conceptual models for groundwater flow were considered. Also, different conceptual models of the effect of organic complexants on near-field solubility and sorption were considered.

Generally, the identified alternatives are propagated through the safety assessment. However, while (e.g.) USDOE-YMP identified and tested alternate conceptual models, the more conservative one was folded into the system model. Similarly, BfS, GRS-B and Colenco noted that the need to develop alternative conceptual models was reduced by selecting the most pessimistic of several

possible situations. Nagra notes that the computer codes used to implement different alternative models were, in general, the same as those used for the reference conceptualisation. Depending on the parameter values applied, pathways can represent the undisturbed host rock (the reference conceptualisation), or, in addition, pathways through the access tunnel system in an alternative conceptualisation where such pathways are assumed to be significant. However, in some cases alternative codes were applied (in particular, in the cases dealing with release of volatile nuclides via the gas pathway and with the effect of glacial loading/unloading on radionuclide release).

### ***3.3.8 Stylised approach***

Regulators generally accept stylised approaches for assessing aspects of scenario analysis, for assessing future human actions and for assessing the biosphere evolution. However, the extent of stylising is still a matter for interpretation. Stylised approaches may be sufficient for assessing future human actions and biosphere development.

Judging from responses there is not a clear definition of the meaning of the word “stylised”. They are generally applied for assessing future human actions and biosphere development. However, some respondents also consider stylised approaches for assessing the relevance of low probability events.

It is noted that stylised representations can be an appropriate way of dealing with some uncertainties, provided there is agreement on the adopted approach. The greater the strength of that agreement, for example when it is recommended by an authoritative, international body, the more acceptable it is likely to be.

#### *Compilation of answers*

Regulators generally accept stylised approaches for assessing aspects of scenario analysis, for assessing future human actions and for assessing the biosphere evolution. However, the extent of stylising is still a matter for interpretation. According to the CNSC, the NEA international FEPs lists can be used to develop initial generic scenarios in the absence of site-specific data, or as default FEPs for developing stylised scenarios. Application of stylised scenarios may be useful where site-specific information is lacking, or where the purpose of the assessment does not require detailed site-specific information. A stylised approach to defining the biosphere may meet the purpose of the assessment. SSI has issued guidelines concerning geological disposal of spent nuclear fuel and nuclear waste (SSI FS 2005:5) that foresees a qualitative handling on some components in a safety case, the assumptions used for the description of the biosphere, as such and exposure pathways in the biosphere taken into account in the analysis, and for climate evolutions. However, according to the UK/EA it is up to the implementer to develop and justify an approach. GRS-Cologne notes that in addition to human intrusion scenarios biosphere assessment is an area where stylised approaches are required and where regulatory guidance at a rather detailed level is foreseen. The exact approach for this is, however, still under development.

Judging from responses there is not a clear definition of the meaning of the word “stylised”. OPG has not yet decided its approach, however, the standard practice for receptors, such as reference human critical group and non-human biota groups, could be considered stylised. BfS/GRS-B/Colenco regards the biosphere model a stylised approach as well as how to assess the potential consequences of human intrusion scenarios. Similarly, SKB essentially applies a stylised approach for future human action scenarios. NUMO and JAEA widely use stylised approaches in the modelling of the human intrusion, biosphere and the treatment of the very long-term evolution of the geological environment for some types of natural events in the future safety analyses of the repository. Also Nagra uses a stylised approach for the treatment of uncertainties in some aspects of the evolution of the biosphere, and in the nature and timing of future human actions

According to Andra, the Altered Evolution Scenario (SEA) represents different situations in a “bounding” way, i.e. it provides a description that generally overestimates the different possible effects. In the example given, the SEA would imagine the total “disappearance” of the container after 200 years. In some cases, an altered evolution scenario may not represent any physically possible situation: in this case one speaks of a “what if” scenario.

RAWRA has decided to consider a stylised approach when assessing the relevance of low probability events (near field issues) and to assess the case if data from host structure are still missing. According to Posiva stylised approaches are deemed to suit in situations where there are uncertainties practically impossible to quantify and to reduce. USDOE-YMP has used expert elicitation to determine uncertainties for some parameters and probabilities for events unlikely to occur.

According to Nirex, stylised approach is essentially to take a specific uncertainty in a parameter outside the remit of a performance assessment. When this is done with the agreement of the regulators and/or other generally respected stakeholders this is a legitimate approach, e.g. concerning uncertain parameters connected with future human actions and concerning stylised biosphere scenarios. The greater the strength of that agreement, for example when it is recommended by an authoritative, international body, the more acceptable it is likely to be.

### **3.3.9 What-if**

What-if cases are acknowledged by regulators as a means to assess disruptive events that cannot be integrated directly into the normal evolution scenario, as a means of illustrating the significance of individual barriers and barrier functions. Such cases might also be needed to address stakeholder concerns or to demonstrate the performance of the system. However, some caution is recommended in the presentation of results from “what-if” calculation cases, since they may convey a distorted picture of the risk contributing factors.

In fact, most assessments consider “what-if” cases. They usually concern assumed loss of barrier function(s). However, their rationale, as well as the view whether they lie outside the risk contribution slightly varies between respondents. For some such cases are not necessarily physically impossible, but lie outside the range of possibilities reasonably expected to occur according to the scientific understanding available to the safety assessors. For others they are tools for testing or demonstrating the resilience and integrity of the repository concept, and for demonstrating multiple safety arguments or concern issues discussed by the community or requested in review.

#### *Compilation of answers*

According to CNSC the decision about which natural disruptive events should be included is based on the probability of their occurrence within the timeframe of the assessment. Disruptive events usually cannot be integrated directly into the normal evolution scenario where barriers are assumed to remain intact for their entire design life. In the SKI guidance (SKI FS 2002:1), residual scenarios are discussed as a means of illustrating the significance of individual barriers and barrier functions. However, some caution is recommended in the presentation of results from “what-if” calculation cases, since they may convey a distorted picture of the risk contributing factors. According to the UK/EA analysis of such scenarios might be needed to address stakeholder concerns or to demonstrate the performance of the system. According to GRS-Cologne, there is no guidance on the issue. In fact, most assessment do consider “what-if” cases (Ondraf/Niras, OPG, Posiva, Andra, NUMO, JAEA, SKB, Nagra, USDOE-YMP). However, BfS, GRS-B and Colenco do not consider any explicit “what if” cases.

“What-if” cases usually concern assumed loss of barrier function(s). However, their rationale, as well as the view whether they lie outside the risk contribution slightly varies between respondents. For

Nagra such cases while not necessarily physically impossible, lie outside the range of possibilities reasonably expected to occur according to the scientific understanding available to the safety assessors. According to Ondraf and Niras, they are tools to decide on factors that can be left out the detailed assessments and tools to test the robustness of the system. OPG considers them important for testing or demonstrating the resilience and integrity of the repository concept, and for demonstrating multiple safety arguments. Andra altered evolution scenarios provides description that generally overestimates the different possible effects. An altered evolution scenario may not represent any physically possible situation: in this case one speaks of a “what if” scenario. As an example, a situation such as a whole series of defective containers resulting from a quality control error, which considers very early loss of the functionalities of the metal containers on a series of containers and for the entire inventory. This extremely “what-if” scenario finally covers all forms of uncertainty concerning the corrosion conditions. NUMO and JAEA will apply “what if?” analyses for the long-term evolution scenarios, which have extremely low probability but likely have high consequence in order to know the extent of the effect apart from the compliance with the regulation. For SKB, the rationale for their inclusion is to understand sensitivity to these phenomena and to understand robustness against misunderstanding of scientific and technical phenomena. USDOE-YMP have done one-off and other physically impossible analyses to gain insight. Posiva assessed issues discussed by the community or requested in review.

Nirex notes that as the GPA is a generic assessment, and we are not considering a specific site, so the range of possibilities that would exist at a hypothetical site are not yet known in sufficient detail to differentiate this, in general.

### ***3.3.10 Time cut-off***

Many countries do not have a pre-defined time cut-off, but rather require assessments to include the period of time during which the maximum impact is predicted to occur. Other countries have specified time periods, or contemplate including them, in their regulations, but the periods and associated stipulated means of assessment within these periods vary. However, usually these regulations suggest applications of less strict criteria for the very long time frames. Guidance in some countries points out that both the time when the estimated peak dose appears and uncertainties in predictability of system behaviour at that time should be considered. It may be helpful to differentiate between the period for which numerical assessment results are presented (i.e. the safety assessment) and the overall safety case, which may present more qualitative safety arguments for a longer period.

#### *Compilation of answers*

Many countries do not have a pre-defined time cut-off, but rather require assessments to include the period of time during which the maximum impact is predicted to occur. In Canada, the CNSC expects assessments of the future impact that may arise from the radioactive waste to include the period of time during which the maximum impact is predicted to occur. OPG will, of course, follow this policy but for very long times alternative indicators will be considered. In the Czech Republic, the regulator at present postulates that evidence for the dose maximum should be made – no “cut-off” of the calculation times exist. In Switzerland, dose and/or risk associated with any releases from the repository must, according to regulations, be evaluated at least until the time of their maxima. Nagra notes that this implies that the more effective the disposal system is in this regard, the longer into the future the calculations have to extend in order to satisfy the regulations. In the United Kingdom, the relevant regulatory guidance does not specify any cut off time. According to Ondraf/Niras, this issue will require additional work within the Belgian programme. GRS-Cologne notes that the radiation protection objectives remain valid unlimited in time. There is, however, a limitation of timeframes for which reliable prognoses can be made. Prognoses or even calculations beyond these timeframes are seen as beyond the limits of practical rationality. Site selection and design should ensure that scientific

prognoses are possible for at least one million years. This is also the timeframe for which quantitative criteria are applicable which does, however, not necessarily imply that protection objectives are no longer met at later times.

In Japan, the safety regulation is under discussion, but it is noted in the NSC report that safety analysis should be carried out until the time when the peak dose appears. No cut-off time has been considered. It is also mentioned that uncertainty associated with the assessment results will increase with time and this should be taken into consideration in judging safety of the disposal system. A more recent NSC report on common key issues for radioactive waste disposal suggests the need for discussion on the timescales for the post-closure safety of a repository, focusing on time period, e.g. the first few thousands years after disposal, for which more reliable assessment could be conducted to ensure system performance as far as possible and thereby to enhance robustness for the longer term. It is also suggested to use supplementary safety indicators, e.g. comparison with concentration of naturally occurring radionuclides, as safety criteria in the very long term. NISA discussion to establish the regulatory basis of radioactive waste disposal points out that both the time when the estimated peak dose appears and uncertainties in predictability of system behaviour at that time should be considered.

According to Nirex it is helpful to differentiate between the period for which numerical assessment results are presented (i.e. the safety assessment) and the overall safety case, which may present more qualitative safety arguments for a longer period. The period for which numerical assessment calculations are performed will be determined by the relevant regulatory guidance; concerns and expectations of stakeholders; the characteristics (half-life) of the wastes and the practicality and confidence placed in long-term modelling. In the Nirex Generic Performance Assessment (GPA) an assessment period of one million years is considered based on general guidance from the NRPB and IAEA and an analysis of the GPA Reference case, which indicated no significant increase in calculated peak risk beyond 1 million years. The UK regulations state that: “At times longer than those for which the conditions of the engineered and geological barriers can be modelled or reasonably assumed, scoping calculations or qualitative arguments may be used to indicate the continuing level of safety.”

Other countries have specified time periods on their regulations, but the periods and associated stipulated means of assessment within these periods vary. The Finnish regulatory Guide YVL 8.4 issued by STUK (2001) defines the time frames to be assessed. Dose should be calculated up to several thousand years, whereas activity release constraints comprise from ten thousands of years after the closure of the repository up to one million years. Judgement of safety beyond one million years can mainly be based on the complementary considerations such as e.g. bounding analyses by simplified methods. Andra carried out the assessment for a million years, but notes that the uncertainties are not of the same kind depending on the time periods, components or parts of the repository and its environment. These phenomena determine the timescales and physical extent data used to support the safety analysis. In that respect, when discussing the evolution of the repository, Andra adopted a segmentation of the repository in time and space (called APSS/PARS). The methodological approach to define the timescales relied upon spatial fractioning according to the main repository components and segmentation into “situations” corresponding to the phenomenological state of part of the repository or of its environment during a given period of time. The BfS geological scenario analysis of BfS, GRS-Bs and Colenco covers a timescale of 150 000 years and gives only general statements for longer times. This is due to the strong increase of uncertainty for times after the next glaciation and – even more – after several glaciations. The “cut-off” time for dose calculations has been selected to be 1 million years. In Sweden, SSI criterion for individual risk is expressed as a design target and is not associated with an upper time limit. However, SSI guidance (SSI, 2005) on cut-off times and presentation of the risk analysis reflects the fact that the value of quantitative risk calculations for compliance demonstration will decrease as uncertainties increase with time. A

different level of ambition is required the first 1 000 years, the time including a full glacial cycle (i.e. about up to 100 000 years) and times up to 1 million years. Following the guidance SKB applies an assessment time of one million years, and dose/risk calculations are also carried out in that time perspective, but the risk criterion is strictly applied in a one hundred thousand year time scale. In the USA revised standards are underway. For the 10 000-year standard, USDOE-YMP performed 20 000-year calculations. For the proposed million-year standard, million-year calculations will be performed.

### ***3.3.11 Handling diverse sources of opinion***

From a regulatory perspective uncertainty discussions should extend to contradictory expert opinion. Generally it would be up to the implementer to justify an approach. Expert panel elicitation could be a valuable tool to achieve an overall view on a situation with a disparity of views among experts.

Several examples of handling diverse opinions are applied, including:

- Established documentation procedures for experts to take into account all relevant available sources of information, drawing conclusions regarding uncertainties and, based on these conclusions, prescribe a defensible way of handling the process in question in the safety assessment.
- Safety assessment team separate from experts providing the scientific documentation.
- Establishing that authors are responsible for the use of information and in this they should follow the normal scientific method and practice.
- Probability distribution functions to represent diverse sources of information on parameter values.
- What-if cases to consider alternative models or assumptions.
- Expert panels and meetings
- Review by outside experts.
- Development of the safety case through multiple iterations, so that contradictory opinions can be recognised early and therefore provide time for obtaining relevant information for resolution.
- Comparing with assessments and FEPs from other countries.

#### *Compilation of answers*

According to CNSC rejection of inconsistent data, information and interpretations should be justified, and uncertainty discussions should extend to contradictory expert opinion. According to UK/EA it would be up to the implementer to justify an approach. GRS-Cologne notes that it is expected that the regulatory guideline about assessing post-closure safety will require formal procedures about the guidance, use and documentation of subjective decisions especially in the development of scenarios. The extent to which these requirements should be prescriptive is still being debated.

Several examples of handling diverse opinions are applied, including:

- Established documentation procedures for experts to take into account all relevant available sources of information, drawing conclusions regarding uncertainties and, based on these conclusions, prescribe a defensible way of handling the process in question in the safety assessment. Andra incorporates all scientific information in various levels of documentation. SKB has designed a procedure to force the expert responsible for the process documentation to take into account all relevant available sources of information, drawing conclusions



regarding uncertainties and, based on these conclusions, prescribe a defensible way of handling the process in question in the safety assessment. Experts within the science and technology group of Nagra (or used by that group) were asked to take account of the views of the scientific and technical community as a whole, and not simply to present their own personal opinions; and to interact with others in their own field and in other relevant fields. USDOE-YMP applies a formal process and procedure to govern the documentation of differing expert opinion and the decision made in the face of that opinion difference. Nirex notes that it is important to ensure that all data and model inputs are traceable and that this will mean being clear on the extent and role of expert judgement, for example recording all expert input in an appropriate database that can be easily linked to the models generated, thus creating an audit trail for the impact of such judgements.

- Safety assessment team separate from experts providing the scientific documentation: The Andra safety analysis was conducted by Andra engineers who were not involved in writing the scientific documents. In this way, the safety analysis is given a certain degree of independence, since the people in charge of analysing the uncertainties and the possible altered situations (the safety engineers) are not the same as those who established the phenomenological plan for normal evolution. In the SKB data report, there is a clear separation between expert input and judgements made by the SR-Can project team.
- Establishing that authors are responsible for the use of information and in this they should follow the normal scientific method and practice (Posiva). According to NUMO and JAEA, all of diverse sources information and opinion should be taken into account in safety assessment and in the safety case if such sources are supported or not completely eliminated by scientifically reasonable evidences and arguments. The possibility of occurrence on FEPs relevant to such sources should however also be argued and taken into account in the discussion of the confidence in the safety case.
- Probability distribution functions to represent diverse sources of information on parameter values (OPG).
- What-if cases to consider alternative models or assumptions (OPG). Nirex notes that where there is more than one expert view, it may be best to conduct two parallel sets of calculations to determine the relative impacts of the conflicting views.
- Expert panels and meetings. OPG early developed expert panels and applies different techniques to draw out areas of consensus. Information and opinion of the responsible contractors were periodically and frequently presented and discussed in meetings, attended by representatives of contractors responsible for different, related topics and chaired by BfS. According to Nirex, differences should ideally be resolved by discussion between the experts, or with an independent third party if necessary.
- Review by outside experts (listed by Ondraf/Niras, OPG and ANDRA, Nirex; but certainly applied by more).
- Development of the safety case through multiple iterations, so that contradictory opinions can be recognised early and therefore provide time for obtaining relevant information for resolution (OPG).
- Comparing with assessments and FEPs from other countries. Andra has backed-up the qualitative safety analysis by comparing the results with analyses conducted internationally. Andra relied on the FEP databases available internationally, in particular the FEP 2000 database of the OECD/NEA and FEPCAT. In addition to an aim of completeness, the comparison facilitated dialogue between engineers contributing to the safety analysis and engineers contributing to the development of scientific documents.

## 4. THE ASSESSMENT BASIS

According to the NEA Safety Case brochure the assessment basis is the collection of information and analysis tools for safety assessment and includes: the *system concept*, which is the description of the disposal system, its components and their safety functions and, depending on the stage of planning and development, the construction, operation, monitoring and control procedures in as far as they impact on the feasibility of implementation and post-closure safety, as well as quality management procedures to assure that the specification of the engineered features are met; the scientific and technical data and understanding relevant to the assessment of safety; and the assessment methods, models, computer codes and databases for analysing system performance.

The quality and reliability of a safety assessment is contingent on the quality and reliability of the assessment basis. A discussion of the assessment basis and the presentation of evidence and arguments to support the quality and reliability of its components is thus a key component of the presentation of a safety case.

### 4.1 The system concept

Judging from responses there is a wide agreement that the description of the system concept is a key part of the safety case. However, some respondents appear to focus on the radionuclide retention aspects of the safety functions. Others put most of the emphasis on the containment (isolating) functions and derive safety functions related to the ability of the system to provide containment. There is a general agreement that the biosphere should not fulfil any safety functions. However, its properties influence how groundwater contamination is distributed in the human environment and this needs to be assessed. More detailed lessons are provided from assessing the individual answers.

#### 4.1.1 Role of barriers

Generally, regulators require that the Safety Case should describe the design and characteristics of each barrier. The disposal system should be described in sufficient detail to provide a clear understanding of how safety and environmental protection will be achieved, and how the different components of the system will interact with each other and with the environment in the long term.

Repository design follows a conventional approach, which consists of identifying the functions to be fulfilled by the installation and matching them to technical solutions. Most respondents note that the multiple-barrier principle is the concept guiding the approach to selecting barriers and consequently assess and describe the safety functions associated to the barriers. Generally, the barriers, and thus applicable the safety functions, are site and concept specific. Selection of barriers is an iterative process meeting the protection objectives, technical feasibility, robustness of system and robustness of safety demonstration. It is generally noted that safety does not necessarily simply involve placing successive physical barriers between humans and radioactivity and it is rather a need for multiple safety functions that needs to be maintained through proper selection of repository components. Functions may be redundant, i.e. have the same effect and be able to replace each other, but most of them are complementary and contribute jointly to achieving the safety objectives. The loss of a function then leads to deterioration in the safety level, but this loss can be acceptable if the other functions are maintained.

Containment (or isolation) of the waste is a key safety function in many safety cases. Long-term containment within the canisters in turn depends primarily on: on the proven technical quality of the engineered barrier system (EBS) and on favourable near-field conditions for the canisters that promote their longevity. Favourable and long-term predictability of, at least parts of, the geosphere is another key part of the safety functions.

Assessment of barrier/safety functions is a key part of most safety cases. However, some respondents appear to focus on the radionuclide retention aspects of the safety functions. Others put most of the emphasis on the containment (isolating) functions and derive safety functions related to the ability of the system to provide containment.

### *Compilation of answers*

Generally, regulators require that the Safety Case should describe the design and characteristics of each barrier. According to CNSC, the disposal system should be described in sufficient detail to provide a clear understanding of how safety and environmental protection will be achieved, and how the different components of the system will interact with each other and with the environment in the long term. The UK/EA notes that an understanding of the role, relevance and function of each barrier is an important part of the safety case and that regulatory guidance specifies that there should be a multiple factor safety case. SSI and SKI require that the regulatory requirements connected to the need for several barriers as well as the use of “best available technique” are considered. GRS-Cologne notes that the draft safety requirements demand a system of multiple safety functions with emphasis on the geological barrier – according to AKEnd: a “repository concept based on a favourable overall geological setting” for which “the geological barriers and the shaft barrier shall form the main barrier” while “the [other] technical barriers have a supplementary function” is considered the preferred option.

Andra notes that the repository’s design follows a conventional approach, which consists of identifying the functions to be fulfilled by the installation and matching them to technical solutions. Two problems are entirely specific to the design of a repository in a deep geological formation. They are, on the one hand, the requirement for the disposal procedures to be reversible. Furthermore, the designer must consider the long-term evolution of the repository, which must remain safe without human intervention, beyond a necessarily limited systematic surveillance period.

Nirex notes that documentation of the safety function of each component of the disposal system is one of the most important aspects of the safety case. In Nirex next assessment, the focus will be on describing the safety functions and the timescales over which they are most important.

Most respondents (e.g. RAWRA, Posiva, Andra, NUMO, JAEA, SKB, Nagra, Nirex, USDOE-YMP), note that the multiple-barrier principle is the concept guiding the approach to selecting barriers and consequently assess and describe the safety functions associated to the barriers. Generally, the barriers, and thus the applicable safety functions, are site and concept specific. Ondraf/Niras notes that selection of main safety functions is largely based on a priori knowledge from previous assessments (see below) and on robustness considerations (aim at a simple system). BfS/GRS-Bs/Colenco points out that selection of barriers is an iterative process “meeting the protection objectives”, “technical feasibility”, “robustness of system”, “robustness of safety demonstration”. However, safety does not necessarily simply involve placing successive physical barriers between humans and radioactivity. It is rather the various safety functions associated to the system of the barrier that are important. Nirex notes that the multi-barrier principle is fundamental to the choice of design concept. In fact, it is a regulatory requirement to demonstrate that the overall safety case does not depend unduly on any single component of the case and also applies to the cautionary principle. This leads to a strategy to develop a concept based on the use of well-characterised materials and using established engineering techniques wherever possible.

Andra has implemented a system of controlling the safety of the repository by assigning safety functions as a method that complements the so-called “multi-barrier” approach. The notion of multiple safety functions constitutes a generalisation of the notion of multiple barriers. It consists of meeting the safety objectives by implementing different types of action that all contribute to the safety of the repository. These actions are accomplished by the repository’s components, the operators or the organisational provisions implemented. Functions may be redundant, i.e. have the same effect and be able to replace each other, but most of them are complementary and contribute jointly to achieving the safety objectives. The loss of a function then leads to deterioration in the safety level, but this loss can be acceptable if the other functions are maintained.

Containment (or isolation) of the waste is a key safety function in many safety cases. As pointed out by e.g. Posiva, SKB and Nagra, long-term containment within the canisters in turn depends primarily on: the proven technical quality of the engineered barrier system (EBS) and on favourable near-field conditions for the canisters that promote their longevity. The technical quality of the EBS is favoured by the use of components with well-characterised material properties and by the development of appropriate acceptance specifications and design criteria.

Favourable and long-term predictability of the geosphere is another key part of the safety functions. For OPG, the safety case is based on the intrinsic quality of the geosphere at the site. Favourable and predictable bedrock and groundwater conditions are a requirement for selecting a waste disposal site (Posiva, SKB). Nagra notes that the long-term stability is one of the key principles related to siting; i.e. that the selected site has to provide a stable and protected environment for the repository.

Assessment of barrier/safety functions is a key part of most safety cases. Ondraf/Niras use safety functions to describe in a qualitative manner the contribution of each component of the system to the overall performance of the system. BfS, GRS-Bs and Colenco first describe processes and relevant barriers in a qualitative and systematic way for the reference scenario, including interactions and combined effects. Based on this, deviations from the reference case were described and resulting changes of the safety functions identified. SKB devotes an entire chapter of the safety report to the identification of safety functions, safety function indicators and safety function indicator criteria (see further Chapter 7) of SKB TR-06-09. Nagra separates between the “System concept” – the description of the key features of the system and its evolution and the “safety concept” – the understanding why the disposal system is safe (which is based on the system concept). Nirex will include a range of arguments to build confidence in their understanding of the function and evolution of the safety functions, including direct references to research and comparisons with natural and anthropogenic analogues. These arguments will be supported by quantitative performance indicators for each of the main safety barriers. There is no specific “prioritisation” of the safety barriers, rather it is recognised that the barriers play different and complementary roles and that their relative significance will vary over different timescales and for different radionuclides.

Some respondents focus on the radionuclide retention aspects of the safety functions. Ondraf/Niras assesses concentrations in and fluxes between repository components. USDOE-YMP apply sensitivity and importance analyses to identify the most important features and processes in each barrier, where barriers are defined as slowing radionuclide migration or water movement. Others, notably SKB, put most of the emphasis on the containment (isolating) functions and derive safety functions related to the ability of the system to provide containment. Similarly, Nagra focuses attention in the development and analysis of assessment cases on phenomena that have the potential to perturb the pillars of safety.

#### ***4.1.2 Biosphere – contributing safety functions?***

Generally, regulators require biosphere modelling, since the biosphere is the receiving environment for potential releases, but do not consider the biosphere to have any safety functions. The “disperse and dilute” strategy is not accepted in radiation protection. To varying degrees a stylised representation is allowed.

Generally, the respondents state that the biosphere should not fulfil any safety functions. However, its properties influence how groundwater contamination is distributed in the human environment and this needs to be assessed.

The degree of complexity in the biosphere assessment varies. Some provide an extensive assessment of the present site biosphere and its development. There are also examples of very stylised approaches, usually stipulated in regulations.

Apart from human actions and climatic changes the biosphere per se is not likely to be considered as a source of relevant disruptions.

#### *Compilation of answers*

Generally, regulators require biosphere modelling being the receiving environment for potential releases, but do not consider the biosphere to have any safety functions. To varying degrees a stylised representation is allowed. According to the CNSC, the applicant should model the biosphere, which will be the receiving environment for the contaminants, based as much as possible on the site specific information in the system description. A stylised assessment may be acceptable. SSI and SKI state that the “disperse and dilute” strategy is not accepted in radiation protection and BAT require efforts to isolate and contain the waste through a barrier system. According to the UK/EA it is up to the implementer to justify the terminology and approach. GRS-Cologne notes that no safety functions are allocated to the biosphere since no scientific prognoses can be made about it for the timescales of concern. It cannot contribute to isolation and containment, which are considered the primary safety functions. The only role of the biosphere is to help assessing the indicators for isolation and containment (e.g. concentrations or fluxes in accessible media).

Generally, most respondents state that the biosphere should not fulfil any safety functions. However, its properties influence how groundwater contamination is distributed in the human environment and this needs to be assessed (Similar answers provided by Ondraf, Niras, OPG, RAWRA, Posiva, Andra, BfS, GRS-Bs, Colenco, NUMO, JAEA, SKB, Nagra, Nirex, USDOE-YMP). However, the degree of complexity in the biosphere assessment varies.

Some provide an extensive assessment of the present site biosphere and its development. Posiva plans an extensive biosphere assessment formulated into a biosphere portfolio supporting the Biosphere (Summary) Report in the overall Safety Case Portfolio. A similar approach is already developed by SKB. It is also noted that this biosphere assessment takes the responsibility of the geosphere-biosphere interface issues, in co-operation with the rest of the Safety Case team.

There are also examples of more stylised approaches. Posiva notes that the activity inflow criteria to be applied after a few thousands of years do not require consideration of the biosphere over longer times. Andra notes that the concept of “standard biospheres” (i.e. stylised) was introduced in Basic Safety Rule RFS III.2.f. These are defined on the basis of lifestyles as they are known today, without attempting to anticipate their evolution, as this cannot currently be reliably predicted. The major determinants of climate change and surface geodynamic evolution, to the extent that they can be predicted by models, are however taken into consideration when defining the model. For BfS, GRS-Bs

and Colenco, a standardised model with specific exposure pathways and parameters is defined by general administrative regulations and its application is mandatory. NUMO and JAEA make no attempt to model the evolution of the surface environment and the lifestyles of future generations, due to uncertainties that are largely irreducible. Sets of assumptions are made about these aspects of biosphere modelling, giving rise to stylised representations of the biosphere (“Reference Biospheres”). These are used to convert radionuclide fluxes to doses, and thus provide a means to evaluate the radiological consequences of geological disposal under the assumptions of the Reference Biospheres. At Nirex, the biosphere model for the GPA was developed to represent terrestrial releases under temperate climate conditions. The risks were evaluated to representative individual members of a potentially exposed group (PEG). The PEG adopted for the groundwater pathway in the GPA was a farming community making maximum use of local resources. All members of the PEG were assumed to live in the area where there is the highest concentration of radionuclides discharging to the biosphere from the repository via the groundwater pathway.

Apart from human actions and climatic changes the biosphere per se is not likely to be considered as a source of relevant disruptions. This is directly noted by e.g. OPG, BfS, GRS-Bs, Colenco, SKB, whereas Ondraf, Niras and Posiva listed climatic changes and human actions as examples of changes that need to be considered.

## **4.2 Scientific and technical information**

According to the Safety Case Brochure the presentation of scientific data and understanding in a safety case should highlight evidence that the information base is consistent, well founded and adequate for the purposes of safety assessment. Any relevant uncertainties should, where possible, be quantified or bounded, including how uncertainties vary over time. Expected features, events and processes (FEPs) that are potentially important for the safety of a system, as well as those that are unexpected but still plausible should be considered. As will be seen by the compilation of individual answers, all respondents generally support this ambition level and there are several examples of specific actions for meeting these ambitions.

### ***4.2.1 Arguments given for the adequacy of scientific understanding***

The general regulator perspective is that the applicant should demonstrate a thorough understanding of the underlying science and engineering principles that are controlling the assessment results. Such demonstration may include adequate quality assurance, publications in well known scientific journals, scientific peer review, independent safety evaluation, sufficient documentation of expert judgements, possible use of expert panel elicitation or by showing that even limiting cases are associated with small consequences.

The responses from the implementing organisations are in line with these requirements and makes special provision for documenting their scientific understanding, e.g. in special process and data reports. The answers from the implementing organisations also provide several examples on how the scientific understanding is demonstrated, including:

- Demonstrated systematic evaluation of uncertainties.
- Assessment is based on relatively few and well known processes, basic site characteristics, and their interaction.
- Understanding is based on sound science and that the system has complementary and redundant features.
- Key features of the disposal system are supported by wide ranging information, including that from laboratory and field experiments and from observations of natural systems.

- Investigation data, if such exist, showing that conditions at repository depth have been unchanged for very long times (i.e. demonstrating stability and predictability).
- Multiple lines of reasoning and multiple lines of evidence.
- “What-if” cases.
- Support by natural analogues.
- Support by simulation with detailed mechanistic models.
- Support by expert opinion.
- Comparison of results from two independent groups.
- Comparison with relevant international programmes

However, it should be noted that the supporting arguments are seldom based on a single piece of evidence. It is the chain of arguments rather than individual arguments that is important. A primary interest is in “reasonable” predictability of the geological system. It is recognised that most geological systems evolve with time. All details of this are not needed for demonstrating safety, but there is a need to find well-reasoned bounds for the future evolution.

#### *Compilation of answers*

The general regulator perspective is, as stated by the CNSC, that the applicant should demonstrate a thorough understanding of the underlying science and engineering principles that are controlling the assessment results. The UK/EA notes this is an important part of the safety case. SSI and SKI specify that such demonstration may include adequate quality assurance, publications in well known scientific journals, scientific peer review, independent safety evaluation, sufficient documentation of expert judgements, possible use of expert panel elicitation or by showing that even limiting cases are associated with small consequences. GRS-Cologne notes that the proposed safety criteria require to document evidence about scientific basis of the safety case including the use of multiple lines of arguments but are not prescriptive about the way to provide this evidence.

The responses from the implementing organisations are in line with these requirements and makes special provision for documenting their scientific understanding. According to Ondraf/Niras the scientific understanding should be up to the level of the general scientific understanding of the studied characteristics and processes and remaining scientific uncertainties should not significantly affect performance. Posiva presents its scientific understanding presented in “the safety case portfolio” composed of ten main reports (Site report, Characteristics of spent fuel, Canister design, and Repository design, Process report, Evolution of site). Andra notes that building confidence in the adequacy of scientific understanding of key features of the disposal system has involved a stepwise process that has been embodied in several technical reports: The reference knowledge documents of the 2005 file’s architecture collects the pertinent input data regarding the site, the radionuclides, the radioactive waste package release models, the radioactive waste inventory model, and the repository materials. The Phenomenological Analysis of Repository Situations (PARS) then provides a space-time description of the various phenomena affecting the repository’s components and its environment. Finally, the conceptual models are described in about forty specific notes, based on the geological and engineered components and the major processes identified in the PARS. SKB documents their systematic evaluation of uncertainties in the process and data reports being part of the safety assessment. Nirex notes that a performance assessment in support of a safety case will include a range of quantitative performance indicators, together with alternative lines of reasoning and qualitative considerations, such as the intrinsic quality of the repository design, to build understanding in the overall repository performance and hence determine whether it satisfies the relevant safety requirements. The “Analysis and Model Reports (AMRs), produced by USDOE-YMP contain the full scientific basis.

The answers from the implementing organisations also provide several examples on how the scientific understanding is demonstrated, including:

- The assessment is based on relatively few and well known processes, basic site characteristics, and their interaction (BfS, GRS-Bs and Colenco).
- The understanding of the performance of the components of the multi-barrier system is based on sound science and that the system has complementary and redundant features (Posiva, NUMO and JAEA).
- Key features of the disposal system are supported by wide ranging information, including that from laboratory and field experiments and from observations of natural systems (NUMO, JAEA, Nagra). Calibration against observations and measurements at the site (OPG).
- Investigations are expected to show that conditions at repository depth have been unchanged for at least the past 100 000 years, and therefore have been largely unaffected by the presence of glaciation and similar natural phenomena (OPG). According to Nirex, the most important argument is to present a clear understanding of past geological evolution at the particular site, consistent with the global understanding of geological evolution. Efforts should be made to achieve a broad consensus on this from many independent experts.
- Multiple lines of reasoning and multiple lines of evidence (Ondraf, Niras, OPG, Posiva, Nagra, NUMO, JAEA, Nirex).
- Support by natural analogues (NUMO, JAEA).
- Support by simulation with detailed mechanistic models (NUMO, JAEA).
- Support by expert opinion (NUMO, JAEA).
- “What-if” cases (OPG, Posiva).
- Comparison of two independent groups (BfS).
- Comparison with relevant international programmes (RAWRA) Nirex considers sharing experiences between different programs is crucial in assessing strengths and weaknesses in “own” arguments.

However, Nirex notes that the supporting arguments are seldom based on a single piece of evidence. It is the chain of arguments rather than individual arguments that is important. A primary interest is in “reasonable” predictability of the geological system. It is recognised that most geological systems evolve with time. All details of this are not needed for demonstrating safety, but there is a need to find well-reasoned bounds for the future evolution.

#### ***4.2.2 Ensure that all relevant scientific information is taken into account***

From a regulatory perspective it is essential to ensure that all relevant scientific information is taken into account in describing the system; its evolution and its performance; and that no significant features, events and processes (FEPs), interactions and associated uncertainties have been overlooked. A systematic, transparent and traceable approach is essential for this. Furthermore, peer reviews, independent of the assessment teams are essential.

Examples for demonstrating that all relevant scientific information is taken into account include:

- Iterative approach in which the model and conclusions are progressively refined further as new knowledge arises and also based on information from prior iterations on what is important, and taking account of review and input from all disciplines.
- Systematic development of a project FEP database.
- Systematic assessment and documentation of FEP interactions and to identify model requirements.



- Auditing the completeness of the FEPs against the NEA FEPs or other widely accepted databases.
- Systematic assessment of all processes provided through the safety case reporting structure.
- Systematic completeness checks, as well as interactions with other agencies and auditing the completeness of the safety case against published safety cases in other countries.
- Selection of knowledgeable and experienced contractors and allocation of responsibilities to the different groups of personnel contributing to the safety case.
- Systematic reviews by experts not directly involved in the assessment.
- Use of specialist and interdisciplinary workshops.

### *Compilation of answers*

From a regulatory perspective it is essential to ensure that all relevant scientific information is taken into account in describing the system; its evolution and its performance; and that no significant features, events and processes (FEPs), interactions and associated uncertainties have been overlooked. A systematic, transparent and traceable approach is essential for this. According to CNSC, a safety assessment should justify the techniques and criteria applied to develop the scenarios that are analysed. Scenarios should be developed in a systematic, transparent and traceable manner through a structured analysis. SSI and SKI state that an important measure will be that primary safety review as well as independent safety review are carried out (as required by SKI regulations SKI FS 2004:1). A systematic comparison with the international NEA FEP database has been suggested to be the main method for checking completeness of FEPs. According to the UK/EA, the developer would be expected to demonstrate a reasonably comprehensive approach.

Examples for demonstrating that all relevant scientific information is taken into account include:<sup>1</sup>

- Iterative approach in which the model and conclusions are progressively refined further as both new knowledge arises and also based on information from prior iterations on what is important, and taking account of review and input from all disciplines (OPG). USDOE-YMP applies a formal process iterates scenario and FEP development through the process level (with several AMRs devoted to describing and cataloguing FEPs for larger building blocks of the repository up to the system level, and back again as any changes are made in the scientific basis at the AMR or higher levels.
- Systematic development of a project FEP data base: For example, Andra notes that establishing a link between each FEP and each part of the analysis requires going into detail of the qualitative safety analysis arguments, but did prove possible in practice, and useful for verifying and clarifying the safety analysis. SKB has developed a FEP data base, based on results of earlier assessments in a structure that enforces an appropriate handling of each FEP. BfS (as well as the others) try to make a systematic scenario analysis. OPG performs a specialist FEPs analysis, e.g. specific to host rock characteristics. For H12, a comprehensive list of relevant FEPs was developed by review (JAEA). Nirex aimed to be comprehensive in its identification of all relevant FEPs. This was achieved by eliciting FEPs in a structured way using a wide range of appropriate experts. The FEPs were structured on a Master Directed Diagram (MDD) that has the performance indicator, radiological risk, as the top-level FEP. The development of the next level requires identification of those FEPs required to determine the top FEP, i.e. radiological dose and radiotoxicology, which are linked to the top FEP by an “AND” logic gate. Each of these second level FEPs was developed in the

---

1. Organisations providing these examples in their answers are indicated. However, most likely some of the approaches are taken also by the organisations not directly listing this in their answer.

same fashion, and so on to increasingly lower levels of details as the FEPs become more and more specific. The lowest level FEPs on the MDD reflect an appropriate level of detail to form the basis of model development.

- Systematic assessment and documentation of FEP interactions. NUMO and JAEA note that in H12 the implications of the individual FEPs, the relationships with other FEPs, their uncertainties and the possible impact to the safety assessment are clarified based on scientific principles, state-of-the-art scientific knowledge, technical information from laboratory experiments, field investigation and expert opinion. Nirex used a matrix diagram to examine the interactions between FEPs and to identify model requirements (listed by Nirex, but applied by many more). Nirex considered all potential interactions in a systematic manner and the matrix diagram has been used to define modelling requirements for new software modules and to assist in packaging assessment work by identifying potential impacts of specific FEPs.
- Auditing the completeness of their FEPs against the NEA FEPs data base list (Ondraf, Niras, Andra, NUMO, JAEA, SKB, Nagra, Nirex). For example, Andra notes that the comparison between the FEPs databases and Andra own analyses proved to be very useful to safety engineers in ensuring that no fundamental characteristic of the components and no phenomenological process likely to have an influence on the repository had been forgotten.
- Systematic assessment of all processes provided through the reporting structure, e.g. by the Safety Case portfolio approach covering site, characteristics of spent fuel, canister design, repository design, processes, evolution of site and repository, biosphere assessment, radionuclide transport, complementary evaluations, summary used by Posiva, or through SKB development of a number of Process reports. Nirex associated all non-screened FEPs with one or more conceptual models. NUMO and JAEA note that in H12 a set of FEPs to be considered in the safety assessment is identified and recorded together with the reasons underlying the decisions. Scenarios for the safety assessment are then developed using the remaining FEPs along with the systematic methodology. Transparency and traceability in scenario development process are ensured by comprehensively recording the process and the judgements. It is important that above processes should be done iteratively and reviewed by experts to enhance the reliability and the completeness.
- Systematic completeness checks (Nagra), as well as interactions with other agencies and auditing the completeness of the safety case against published safety cases in other countries (Ondraf, Niras, OPG, Posiva; NUMO, JAEA, Nirex). In constructing the MDD Nirex did not exclude FEPs on the basis that they were insignificant. All FEPs were included, although some were later screened from inclusion in assessment models where there was good and agreed justification to do so. Furthermore, the software platform on which the MDD was developed allows “influence audits” to be created from any FEP, allowing the construction of “spider diagrams” in which all FEPs can eventually be traced to a conceptual model. This is one tool that facilitates the demonstration that all relevant FEPs have been addressed in the safety case.
- Selection of knowledgeable and experienced contractors and allocation of responsibilities to the different groups of personnel contributing to the safety case (OPG, Posiva, Nagra).
- Systematic reviews by experts not directly involved in the assessment (listed by Ondraf, Niras, OPG, SKB, Nirex but most likely also made by other organisations). The Nirex MDD, matrix diagram and the model development strategy utilising them, were all reviewed by an international expert team; and Nirex has an on-going commitment to peer preview and review of all aspects of its safety case development.
- Use of specialist and interdisciplinary workshops (OPG).

### 4.3 Methods, models, computer codes and databases

According to the NEA Safety Case Brochure the assessment methods, models, computer codes and databases must also be clearly and logically presented. As will be seen by the compilation of individual answers, all respondents generally support this ambition level and there are several examples of specific actions for meeting these ambitions. There are also actions not discussed or highlighted in the brochure. The most important examples being preparation of a geosynthesis, (i.e. collecting geoscience information from a variety of perspectives such as structural geology, hydrogeology, and geochemistry and synthesising this data into an integrated geosphere model that is consistent with the knowledge and history of the site), and the increased account of the construction and operational period. Some respondents systematically address the thermal, mechanical, hydraulic and chemical processes/alterations for this stage, using the same methodology as for subsequent, post-closure stages, whereas other still develop their approach – or even question whether it is important for post closure safety.

#### 4.3.1 Process to obtain the accurate models and databases?

From a regulatory perspective, simplifications and assumptions and any resulting restrictions or limitations in the model should be identified and discussed. Data and information inconsistent with the conceptual model of the site and the waste management system should also be identified. It is necessary that models are tested and evaluated to a sufficient extent (model verification and model validation). In the management of databases, sufficient data checking and quality assurance procedures are needed.

Generally, respondents acknowledge the need for sound conceptual models based on the existing scientific understanding. However, generally assessment models should not be described as “accurate” – in that they do not provide accurate “predictions”; rather, they are “suited to purpose”.

As with approaches for demonstrating that all relevant scientific information is taken into account, there are numerous examples listed on how respondents assess adequacy of models and data bases – in fact there is substantial overlap between this and the previous issue. Listed examples for checking adequacy of assessment models include:

- Systematic assessment governed by the safety case reporting structure, e.g. in special process and model reports.
- Making the people working on the assessment basis (system understanding) responsible for developing the conceptual models that are needed to understand the evolution of the system.
- Model testing and calibration by utilising observations from well-defined field and laboratory conditions.
- Evaluation of alternative conceptual models or application of independent assessment codes.
- Process understanding and process models provide the starting point for the development of often more simplified assessment models and insight models for specific scenarios, conceptualisations and assessment cases.
- Development of a single simulation platform allowing integration of different computer codes.
- Using simplified analytical solutions to develop understanding of the broad features of system evolution and performance for different combinations of initial and boundary conditions.
- Participation in international projects.
- Code verification and inter-comparison.

Examples listed for checking adequacy of the databases include:

- Documenting and assessing the database is documented in a special report.
- Collecting geoscience information from a variety of perspectives (e.g. structural geology, hydrogeology, and geochemistry) and synthesising this data into an integrated geosphere model that is consistent with the knowledge and history of the site.
- Review by internal and external experts
- Open of the databases via e.g. Internet to allow various users to obtain any indications.
- Develop procedures to control the impacts of changes in understanding/data and to control the processing of data and maintain databases.

### *Compilation of answers*

According to CNSC simplifications and assumptions, and any resulting restrictions or limitations in the model, should be identified and discussed. Data and information inconsistent with the conceptual model of the site and the waste management system should also be identified: SSI and SKI point out it is necessary that models are tested and evaluated to a sufficient extent (model verification and model validation). In the management of databases, sufficient data checking and quality assurance procedures are needed. The UK/EA notes that some process should be used to justify the models that are used in the assessment. According to GRS-Cologne the guidelines under development require that the implementer provides evidence about the scientific basis of the assessment but are not prescriptive about the way this has to be done. The applicability of models has to be substantiated e.g. by means of lab and *in-situ* tests and natural analogues. If the available information allows for several interpretations, alternative models have to be discussed and, if necessary, to be used. The issue of upscaling has to be addressed.

Generally, respondents acknowledge the need for sound conceptual models based on the existing scientific understanding is recognised (as pointed out by Posiva). Nagra notes that generally assessment models should not be described as “accurate” – in that they do not provide accurate “predictions”; rather, they are “suited to purpose”. This comment is likely valid for the other respondents as well.

As with approaches for demonstrating that all relevant scientific information is taken into account, there are numerous examples listed on how respondents assess adequacy of models and data bases – in fact there is substantial overlap between this and the previous issue. Listed examples for checking adequacy of assessment models include:

- Systematic assessment governed by the safety case reporting structure, e.g. SKB describes the handling of each process in specific Process reports. Motives for using key models presented in a Model summary report.
- The people working on the assessment basis (system understanding) are responsible for developing the conceptual models that are needed to understand the evolution of the system (Ondraf and Niras). By including personnel and contractors having either experience in salt mining or in safety assessment for nuclear repositories, the joint team was qualified to simplify the conceptual system model for the assessment (BfS, GRS-Bs and Colenco).
- Model testing and calibration by utilising observations from well-defined field and laboratory conditions (Posiva, NUMO and JAEA).
- Andra, together with CEA and later joined by EDF, has developed a simulation platform, “Alliance” offering all the means required to model the repository and conduct safety calculations. It enables the user to integrate computer codes from various origins and couple the various phases of calculation within a single environment.

- Evaluation of alternative conceptual models (Posiva). Two independent assessment codes have been made available (BfS, GRS-Bs and Colenco).
- Process understanding and process models provide the starting point for the development of often more simplified assessment models and insight models for specific scenarios, conceptualisations and assessment cases (Nagra).
- Using simplified analytical solutions are to develop understanding of the broad features of system evolution and performance for different combinations of initial and boundary conditions (Posiva).
- Participation in international projects, such as the NEA EBS project (RAWRA, Posiva).
- Code verification and inter-comparison. Posiva notes that following the development of a new code or the modification of an existing code, testing must be carried out to ensure that the code is free from errors... state-of-the-art tools that are widely used in nuclear waste management studies and in other fields of science are preferred over codes developed in-house. NUMO and JAEA check the appropriateness of mathematical and numerical codes by comparison with analytical steady-state solutions, inter-comparison with other numerical codes and compared with experimental results.
- Quality measures in developing the models and databases including external audits for some crucial elements (Ondraf and Niras).

Even if Nagra regards development of scientific understanding, process models and databases to proceed concurrently, and not as separate activities, there are anyway also some listed examples for checking adequacy of the databases:

- The database is documented in a special report that also includes the origin of the data (BfS). Data assessed in specified format – presented in a data report (SKB). Standardising data acquisition and application of QA (NUMO and JAEA).
- Review by internal and external experts (NUMO, JAEA and many others).
- Open of the databases via e.g. Internet to allow various users to obtain any indications (NUMO and JAEA).
- Collecting geoscience information from a variety of perspectives (e.g. structural geology, hydrogeology, and geochemistry) and synthesising this data into an integrated geosphere model that is consistent with the knowledge and history of the site (listed by OPG but certainly also a key part of safety cases prepared by Posiva, SKB and Nagra). Collecting state-of-the-art knowledge and inter-comparison of relevant data (NUMO and JAEA).
- “Procedures are in place to control the impacts of changes in understanding/data and to control the processing of data and maintain databases (USDOE-YMP).

#### ***4.3.2 What types of evidence support the applicability of models and databases***

Generally, there is a large overlap between the responses to the question on the process to support the applicability of models and associated databases (see previous section) and the responses to the question on the type of evidence presented to support this applicability. Listed examples include:

- Structured documentation and assessment of input data and their technical basis.
- Systematic and transparent approach to model development.
- Laboratory and field experiments and tests.
- Site characterisation data obtained by a suite of methods including seismic surveys, borehole measurements, and laboratory sample analysis.

- Scientific and technical literature.
- Internationally approved databases (e.g. TDB).
- Natural analogues and palaeohydrogeological models to evaluate uncertainties arising from the temporal scales of concern – can be used to develop and test detailed process model.
- Expert judgement and critical internal and external review.

#### *Compilation of answers*

Generally, there is a large overlap between the responses to the question on the process to support the applicability of models and associated databases (see previous section) and the responses to the question on the type of evidence presented to support this applicability. Listed examples include:

- Input data and the fruit of the analyses conducted structured into a documentary architecture organised according to the safety approach (Andra).
- Systematic and transparent approach to model development (Andra, SKB, Nagra).
- Laboratory and field experiments and tests (Ondraf and Niras, RAWRA, Posiva, BfS, GRS-BsF, Colenco, NUMO and JAEA, SKB, Nagra, USDOE-YMP).
- Site characterisation data obtained by a suite of methods including seismic surveys, borehole measurements, and laboratory sample analysis (OPG, Posiva, Andra, BfS, GRS-Bs, Colenco, SKB, Nagra, USDOE-YMP).
- Scientific and technical literature (Ondraf and Niras, OPG).
- Internationally approved databases (e.g. TDB) (Ondraf and Niras).
- Natural analogues and palaeohydrogeological models to evaluate uncertainties arising from the temporal scales of concern – can be used to develop and test detailed process model (CNSC, RAWRA, Posiva, NUMO and JAEA, SKB, Nagra, USDOE-YMP).
- Expert judgement and critical internal and external review (Posiva, NUMO and JAEA, SKB, Nagra, USDOE-YMP).

It may also be noted that CNSC recognises that models of individual processes or phenomena can sometimes be validated by experiments and blind predictions, whereas the long-term predictions cannot be confirmed.

#### **4.3.3 Utilise data, results, technical guidance from international sources**

International sources are utilised in the assessment bases and safety cases, but generally more for inspiration and audits, than fully replacing the needs for project specific information.

- The NEA FEPs database is used by many, but mainly for completeness checks. Most respondents use the NEA thermodynamic database, but additional data and assessments needed.
- The IAEA biomass project is used mainly as inspiration.
- Other international projects mentioned include the migration studies in the EBS and FUNMIG projects and the IAEA ISAM methodology.
- Also, principles elaborated by international organisations (IAEA, OCDE/NEA, ICRP) are generally considered. For example, beyond the questions simply related to impact, recent developments in international reflective thinking insist on the notion of “safety case” in addition to “safety assessment” alone.

Assessment methodologies published by other national programs, or internationally in the NEA IPAG reports, as well as international peer reviews, are also important input to the assessment basis,

although mainly for inspiration. At least in Germany international sources, especially NEA and IAEA guides, extensive reviews of recent safety reports and bilateral exchanges with regulators have been a basis for the criteria revision and guideline development.

#### *Compilation of answers*

International sources are utilised in the assessment bases and safety cases, but generally more for inspiration and audits, than fully replacing the needs for project specific information. The NEA FEP data base is used by many, but mainly for completeness checks, as noted by OPG, RAWRA, Posiva, Andra, NUMO, JAEA, SKB, Nagra and USDOE-YMP. In addition, the Ondraf/Niras FEPs structure is based on the NEA FEP data base organisation.

Most respondents, e.g. Ondraf and Niras, RAWRA, Posiva, SKB, Nagra and USDOE-YMP, use the NEA thermodynamic database. But additional data and assessments are needed since the TDB does not cover all elements. JAEA developed its in-house thermodynamic database and sorption database taking account of the NEA Thermodynamic databases.

The IAEA biomass project is used mainly as inspiration (Ondraf, Niras, Posiva, SKB, Nagra, USDOE-YMP). RAWRA (among others) follow and learn from the migration studies in the EBS and FUNMIG projects. NUMO/JAEA note that the H12 biosphere assessment was conducted based on Reference Biospheres Methodology developed in BIOMASS. Overall, the safety assessment of OPG will follow the IAEA ISAM methodology.

Andra (but certainly other organisations as well, took into account a number of principles elaborated by the organisations (IAEA, OCDE/NEA, ICRP). The texts related to safety issued by international organisations (IAEA “requirements”, OECD leaflets, ICRP recommendations) were considered as a reference for the creation of the present dossier. These texts determine the principles which allow dialoguing with the international community by establishing references common to all. In particular and without prejudice to the application of other texts, Andra referred to ICRP 81 for questions related to the radiological protection of the public within the framework of the management of long-lived waste. The main question raised is that of real or potential long-term exposures. Beyond the questions simply related to impact, recent developments in international reflective thinking (IAEA “safety requirement” project no. DS 154, “Post-closure safety case for geological repositories” of OECD/NEA) insist on the notion of “safety case” in addition to “safety assessment” alone. NUMO and JAEA refer to elements of safety case, examples of methods for assessments, etc. in the NEA Safety Case Brochure/IAEA WS-R-4 and consider the ICRP Pub. 81 in their approach to scenario treatment (e.g. classification), approaches to show whether constraints are satisfied (aggregated or disaggregated approach).

Assessment methodologies published by other national programs, as well as international peer reviews, are also important input to the assessment basis, although mainly for inspiration. Ondraf and Niras base to a large extent their current work on the methodology of SFC 1 on reviews of the most recent work conducted in the leading disposal programmes. Posiva and SKB have an extensive collaboration. Posiva follows developments of the assessment methodologies of other national programs. According to BfS, GRS-Bs and Colenco the safety assessment is performed by experts which are familiar with the international state of the art in this field and which work in accordance with the general basic principles stipulated by the international community. In the Project Opalinus Clay safety case the methodology employed by Nagra draws on the results of interactions with other waste management organisations and on insights from participating in committees of international organisations. NUMO and JAEA refer to the NEA IPAG reports concerning contents of safety report, measures to increase confidence, etc.

According to GRS-Cologne, the German criteria revision and guideline development is based on IAEA and NEA documents and the IAEA safety requirements guide, an extensive review of recent safety reports, bilateral exchanges with regulators, GRS assessment experiences and the guideline on long-term safety assessment suggests the use of the NEA FEP database.

#### ***4.3.4 Account of construction and operational period***

From a regulatory perspective long-term impacts of events and processes occurring before closure needs to be assessed. It is important that any significant impacts that arise as a result of processes or events that occur prior to closure are analysed in the post-closure safety case.

Most respondents consider the constructions and operational period, but the level of detail varies, possibly, but not only, related to the type of repository and host rock envisaged. Some systematically address the thermal, mechanical, hydraulic and chemical processes/alterations for this stage, using the same methodology as for subsequent, post-closure stages, whereas other still develop their approach. Feedback to the design and construction planning is also considered, e.g. in dimensioning the characteristics of certain components and how to plan construction and repository operation activities in such a way as to limit the disturbance of the host rock.

Examples of issues considered include:

- Effects of shaft construction methods on repository sealing.
- Mechanical impact of excavation including the excavation damaged zone.
- Modelling of hydro-mechanical evolution in the vicinity of the emplacement tunnels.
- Chemical disturbances of the host rock due to the presence of oxygen in the open repository are studied, also from the perspective of host rock disturbances.
- Drying of the surface layers of the host rock by pre-closure ventilation.
- Oxygenation of the host formation.
- Resaturation time.
- Thermal impacts.
- Sealing of monitoring wells.
- Consequences of an abandonment of the repository without proper closure.

In contrast some do not directly include the duration of construction and pre-closure in the assessment and even suggest that the durations of the construction and operational periods has little impact on post closure safety.

#### *Compilation of answers*

From a regulatory perspective long-term impacts of events and processes occurring before closure needs to be assessed. The UK/EA states that it is important that any significant impacts that arise as a result of processes or events that occur prior to closure are analysed in the post-closure safety case. The CNSC states that the approach taken to determine respective periods of time used in the assessment should take into account the duration of the operational period (before the facility reaches its end state). Furthermore, SSI and SKI state that regulation require that an account should be given of measures undertaken for radiation protection of workers that may have a negative impact on the protective capability of the repository. In contrast, GRS-Cologne notes that this issue is not addressed in the proposal for the revised German safety criteria and guidelines.

Most respondents consider the constructions and operational period, but the level of detail varies, possibly, but not only, related to the type of repository and host rock envisaged. For OPG, the detailed



safety case including analysis of FEPs, is under development. Aspects of construction and operation which may be of interest for post-closure analysis include effects of shaft construction methods on repository sealing, excavation damaged zone, drying of the surface layers of the host rock by pre-closure ventilation, effects on gas generation, resaturation time, which may be very long due to the very low permeability of the host rock and sealing of monitoring wells. Posiva assesses this phase in specific chapter in the report on the evolution of the site and repository, being part of the Safety Case portfolio. Andra studies the possible link between time frames in the post closure phase and events occurring during the operational and reversibility phase. No pre-defined duration is fixed as regards the operational phase, and Andra takes into account the fact it could last for several centuries, depending on the demands of society, associated with reversibility. Also several long-term phenomena, including thermal phase, resaturation, mechanical evolution and canister corrosion may have already started at that time in the repository depending on the works progress history. Because of the uncertainty and variability regarding these phenomena and their starting point, pessimistic assumptions have been made. For BfS/GRS-Bs/Colenco implications of (mine) construction and the duration of the (mine) operation is a fundamental boundary condition to the safety assessment. SKB systematically addresses thermal, mechanical, hydraulic and chemical processes/alterations for this stage, using the same methodology as for subsequent, post-closure stages. An analysis of the potential effects of the pre-closure phase on long-term safety has been conducted (Chapter 7 in Nagra 2002c).

Nirex notes that several processes and conditions during the operation phase, may have long-term implications. In Nirex 97, repository resaturation was modelled explicitly as part of the investigation aimed at understanding the evolution of the groundwater pathway – this is appropriate for a site-specific investigation. However, given the generic nature of the GPA, it was not considered that modelling resaturation in detail was necessary. As part of the assessment of the gas pathway in the GPA, the evolution of the oxygen content of the repository is modelled explicitly – once the oxygen is consumed and anaerobic conditions are established, for example hydrogen gas generation from steel corrosion will commence. The software used in both the GPA and Nirex 97 models the evolution of the repository inventory but cannot explicitly model the time evolution of the properties of the engineered system as it cannot handle time-dependent parameters. Instead, where appropriate, conservative assumptions are applied, and “probability density functions” (PDFs) are used that take account of some of the variations of the properties with time (particularly for radionuclide solubility and sorption). The evolution of the repository and surrounding rock, in terms of its response to stress changes, is not explicitly considered in performance assessment models. However, its potential consequences on the evolution of, for example, the groundwater pathway, could be scoped at an appropriate level of detail as part of a concurrent research programme. In future assessments, more explicit account will be taken of the duration and nature of the construction, operational and pre-closure open periods in the safety case as these periods will be described and assessed and included in the resulting Environmental Safety Case (ESC) together with the post-closure timeframes. The proposed integration of the operational safety assessments with the post-closure assessment in the ESC should ensure a complete and comprehensive safety case.

Examples of issues considered include:

- Effects of shaft construction methods on repository sealing (OPG, BfS/GRS-Bs/Colenco).
- Mechanical impact of excavation including the excavation damaged zone (listed by OPG, Andra, NUMO/JAEA and Nagra, certainly also considered by Posiva and SKB).
- Modelling of the hydro-mechanical evolution in the vicinity of the emplacement tunnels (SKB, Nagra).
- Chemical disturbances of the host rock due to the presence of oxygen in the open repository are studied, also from the perspective of host rock disturbances (listed by Ondraf, Niras, NUMO and JAEA, but certainly studied by others as well).

- Drying of the surface layers of the host rock by pre-closure ventilation (OPG).
- Desaturation and resaturation time as well as influences of long opening of tunnels (if required). (OPG, Andra, BfS/GRS-Bs/Colenco, Posiva, NUMO, JAEA and SKB).
- Oxygenation of the host formation (Andra). Presence of plugs and seals and drainage during the operational period (NUMO and JAEA).
- Thermal impacts (listed by Andra, NUMO, JAEA and SKB but certainly addressed by many others as well).
- Influences of any monitoring systems – if included (NUMO(JAEA). Sealing of monitoring wells (OPG).
- Consequences of an abandonment of the repository without proper closure (Nagra).

Furthermore, according to Ondraf and Niras all construction and repository operation activities have to be planned and conducted in such a way as to limit the disturbance of the host rock as a radionuclide transport barrier (the safety function fulfilled by the host rock being a crucial contributor to safety). Andra notes that the long operational period has to be taken into account when considering the dimensioning the characteristics of certain components (for example, canister dimensions take into account a possible exposure to oxidising conditions, and so do the studies on the EDZ). NUMO and JAEA conclude that the possible changes/perturbations in the pre-closure period affect the timeframes in which some processes, like resaturation, elevated temperatures or chemical degradation of cementitious materials are modelled, but would not change timeframes for the EBS functions.

In contrast, RAWRA do not directly include the duration of construction and pre-closure in the assessment. The USDOE-YMP post closure safety begins as the repository is closed and sealed and the durations of these construction and operational periods has little impact on post closure safety.

#### ***4.3.5 Roles of detailed mechanistic models***

Generally, the regulatory perspective is that detailed mechanistic models would be important in a demonstrating understanding of the results of laboratory or field investigations and to justify simplified models and parameter values. With few exceptions detailed mechanistic models are not directly used in consequence analyses, but underpins the safety case since they are used to assess specific safety functions or for derivation of parameter values to assessment models.

#### *Compilation of answers*

Generally, the regulatory perspective is that detailed mechanistic models would be important in a demonstrating understanding of the results of laboratory or field investigations and to justify simplified models and parameter values. According to the CNSC, sophisticated detailed models of processes can be used to determine if those processes are sufficiently influential to include them in the long-term assessment model, or if they can be ignored with no detriment to the reliability of the predictions. SSI and SKI note they are needed to support assumptions and parameter values used in the compliance evaluation. The general expectation of the UK/EA is that detailed mechanistic models would be important in a number of roles e.g. to demonstrate a detailed understanding of the results of laboratory or field investigations, to justify simplified models and parameter values. GRS-Cologne notes that this is not explicitly addressed in the proposal for the revised safety criteria and guidelines, but in principle such models could contribute to, and demonstration of, understanding of key phenomena including coupled THMC phenomena, derivation of averaged or upscaled parameters for integrated modelling and justification of model simplifications in the integrated PA model.

Detailed mechanistic process models are, indeed, primarily used for justification of simplifying assumptions and for derivation of parameter values to assessment models. Ondraf/Niras note such models are needed to support assumptions and parameter values used in the compliance evaluation. System understanding or performance assessment calculations/modelling will be used to justify model simplification and abstraction and to identify (and to the extent possible quantify) safety reserves. For Posiva, detailed mechanistic models of specific processes are limitedly applied for specific purposes like the evaluation of parameters (e.g. sorption coefficients) for simplified models. It is regarded that mechanistic modelling needs to undergo substantial developments before it can serve as a principal performance assessment tool. For Nagra, the development such models is an intrinsic part of the development of a scientific understanding of system evolution, and, as such, underpins the entire safety case, even if they are not incorporated directly in the near-field/geosphere/biosphere assessment model chain. BfS, GRS-Bs and Colenco note that detailed mechanistic models are fundamental in the safety case. In a more or less direct way and with more or less simplifications mechanistic models are used to quantify all relevant processes. NUMO and JAEA use detailed mechanistic models to support scientific understanding of relevant FEPs, to justify simplifications into assessment models, to derive parameter values, to design repository, and to provide input for site characterisation. Nirex has developed a range of computer software that enables representation of repository system components at different levels of detail. These models form a hierarchy, which has as its basis a wide variety of data, acquired from research and investigations carried out by Nirex, other repository programmes and within other scientific fields. The USDOE-YMP safety case has a safety assessment that is system-level, but calls several process models as well as abstracted models. The burden is to show that abstracted models properly mimic the process models, and that, in turn, the process models are appropriate for their use.

For example, OPG performs detailed modelling of the geochemistry with PHREEQC to assess the importance of evolutionary processes (dissolution of limestone). SKB applies detailed mechanistic models for assessing the THM behaviour of the canister-buffer-backfill system, the THM responses of the rock and the canister failure criteria for rock shear movements. Chemical models are used to derive  $K_d$ -values for the buffer.

#### ***4.3.6 Source for estimating waste inventory – uncertainties?***

Waste amounts and activity estimates are generally based on information on waste production by the waste producers and inventories are calculated or assessed using information on burn-up and by tracking existing tracking inventories.

Depending on waste type the inventories of some nuclides are judged more uncertain, but these uncertainties are generally not judged to be of any major importance for the safety case. Generally, the life-time of the reactors and the extent of their operation during the life-time are uncertain. This is taken into consideration by considering the safety and design implications of uncertainty in the waste amounts. Assessment of various production scenarios, e.g. in terms of reprocessing cycles or burn-up allow examination on how the repository architecture can take into account various inventories and possible management modes downstream from the nuclear fuel cycle.

#### *Compilation of answers*

Waste amounts and activity estimates are generally based on information on waste production and burn-up from waste producers and by tracking existing tracking inventories. The waste producers provide Ondraf and Niras with radionuclide activity values and estimated waste volumes. OPG primarily extract the inventories from an Integrated Waste Tracking System used to track the waste placed into interim storage. These data include both directly measured quantities as well as inventory estimated by various scaling factors. For RAWRA the principal waste source is the spent fuel from

Czech NPPs and this information is continuously reviewed and compared with the previous records. Posiva base their estimates from burn-ups of fuel from each power reactor, cooling times, material specifications of the fuel assemblies, including relevant impurities and carries out inventory calculations with ORIGEN2.1. In order to conduct the study of repository possibilities, Andra created an inventory model (MID or modèle d'inventaire de dimensionnement) aiming to consolidate the data and assumptions on the HLLL wastes taking into account the wastes already produced and presently stored on their production sites, as well as the future wastes based on the assumption of an average operating period of forty years for the existing electronuclear reactors. For BfS/GRS-Bs/Colenco the waste producers have to declare the radiological and non-radiological components of the waste packages. The inventory of the radioactive waste is acquired and controlled by measurements and calculations based on these measurements. NUMO and JAEA note that the vitrified waste from JNFL reprocessing plant at Rokkasyo, and vitrified wastes from COGEMA and BNFL reprocessing plants as well as the vitrified waste from JAEA Tokai Vitrification Plant is considered. The inventory of these vitrified wastes is estimated based on the prediction of future electricity demand and overseas reprocessing. The radionuclide inventory in a vitrified waste is estimated by calculation (e.g. using ORIGEN code) and information of chemical analysis of high-level liquid waste at reprocessing plant. SKB makes yearly evaluations of the current inventory and from the forecasted production during the estimated life-time of existing reactors. The UK/EA notes that the national inventory is compiled on information provided by waste producers.

Actions on how to deal with the uncertainties in the radionuclide inventories during waste acceptance has recently been launched within Ondraf and Niras. Information on some long-lived radionuclides and on the exact material composition of the waste is subject to some uncertainty (OPG). Andra selected various production scenarios (in terms of reprocessing and burn-up) in order to provide access to a wide range of waste types, even hypothetical, and thus allow dealing with the various problems for the study of their repository. These scenarios were created in relation with the waste producers. The objective of these scenarios is not to prefigure an overall industrial model, but to examine how a repository architecture can take into account various inventories and possible management modes downstream from the electronuclear cycle. For BfS, the highest uncertainty is to be seen in the inventory of the waste with negligible heat generation due to its chemical heterogeneity, but it is assumed that existing uncertainties are covered by the variation of parameters in the safety assessment. NUMO/JAEA note that an important uncertainty associated with inventory information is the iodine content in vitrified waste. According to SSI/SKI uncertainties in the inventory of spent fuel are more pronounced for a few minor nuclides, e.g. Cl-36, Se-79, Sn-126, Pd-107. SKB notes that the life-time of the reactors and the extent of their operation during the life-time are uncertain. This is taken into consideration by dimensioning the repository to be able to receive 6 000 canisters, whereas the best estimate of the extent of the reactor programme suggests that 4 500 canisters would be required to handle the spent nuclear fuel. Nagra applies a reference power plant lifetime of 60 years – assumed to be a cautious estimate and also assesses a variant inventory that corresponds to a 300 GWa (e) power production scenario in order to illustrate the impacts of a much larger inventory of waste. According to USDOE-YMP, uncertainty is neither great nor important, to the safety case and will be corrected over time.



## 5. EVIDENCE, ANALYSES AND ARGUMENTS

### 5.1 Evaluation of performance/safety indicators

According to the NEA safety case brochure, most national regulations give safety criteria in terms of dose and/or risk, and the evaluation of these indicators, using either mathematical analyses or more qualitative arguments, for a range of evolution scenarios for the disposal system, appears prominently in all safety cases that are intended for regulatory review. Robustness of the safety case is, however, strengthened by the use of multiple lines of evidence leading to complementary safety arguments that can compensate for shortcomings in any single argument. Complementary types of evidence and arguments in support of a case for safety include general evidence for the strength of geological disposal as a waste management option, evidence for the intrinsic quality of the site and design, safety indicators complementary to dose and risk, and arguments for the adequacy of the strategy to address and manage uncertainties and open questions.

Judging from the questionnaire responses several actions are, indeed, taken for checking reliability or plausibility of safety cases including validation against large scale experiments or field data, various QA procedures, the iterative approach in which the safety case is progressively refined and reviewed, comparison with “simplified analytic approaches, peer review and various international exercises. Some of the cited assessments show doses and/or risks at or above acceptance levels, in altered evolution scenarios or other cases of low likelihood – or at very late times. However, in light of the uncertainties, these cases are not seen to violate eventual compliance with regulation. Safety and performance indicators in addition to dose and risk are indeed used, mainly for illustrative purposes and the selection reflect the measures that have been discussed in various international fora.

#### *5.1.1 Methodologies for checking reliability or plausibility*

From a regulatory perspective the implementer is expected to carry out and document procedures for checking reliability or plausibility as part of their safety case. The implementer should demonstrate a thorough understanding of the underlying science and engineering principles that are controlling the assessment results and that the results of the assessment are analysed to show consistency with system performance expectations and with the complete set of assumptions and simplifications used in developing the models and scenarios. Furthermore, the regulator may carry out independent modelling activities to check reliability.

Several actions are taken for checking reliability or plausibility including:

- Validation against large scale experiments or field data.
- Qualitative arguments.
- QA procedures for checking appropriateness of conceptual models, of mathematical models (e.g. equations, initial and boundary conditions), of numerical solution techniques, of input data and of results and arguments (see also answers in Section 3.1.6).
- Iterative approach in which the safety case is progressively refined and reviewed.
- Comparison with “simplified analytic approaches” and “benchmarking”.

- Transparency, traceability and openness.
- Peer review and internal expert reviews.
- International examples of similar safety assessments for plausibility checks.
- International exercises like HYDROCOIN, INTRACOIN, INTRAVAL, GEOTRAP, DECOVALEX, CHEMVAL.

It should also be noted that there are several actions listed already under previous questions.

### *Compilation of answers*

From a regulatory perspective the implementer is expected to carry out and document procedures for checking reliability or plausibility as part of their safety case. The CNSC expects an applicant to demonstrate a thorough understanding of the underlying science and engineering principles that are controlling the assessment results and that the results of the assessment are analysed to show consistency with system performance expectations and with the complete set of assumptions and simplifications used in developing the models and scenarios. The UK/EA recognises that there are a range of possible approaches including QA measures, model verification and validation, using independent data from the specific site to test models, obtaining a key result by more than one at least partially independent model and demonstrating that the results and variation of the results as a function of input parameters is understood. Furthermore, according to SSI and SKI the regulator may carry out independent modelling activities to check reliability and plausibility as part of their review process.

Examples of actions taken for checking reliability or plausibility include:

- Validation against large scale experiments or field data. When possible Ondraf and Niras aim at validating essential processes by large scale experiments”. Posiva (among others) carry out modelling exercises on the basis of the observations and field tests at natural analogue sites and the experiments in the TVO Research Tunnel at Olkiluoto and in the underground research laboratories at Stripa and Äspö in Sweden.
- Qualitative arguments. Although a large part of Dossier Andra 2005 is devoted to impact assessments Andra has tried to get as much information as possible out of these assessments beyond the calculation alone. The chapters treating the repository’s design, the management of uncertainties or the teachings from safety analysis are also given equal importance.
- QA procedures for checking appropriateness of conceptual models, of mathematical models (e.g. equations, initial and boundary conditions), of numerical solution techniques, of input data and of results and arguments. (Nagra, OPG, NUMO, JAEA and Posiva note the importance of QA – but others apply QA, see answers in Section 3.1.6).
- Iterative approach in which the safety case is progressively refined (OPG). Also Ondraf and Niras point out that successive PA and SA calculations, spread over decades, provide a means to compare results obtained, often with widely varying models and data, and to interpret differences and to avoid unreliable results.
- Comparison with “simplified analytic approaches”, “benchmarking”: Ondraf and Niras performed calculations with different calculation tools to compare results and interpret differences. RAWRA performed parallel calculations of the same or a similar case in particular studies. Posiva carry out “Back-of-the-envelope” calculations and have decided to evaluate the feasibility of alternative assessment codes for supplementary or diversifying near-field and far-field calculations. BfS, GRS-Bs and Colenco have reproduced the interim results and the final results of the model calculations step by step by simplified analytic

approaches. Additionally, two independent calculations for the same closure concept and the same parameter set have been performed by independent teams. As a complement to the numerical models for assessment calculations, SKB has developed a set of analytical models that use the same input as the numerical models and that have been demonstrated to produce essentially the same result in a number of benchmarking cases. In some cases Nagra have performed additional independent calculations (simplified or equally complex). USDOE-YMP has carried out a series of checking calculations to certify that key portions of the total system model are doing what they are intended to do. In the Nirex 95 and Nirex 97 assessments, a simple analytic model of the safety functions of the multiple barrier system was shown to give a good approximation to the results of the more complex modelling for the groundwater pathway. Confidence can be provided in the results of the complex numerical models by showing that similar results may be obtained on the basis of simple models whose basis may be more easily explained and that can be shown to capture the essential features of the system.

- Transparency, traceability and openness. Andra notes that the following qualities are expected from a “safety case”: “transparency”, that is, clarity and intelligibility, and a concern for its adaptability to the various targeted readers; “traceability”, that is, ability to backtrack to the source of any assertion, data, assumption, by a clear presentation and the use of references; and “openness”, that is, accounting and discussion of the uncertainties, open questions, or any element forcing reconsideration of the repository’s safety.
- Peer review and internal expert reviews (OPG, Andra, USDOE-YMP, Nagra – among others).
- International examples of similar safety assessments (OPG). Nagra made plausibility checks through comparison with information from other performance assessment studies and for numerical results comparison with results from other analyses or other cases.
- International exercises like HYDROCOIN, INTRACOIN, INTRAVAL, GEOTRAP, DECOVALEX, CHEMVAL (Posiva).

(As for other questions, the fact that a certain organisation did not mention a certain procedure does not mean this procedure is not followed).

### ***5.1.2 Doses and/or risks at or above acceptance limits?***

Generally, the regulatory perspective on doses and/or risks at or above acceptance levels is that such results should be interpreted in light of the degree of uncertainty associated with the assessment. At least some regulators stress that it is always a good idea to evaluate realisations with high consequences separately (so-called “high-risk re-analysis”) in order to clarify the causes for these high consequences (e.g. certain parameter combinations).

Some of the cited assessments show doses and/or risks at or above acceptance levels, in altered evolution scenarios or other cases of low likelihood – or at very late times. However, in light of the uncertainties, these cases are not seen to violate eventual compliance with regulation. However, at least some respondents note, that the results are used to reach a better understanding of key phenomena in the evolution of safety functions and to, possibly at later stages, suggest design modifications that would lead to lower consequences.

#### *Compilation of answers*

Generally, the regulatory perspective on doses and/or risks at or above acceptance limits is that such results should be interpreted in light of the degree of uncertainty associated with the assessment (CSNC). The UK/EA note that the expectation value of risk is the quantity for comparison with the risk target and it is likely that in particular realisations the conditional risk exceeds the regulatory



target. According to GRS-Cologne draft safety requirements formulate targets for the probabilistic assessment of scenarios in a way that some realisations may exceed these targets (confidence limits for percentiles). GRS, however, believes that it is always a good idea to evaluate realisations with high consequences separately (so-called “high-risk re-analysis”) in order to clarify the causes for these high consequences (e.g. certain parameter combinations).

Some of the cited assessments show doses and/or risks at or above acceptance limits, in altered evolution scenarios or other cases of low likelihood – or at very late times. However, in light of the uncertainties, these cases are not seen to violate eventual compliance with regulations. Ondraf/Niras evaluated such cases by also discussing their likelihood of occurrence and by explicating and discussing the pessimistic assumptions underlying the scenario and safety models. This is seen as an area requiring further discussions with the regulator. Posiva notes that the deterministic dose rates from a few purely hypothetical or very unlikely scenarios exceeded the dose rate limit. However, in this case the probabilities should also be considered, which means that the risk criterion was not violated. According to Andra, current dose constraints for operating situations are understood to be the levels not to be exceeded, the objective being to reduce in any case the exposures as much as reasonably possible. However, a complete radiological protection optimisation approach is not presented in Dossier Argile because it is premature at this stage. In addition, the constraints apply to a normal situation; for the accident studies, for the public as well as the workers, the impact is judged acceptable for each specific case according to the likelihood of the situation considered. NUMO and JAEA note that some “what if?” calculation cases (e.g. a new fault hits the repository) give rise to targeted dose. For such cases, the likelihood of scenarios is taken into consideration and risk-based arguments are made. The estimated risks were still less than the risk level equivalent to the targeted dose. According to USDOE-YMP, the doses from some very unlikely events, should they occur, would be unacceptable especially in the earlier parts of the postclosure phase, but their unlikely nature makes them represent a very low and acceptable risk.

In the BfS, GRS-Bs and Colenco case a few (< 1%) probabilistic realisations gave doses slightly above the acceptance limit, but detailed analysis of these cases shows that combinations of unfavourable parameter values result in an extreme system behaviour, which can in all cases be mitigated by activating reserve FEPs. SKB have calculated such high risk levels, but only for pessimistically derived scenarios in a (long) one million year perspective. These results are used to reach a better understanding of key phenomena in the evolution of safety functions and to, possibly at later stages, suggest design modifications that would lead to smaller releases.

### ***5.1.3 Safety and performance indicators in addition to dose and risk***

From a regulatory perspective safety and performance indicators in addition to dose and risk are seen as illustration and/or providing more robust measure for distant time periods. However, apart from the Finnish regulator STUK, regulators have not developed any quantitative criteria for assessing such safety indicators.

Safety and performance indicators in addition to dose and risk are indeed used, mainly for illustrative purposes and the selection reflects the measures that have been discussed in various international fora, i.e.:

- Radionuclide flux to and concentration in biosphere, compared with natural radioactivity in the local environment. These indicators, although not entirely independent of the assumptions of the assessment biosphere models, are at least independent of assumptions regarding exposure pathways.
- Activity releases from the repository compared to the release constraints issued by the Finnish regulator STUK.

- Radiotoxicity of the waste, radiotoxicity concentration and flux – compared with the radiotoxicity of various natural occurrences of radionuclides, such as the radiotoxicity of earth crust in a volume of the disposal area.
- Distribution of the radiotoxicity among the different parts of the disposal system as function of time and the integrated release of radiotoxicity from the different barriers or repository system compartments as function of time.
- Key factors describing the evolution of various safety function over time.

### *Compilation of answers*

From a regulatory perspective safety and performance indicators in addition to dose and risk are seen as illustration and/or providing more robust measure for distant time periods. According to CNSC several other safety indicators, such as those that reflect containment barrier effectiveness or site-specific characteristics that can be directly related to contaminant release and transport phenomena, can be presented to illustrate the long-term performance of a waste management system. According to SSI and SKI compliance for distant time periods (i.e. beyond 100 000 years) may instead be based on more robust measures of repository performance, such as various measures of barrier performance and radionuclide fluxes in the geosphere, but SSI has not developed any quantitative criteria for assessing such safety indicators. According to the UK/EA, the developer may feel that additional performance indicators are helpful in demonstrating and communicating safety. GRS-Cologne states that consequence calculations should as far as possible rely on the modelling of repository components the evolution of which can be forecasted over the assessment timeframe, and on components the safety concept is based on (i.e. which should provide the basic safety function of isolation and confinement). GRS stresses the role of concentrations and fluxes as major indicators which allow, together with other lines of evidence, to judge about the confinement capability of a repository system. As far as possible, concentrations/fluxes occurring in nature should be used as yardsticks. This has, however, its limitations with regard to the assessment of potential releases of artificial radionuclides the assessment of which has to be based on radiological considerations using standardised models. Thus, assessment calculations serve as one of multiple lines of evidence substantiating that the safety function “confinement/isolation” is ensured. It can then be argued that, if the confinement of the waste is ensured, the protection objectives for humans and the environment are met. In turn, the confinement is ensured if the already existing system is perturbed as little as possible. A set of indicators – most of which are located at the boundary of the isolating rock zone – based on these ideas is presently being debated in Germany.

Safety and performance indicators in addition to dose and risk are indeed used, including:

- Radionuclide flux to and concentration in biosphere: A comparison is made with natural radioactivity in the local environment. (Ondraf/Niras, OPG, Andra, NUMO, JAEA, SKB). NUMO and JAEA note that these indicators, although not entirely independent of the assumptions of the assessment biosphere models, are at least independent of assumptions regarding exposure pathways, especially human habits. In the Nirex GPA, other indicators are given – for example, the radionuclide flux out of the engineered barriers and out of the geosphere; and radioactivity levels in the main system components at various times. Nirex has also investigated the use of alternative safety indicators (for example radionuclide concentrations in the environment) and the roles for more qualitative safety measures (for example comparisons with natural and anthropogenic analogues) in a safety case.
- Calculated releases from the repository are compared to release constraints issued by the Finnish regulator STUK (SKB and Posiva).

- Radiotoxicity of the waste, radiotoxicity concentration and flux – compared with the radiotoxicity of various natural occurrences of radionuclides (listed by OPG, BfS, GRS-Bs, Colenco, NUMO, JAEA and Nagra). For example, BfS, GRS-Bs and Colenco compared the radiotoxicity of the waste with the radiotoxicity of 1 km<sup>3</sup> earth crust (the volume of the disposal areas) or with the radiotoxicity of the backfill in the disposal caverns, the radiotoxicity concentration in the aquifer was compared to the typical natural concentration in drinking water and the radiotoxicity flux from the geosphere was compared to the natural flux in groundwater near the site. NUMO and JAEA note that even if direct comparisons with natural concentration can, of course, only be made for radionuclides that are naturally present in the environment. The regulatory concentration limits for routine releases from existing nuclear facilities, which are derived from annual limits for intake can, however, be used to derive a common scale for all radionuclides of concern, allowing indirect comparisons to be made.
- BfS/GRS-Bs/Colenco presented the distribution of the radiotoxicity among the different parts of the disposal system as function of time and the integrated release of radiotoxicity from the different barriers as function of time.
- The fraction of the released amount of substance, U and Th concentrations, the contribution of released radionuclides to power density in groundwater and the contribution to radiotoxicity flux in groundwater are the indicators proposed by GRS for the boundary of the isolating rock zone. In addition, nuclide concentrations in accessible groundwater and effective individual dose might be considered.
- Key factors describing the evolution of various safety function over time. For example, OPG consider the age of the groundwater and its salinity direct indicator of expected performance and also consider the required thickness of shielding as a performance indicator. Andra assessed different indicators associated with the “resisting water circulation” function including Péclet (Pe) number, advective and diffusive flow indicators and the distribution between the radionuclide mass transiting along and/or in the structures made up of drifts and shafts and the mass migrating by diffusion. Andra also deduced indicators for assessing the “limiting the release of radionuclides and immobilising them in the repository” function.

In the GPA and Nirex 97, it is fair to say that radiological risk was the main performance indicator reported. In Nirex plans for an Environmental Safety Case (ESC) these alternative safety arguments will take on a key role. The aim will be to demonstrate our understanding of the performance and evolution of the repository system and its various components by reference to facts and situations with which the audience may be familiar.

## **5.2 Strength of geological disposal option**

According to the NEA brochure a safety case will generally focus on evidence, analyses and arguments that pertain to a particular site and design. A safety case may, however, also contain more general evidence for the strength of geological disposal as a waste management option and may argue that it is prudent to pursue that option on an appropriate time schedule. However, only one respondent directly addressed the general strength of geological disposal in the safety assessment document. As a general remark, arguments for the strength of the geological disposal option are an issue to be (or that have been) addressed at the national policy level; but of course, the analyses and safety case must support a conclusion on the safety of geological disposal.

### ***5.2.1 Arguments for strength of geological disposal option***

Generally, regulators tend to view arguments for strength of geological disposal option to be a question for the implementer (CNSC). However, it should be noted that final disposal of the nuclear waste is actually stipulated in some regulations.

Only one respondent directly addressed the general strength of geological disposal in the safety assessment document. Some respondents have, or plan to, make such statements in other parts of the safety case documentation, e.g. in EIA documents. It should also be noted that some focuses more on building confidence through the site-specific aspects, even if the international consensus on geological disposal as the preferred waste management option for heat producing long-lived wastes is cited.

As a general remark, arguments for the strength of the geological disposal option are an issue to be (or that have been) addressed at the national policy level; but of course, the analyses and safety case must support a conclusion on the safety and feasibility of geological disposal.

#### *Compilation of answers*

Generally, regulators tend to view arguments for strength of geological disposal option to be a question for the implementer (CNSC). However, it should be noted that final disposal of the nuclear waste is actually stipulated in some regulations. For example, Nagra points out that the Swiss Nuclear Energy Law stipulates that all radioactive waste has to be disposed of in geological repositories (KEG 2003). The UK/EA notes that the UK Government's Advisory Committee on Radioactive Waste Management<sup>1</sup> have considered the pros and cons of deep geological disposal. GRS-Cologne notes that there is no such requirement in the draft criteria, but the AKEnd report concludes that "the Committee sees no alternative to the long-term safe disposal of radioactive waste other than the disposal in deep geological formations".

Only Nagra addressed the general strength of geological disposal in the safety assessment document. In Project Opalinus Clay, a number of such arguments have been put forward, i.e. being the only waste management option that offers long-term passive safety, reduces possibility of irresponsible interference and offers feasibility of safe disposal. However, some respondents have, or plan to, make such statements in other parts of the safety case documentation, e.g. in EIA documents. Ondraf/Niras foresees a strategic environmental assessment of deep disposal of HLW and LL waste, conducted in the framework of Ondraf and Niras waste management plan is foreseen, as imposed by a recent federal law. Overall argumentation for geologic disposal as a waste management option was a central part Posiva's Environmental Impact Assessment carried out in 1997-1999. NUMO and JAEA note that the selection of geological disposal as a favourable option is specified in the Act. In addition to this fact, the arguments are used to support that geological disposal is only a feasible option in the light of internationally agreed basic principles for waste management and in comparison with other options such as long-term storage.

It should also be noted that according to OPG the safety case focuses more on building confidence through site-specific aspects of the proposed DGR. There is however clear reference to international practice or proposals with respect to deep geological disposal that is intended in part to establish this as a reasonable approach. Andra has adopted a safety approach in accordance with the Basic Safety Rule which set a series of objectives: (i) absence of seismic risks in the long term, (ii) absence of significant water circulation inside the repository, (iii) rock suitable to underground installations excavation, (iv) confinement properties for radioactive substances, (v) sufficient depth to keep the waste safe from

---

1. [www.corwm.or.uk/content-1092](http://www.corwm.or.uk/content-1092).

potential aggressions, (vi) absence of nearby rare exploitable resources. With regards to these objectives, the geological medium was at the core of the repository system. It must ensure the very long-term confinement of radioactive substances to prevent their migration into the environment. Quite significant results have been achieved in all fields of research, yielding a precise view concerning the properties of all repository components. The feasibility of a repository in a clay formation has been established. According to SKB general argumentation is not within the scope of the assessment project, but evaluation of confidence for the analysed method does, of course, support geological disposal. The USDOE-YMP did not address this explicitly, but the international consensus on geological disposal as the preferred waste management option for heat producing long-lived wastes is cited.

### **5.3 Feasibility of implementation as planned**

According to the Safety Case brochure, a safety case should, however, show that any uncertainties that do have potential to compromise safety, as well as open questions regarding, for example, design options, can be adequately dealt with in future project stages via an appropriate research programme and management strategy. Judging from responses there is general aim to demonstrate that the system can be implemented with existing technology and according to the responding implementers this has also generally been achieved. Defects are taken into account by a varying degree, largely dependent on the repository concept and on the importance of defects in the Safety Case. Generally, the strategy to deal with remaining uncertainties is to assess them and device plans for sufficient resolution in RD&D plans and by providing feedback to the on-going site investigation and repository design projects.

#### ***5.3.1 Demonstrating that system can be implemented with existing technology***

There were few regulatory responses to this question. However, it may be a regulatory challenge to review technologies for which there is little available experience and expertise.

There is general aim to demonstrate that the system can be implemented with existing technology and according to the responding implementers this has also generally been achieved. However, this does not mean that all technical solutions are fixed. The technical options should usually not be regarded as optimised solutions, either in technical/economic terms or from the safety standpoint. Examples listed of remaining issues include:

- Definition and setting of requirements on the basis of which the success of demonstration tests can be judged.
- Sealing aspects.
- Define the component requirements in detail and show that they can be implemented as required in a fully quality assured production system.
- Components, like low-pH cement and sealing methods for boreholes need to be further developed.

Furthermore, enhanced safety and efficiency may be possible by pursuing newer technologies over time.

#### ***Compilation of answers***

There were few regulatory responses to this question. However, according to SSI and SKI, it will be a regulatory challenge to review technologies for which there is little available experience and expertise. GRS-Cologne notes that in the case of technical solutions, which are not yet state of technology, testing of such components will be required.

There is general aim to demonstrate that the system can be implemented with existing technology and according to the responding implementers this has also generally been achieved. For Ondraf and Niras, an important emphasis has been put in the current phase on demonstrating the technical feasibility of disposal in this phase of the programme. OPG believes that conventional mining and conventional radioactive waste handling aspects will be sufficient. Andra has selected a potential repository architecture that meets expectations and is industrially realistic. The repository design is based on available knowledge and technology. According to BfS, GRS-Bs and Colenco, the concept for backfilling and closure utilises only well-known materials and techniques and the feasibility of sealing tunnels and shafts has been demonstrated. According to Posiva, the KBS-3 concept can be implemented with existing technology. NUMO and JAEA note that in the H12 project, it is shown that construction of disposal system, emplacement of the waste forms and backfilling of the tunnels can be realised using currently available technologies or technological advances which are expected near future. In the development manufacturing methods of engineered barriers, such as metal overpack containers and consolidated large bentonite blocks were demonstrated in full scales. SKB state that all key components (canister, buffer and backfill) have been demonstrated on a prototype level. According to Nagra construction of the repository and the emplacement of the EBS and the sealing system has been shown to be feasible with existing technology. Existing technologies are seen as sufficient by USDOE-YMP.

At the current, generic, stage of the Nirex programme, the arguments that demonstrate that the system can be implemented with existing technology are presented in the “Viability report” – which is a statement about why Nirex believes its concept is viable, see Nirex, The viability of a phased geological repository concept for the long-term management of the United Kingdom’s radioactive waste, Nirex Report 122, November 2005.

However, this does not mean that all technical solutions are fixed. Andra points out that the architecture studied does not in any way freeze the definition of a potential repository. The technical options should not be regarded as optimised solutions, either in technical/economic terms or from the safety standpoint. They may be developed further after 2006 USDOE-YMP point out that enhanced safety and efficiency may be possible by pursuing newer technologies over time.

Examples listed of remaining issues include:

- Definition and setting of requirements on the basis of which the success of demonstration tests can be judged (Ondraf and Niras).
- Sealing aspects (OPG).
- Define the component requirements in detail and show that they can be implemented as required (Posiva). Define the component requirements in detail for KBS-3 with a fully quality assured production system. Similarly NUMO and JAEA state that the practicality of construction of their EBS under strict quality assurance controls in an operational repository environment, considering underground conditions of restricted space, humidity, emplacement rate, remote handling, operational safety, robustness to perturbations, etc. require further development.
- Components, like low-pH cement and sealing methods for boreholes need to be further developed (SKB).

### ***5.3.2 Defects: how assessed and treated in safety assessment***

From a regulatory perspective the implementer should also take into account the failure modes of the containment and isolation systems. It is also suggested that there is a difference between failures,

defects and mishaps which become obvious during implementation (e.g. accidents during transportation which damage repository installation and thereby influence long-term performance) and those which are not detected during operation (e.g. material failures in engineered barriers). While the latter are conceptually equal to other scenarios (e.g. not detected fault) and have to be handled similarly in assessments, the former can also be dealt with by measures during the operation period. Since the post-closure safety assessment has to be based on the state of the system at the time of closure, it is possible that the analysis of the pre-closure phase leads to more than one possible system state at the time of closure, e.g. states caused by possible mishaps during the operational phase.

Defects are taken into account by a varying degree, largely dependent on the repository concept and on the importance of defects in the Safety Case. Defects are generally more important in concepts building on a durable waste container. Several cases of container defect cases are assessed. Also other parts of the system, e.g. regarding buffer and repository sealing are evaluated. Repositories for LLW/ILW tend to be less dependent on engineering defects.

#### *Compilation of answers*

From a regulatory perspective the applicant should also take into account the failure modes of the containment and isolation systems (CNSC). According to SSI and SKI, there is a need for establishing procedures for detailed review of the design basis for the canister (and) to plan the future review and inspection of each individual canister during operations. GRS-Cologne notes that the implementer has to address these possibilities. GRS also makes a difference between failures, defects and mishaps which become obvious during implementation (e.g. accidents during transportation which damage repository installation and thereby influence long-term performance) and those which are not detected during operation (e.g. material failures in engineered barriers). While the latter are conceptually equal to other scenarios (e.g. not detected fault) and have to be handled similarly in assessments, the former can also be dealt with by measures during the operation period. Since the post-closure safety assessment has to be based on the state of the system at the time of closure, it is possible that the analysis of the pre-closure phase leads to more than one possible system state at the time of closure, e.g. states caused by possible mishaps during the operational phase.

Defects are taken into account by a varying degree, largely dependent on the repository concept on the importance of defects in the safety case.

Defects are generally more important in concepts building on a durable waste container. Posiva considered the possibility of defects through the choice of scenarios and sensitivity cases. In TILA-99 an assumption was made that one per mille of canisters could be defective from the outset. However, the basis of this assumption is being re-evaluated. SKB now treat (canister weld) defects quantitatively through statistics of the minimum copper thickness in the weld. In addition, "what if" cases are formulated to test the sensitivity to more severe flaws than predicted from the test statistics. The possibility of defects in waste and container fabrication, repository construction, operation and closure and other aspects of implementation were assessed as part of the comprehensive description of the disposal system and its evolution within the Nagra Project Opalinus Clay safety case. The USDOE-YMP evaluated the likelihood of unexpected but not impossible waste package failures at the time of emplacement using an industrial analogue, and is part of the safety assessment.

Also other parts of the system, e.g. regarding buffer and repository sealing are evaluated. Work is in progress within Ondraf and Niras. BfS, GRS-Bs and Colenco considered seal failures considered by the bandwidth for the initial permeability of the seals. NUMO and JAEA have not yet discussed the assessment of the defects in all repository components relevant to safety in detail. In the H12 safety analysis, however, initial defects such as incomplete sealing of the overpack, insufficient backfilling

and/or plug/grout have been taken into account in calculation cases for perturbation scenarios. The rate of defects is defined based on the engineering experience in relevant industries. SKB studies “what if” cases with postulated (buffer) densities outside the (reference) interval. Nagra assessed the possibility of the repository being abandoned in the observational period without proper backfilling/sealing. USDOE-YMP factor operational decisions regarding materials and quantities and storage density/heat loading, having important effects on long-term repository behaviour/safety, into the safety assessment.

Repositories for LLW/ILW tend to be less dependent on engineering defects. According to OPG, the safety case does not rely on the waste form or container for any significant retention, so the possibility of these defects is not explicitly considered. BfS, GRS-Bs and Colenco, assessing a LLW repository in salt, did not take any credit of technical barriers (others than the seals). In Nirex assessments of the PGRC for ILW and LLW, it is assumed that the repository vaults are all resaturated and the waste packages fully degraded from the start of the post-closure period, so that the radionuclides are all in contact with the repository porewater. This is a conservative approach, which does not take any credit for any radionuclide containment by the waste containers or containment of radionuclides within the wastefrom itself. Therefore, it is not necessary to consider defects to packages arising from pre-closure operations. Work is underway to develop more realistic models, which do take some account of the physical containment afforded by the waste packages. The possibility of defects in waste packages and container fabrication is something that is of relevance, however, in the assessment of operational safety.

### ***5.3.3 Management of uncertainties and open issues in future project stages***

While regulators may accept that early in the licensing lifecycle, it may be necessary to rely on design specifications, waste acceptance criteria, generic or default data, and assumptions to describe the waste management system in sufficient detail that its performance can be predicted. Follow up programmes would be needed to confirm assumptions and input data used in the assessment and to verify predictions.

Uncertainties and open issues for future project stages are generally identified and prioritised using review, results of safety assessments, site characterisation and R&D programme planning. The specific examples given of such uncertainty are clearly varying and stage of programme dependent. Furthermore, since there is substantial overlap between this questions and other questions related to uncertainties (see e.g. Section 3.3.1), the answers provided here are by no means complete.

Generally, the strategy to deal with remaining uncertainties is to assess them and device plans for sufficient resolution in RD&D plans and by providing feedback to the ongoing site investigation and repository design projects. It is also noted that the long-term science programme and a formal performance confirmation programme will continue during construction and operations until final closure.

#### *Compilation of answers*

CNSC notes that early in the licensing lifecycle, it may be necessary to rely on design specifications, waste acceptance criteria, generic or default data, and assumptions to describe the waste management system in sufficient detail that its performance can be predicted. However, the environmental assessments under the Canadian Environmental Assessment Act include provisions for follow up programs to confirm assumptions and input data used in the assessment and to verify predictions. SSI and SKI refer to their answer under II.2. GRS-Cologne notes that a list of the most crucial conceptual questions exists, but the evaluation of these questions, however, lead to the conclusion that they are sufficiently explored at a generic level. Some, however, require further



regulatory guidance, which the criteria development attempts to give while others would need to be assessed at a site-specific level. In addition, the question arises to what extent alternative sites and concepts need to be studied and by which means they can be evaluated against each other. Presently, there are several initiatives in Germany underway which attempt to compile the current stage of knowledge and to draw conclusions for further work.

Uncertainties and open issues for future project stages are generally identified and prioritised using review, results of Safety Assessments, Site Characterisation and R&D programme planning (Ondraf, Niras, OPG, Posiva, Andra, SKB and Nagra). For example, Andra stressed that the representation of the processes and their inclusion in the safety assessment of Dossier 2005 involves simplified, conservative models in certain cases and that it would be important in a later phase to represent them in a more precise manner in order to increase the confidence that can be placed in the assessments. Nagra notes that future work should give priority to phenomena directly connected to the pillars of safety, since a further enhancement of understanding in these areas will strengthen future safety cases. NUMO and JAEA note that in H12 safety case based on generic feasibility study, the strategy for R&D after the year 2000 and general issues to be addressed in the upcoming site-specific stages are identified, but not has been specified on site-specific basis and not prioritised.

The specific examples given of such uncertainty are clearly varying and stage of programme dependent. OPG expects to find sufficient information to provide confidence on the impacts for the EIA, but thinks that the assessment process will identify aspects and uncertainties to be considered as part of further detailed work for the subsequent construction and operating licence process. Issues for potential further study noted by Andra include a finer climate sequencing, characterisation of the transport properties of the excavation damaged zone, enhanced modelling of coupled phenomena and assessment of corrosion and formation of corrosion gas. Andra also notes that it has been possible to draw up an initial list of processes, the implementation of which during the operating phase could restrict the duration of this phase from the point of view of long-term safety. Reversibility appears possible over a few centuries (typically two or three hundred years) or potentially longer periods. For SKB, buffer erosion mechanisms, rock spalling, as well as the need for verifiable acceptance criteria for deposition holes are current key issues to assess. Nagra states that remaining uncertainties and open questions do not put safety in question, but indicates a number of topics for further study in order to further reduce uncertainties and enhance process understanding. Furthermore, since there is substantial overlap between this questions and other questions related to uncertainties (Section 3.3.1), the answers provided here are by no means complete.

Generally, the strategy to deal with remaining uncertainties is to assess them and to present plans for how to sufficiently resolve them in RD&D plans and by providing feedback to the on-going site investigation and repository design projects (Posiva, OPG, Andra, NUMO, JAEA, SKB, Nagra,). The USDOE-YMP notes that the long-term science programme and a formal Performance Confirmation programme will continue during construction and operations until final closure.

#### **5.4 Complementary evidence, lines of argument**

According to the Safety Brochure, a safety case will include all the different lines of evidence, arguments and analyses that are available to support the quality and performance of the disposal system at a given stage of repository planning and development, as described in the previous sections. Any lines of evidence that are not supportive of the safety case should also be discussed and analysed. Such evidence is also presented in the safety cases being part of the INTESC. However, it may be noted that there is generally little distinction between arguments related to safety and complimentary arguments, and this division is probably not really helpful. The types of arguments listed in the brochure are used. However, few respondents use the term “reserve FEP”, even if the generally

conservative approach in safety assessment is indeed brought forward. The benefit of a systematic and documented identification of safety functions and criteria for the safety functions is also mentioned.

#### 5.4.1 *What complementary arguments – if any*

Arguments given regarding the “*strength of geological disposal as a waste management option*” are still site specific. Arguments based on observations of natural systems (including palaeohydrogeology and natural analogues) are used to support that safety over geological timescales is achievable at the studied site.

Only few listed arguments on “*adherence to disposal principles*”, such as the existence of multiple passive safety barriers. However, as seen from responses to other questions, such principles are indeed followed by all safety cases.

Arguments on feasibility of design are given. They essentially state that the repository can be built and operated safely using proven technologies, see also the answers compiled in Section 5.3.

Many arguments concern the “*quality of underlying scientific understanding*”. Specific arguments include that confidence in the site-descriptive model and confidence in the understanding of the site is obtained by a systematic and quality assured programme for site investigations and site modelling and that confidence in the scientific understanding of the repository evolution is essentially built on decades of documented R&D efforts. In addition, many organisations have submitted a comprehensive number of papers to academic journals or other quality assured proceedings, etc is used to support critical argument of key issues.

Other main arguments concern the “*quality and findings of safety assessment*”. Arguments range from the small dose estimates, use of independent project teams, applied QA of conceptualisation, models and databases as well as the systematic and documented identification of safety functions and criteria for the safety functions.

Only few have listed “*reserve FEPs*” i.e. identifying FEPs with positive impacts on performance that could, if needed, be considered during future stages of the programme.

Generally, respondents give similar answers to the question on “complementary evidence and lines of argument” to the answers given in support of safety in the first place. There is a substantial overlap with the questions assessed in Sections 4.2.1 and 5.2.1.

#### *Compilation of answers*

Arguments given regarding the “Strength of geological disposal as a waste management option” are still site specific. Nagra uses arguments based on observations of natural systems (including palaeohydrogeology and natural analogues) that safety over geological timescales is achievable (Nagra). OPG makes several site specific arguments such as “rock is very old and stable”, “deep groundwaters very old”, “the wastes are dominated by relatively short-lived radionuclides” or that earthquakes, glaciation or other natural events will not disrupt the repository. Nirex describes the passive safety features of the repository and demonstrates that the design uses best practice scientific and engineering principles and also notes that the safety case may include more general arguments related to radioactive waste management, and information to put the results of performance and safety assessments into perspective.

Only one respondent listed arguments on adherence to disposal principles. For Nagra the adherence to the explicitly listed disposal principles (e.g. multiple passive safety barriers with a range of favourable properties, siting and design that favour low likelihood and consequences of human intrusion, etc.) constituted qualitative argument for safety and robustness.

Arguments on feasibility of design are given. According to OPG the repository can be built and operated safely using proven technologies. In a similar fashion, SKB states that the engineered parts of the repository system are based on, to various extents, demonstrated technology and established quality assurance procedures to achieve the initial state of the system.

Many arguments concern the quality of underlying scientific understanding. OPG has a good understanding of the site and the geology and hydrology are predictable at repository depth. For SKB confidence in the site-descriptive model and confidence in the understanding of the site is obtained by a systematic and quality assured programme for site investigations and site modelling. Confidence in the scientific understanding of the repository evolution is essentially built on decades of documented R&D efforts. Where possible Nagra supported their scientific understanding of key system features and properties (including their longevity) by multiple lines of evidence including, for example, evidence from natural systems, engineering experience, and laboratory and field experiments. For the USDOE-YMP, largely analogue arguments were available. Nirex makes comparisons with natural analogues, i.e. occurrences of materials or processes which resemble those expected in a proposed geological waste repository, shows consistency with independent site-specific evidence, such as observations in nature or palaeohydrogeological information and provides evidence for the intrinsic robustness of the repository system, for example demonstrating that relevant features and processes are well understood, often supported by evidence from underground research laboratories. NUMO and JAEA note that the additional complimentary evidence and lines of argument listed in earlier answers have been used, although the degree to apply is not at the same level for each example. In addition, comprehensive list of papers submitted to academic journals or other quality assured proceedings, etc is used to support critical argument of key issues. The procedure and result of independent peer review is also cited. Furthermore, a record of the iterative documentation process to provide a safety case, in which a draft is open to the public to ask comments from a range of interested people or groups, is used as a complementary evidence to support the final conclusions and recommendations of the safety case.

Other main arguments concern the quality and findings of safety assessment. The OPG postclosure dose estimates for transport via groundwater are very small. BFS point out that independent project teams set up the safety assessment. OPG applied documented QA of conceptualisation, models and databases. SKB understanding of safety is built on a systematic identification of safety functions and criteria for the safety functions, documented in a dedicated chapter the main report. The repository evolution is analysed in the main report with a structured approach in several time frames.

Regarding reserves of safety, Nagra used simplifying pessimistic or conservative assumptions in modelling, and reserve FEPS were identified that could, if needed, be considered during future stages of the programme.

Regarding monitoring, OPG notes that the site will be monitored to confirm its behaviour.

#### ***5.4.2 Natural analogues – observations from natural systems***

Observations from site or directly relevant for the site and host formation are indeed used. Apart from the key role played by the integrated geosynthesis in supporting all site specific data in the safety assessment there are also examples of observations in support of the geosphere stability. Such examples include, isotope profiles, formation-distinct hydrogeochemical signatures suggesting an absence of cross formational groundwater flow such as high porewater concentrations and age of the porewaters. Assessment of past disturbances, e.g. thermal and stress, in relation to expected disturbances caused by the repository is also judged valuable.

More general natural analogues, i.e. studies of natural systems outside the host formation, are also used, but more for supporting process understanding, and there is a varying interest among respondents. Generally, data from analogues will support the safety case as they sometimes provide useful information for the understanding of specific processes, but they are not used directly as a basis for the assessment calculations. However, in some cases, when applicable, analogues are used to assess probabilities and the nature of unexpected events.

#### *Compilation of answers*

Observations from site or directly relevant for the site and host formation are indeed used. Ondraf and Niras tend to focus the work on natural observations that are directly relevant for the site and host formation under investigation (e.g. isotope profiles, etc.). OPG studies formation-distinct hydro-geochemical signatures suggesting an absence of cross formational groundwater flow such as high porewater concentrations. Andra illustrates the diffusion phenomenon inside the Callovo-Oxfordian formation with natural tracers (profile of oxygen isotopic composition in porewater). For Nagra the concentration profiles of natural isotopes measured in the deep borehole at Benken in the Zürcher Weinland and at the Mont Terri rock laboratory are among the multiple lines of evidence for slow, diffusion-dominated transport in the Opalinus Clay. According to BfS, the high age of the porewaters in the lower region of the cap-rock and of the overburden give evidence for very slow groundwater movement and low subsidence rates. Nagra also notes that the expected maximum temperature in the repository is in the same order as that which has occurred already in the past. GRS-Cologne notes that for the Konrad Safety Case, the use of groundwater velocities, groundwater ages and salinity measurements was especially useful and supporting arguments, especially the age of the formation, for a possible safety case for Gorleben were compiled.

Natural analogues, outside the studied host formation, are also used, but more for supporting process understanding, and there is a varying interest among respondents. Data from analogues will support the RAWRA safety case for reasoning and minimisation of uncertainties, but will not be used in calculations. Andra notes that a few natural analogues studies support the phenomenological evolution of some repository components, although in some cases they can help in illustrating their characteristics. SKB notes that natural analogues sometimes provide useful information for the understanding of specific processes, but there is no integrated account of how natural analogues support the safety argumentation in SR-Can. According to Nagra natural analogues are an important part of the Safety Case since they generally demonstrate that waste management concepts actually work in nature and for testing detailed process models etc. (immobilisation, corrosion rates...). Nirex notes that evidence from natural and anthropogenic analogues gives an indication of the extent and importance of processes over the timescales that are of relevance to long-term safety of radioactive waste management and that would be impossible to investigate over laboratory experimental timescales. The USDOE-YMP uses analogues to assess probabilities and the nature of unexpected events. According to NUMO and JAEA, the information from natural analogues and other observations can be used not only for process understanding to support applicability of models and databases, but also to contribute in increasing confidence by supporting conservatism in the assumptions of assessment models and data values, completeness of FEP list and longevity of the barriers and their expected safety functions.

Cited examples (from Andra, Nagra and Nirex) of using natural analogues in the above context include:

- Nirex notes that the most obvious natural analogues are the studies of ancient high-grade uranium ore bodies as analogues of spent fuel (uranium).
- Concerning the chemical interaction between iron (metal) and clay media in the broadest sense, Andra has taken advantage of the work carried out into natural diagenetic chloritisation processes (Andra).

- Andra has used studies of natural analogues of nuclear glasses (basaltic glasses) to check proposed approaches for characterising the dissolution processes of borosilicated nuclear glasses.
- Andra has supported its understanding of alkaline disturbance of the clays by cement-based fluids by the study of natural analogues, particularly at the Maqarin and Khushaym Matruck, Jordan, sites and model exercises. Also Nagra considers Hyperalkaline systems, such as Maqarin, to be useful analogues providing evidence for geochemical immobilisation in the ILW disposal system.
- Andra extrapolation of the corrosion process in both time and space is based on the study of a number of archaeological analogues which, though often representative of different conditions from those within a repository (essentially oxidising conditions), confirm the role of protective layers. Natural and anthropogenic analogues provide supporting evidence to Nagra for the assumed low corrosion rates of potential canister materials (carbon steel, copper).
- Nagra notes that observations of bentonite deposits indicate no detrimental effects from elevated temperatures in the expected range.
- Nirex notes that an example of an anthropogenic analogue would be the extension of laboratory measurements of steel corrosion rates for comparison with corrosion rates measured in buried industrial pipelines or archaeological artefacts.

## 6. SYNTHESIS

In general, a safety case will conclude that there is adequate confidence in the possibility of achieving a safe repository to justify a positive decision to proceed to the next stage of planning or implementation. This is a statement of confidence on the part of the author of the safety case – typically the developer – based on the analyses and arguments developed and the evidence gathered. The audience of the safety case must decide whether it believes the reasoning that is presented is adequate, and whether it shares the confidence of the safety case author. To this end, a synthesis of the available evidence, arguments and analyses is made. According to the NEA (2004), this should highlight the grounds on which the author of the safety case has come to a judgement that the planning and development of the disposal system should continue. Judging from the responses some assessments already include such statements, whereas other assessments intend to – when the safety case will be presented as part of an application. Furthermore, all assessments contain preliminary conclusions regarding safety.

### 6.1 Clear statement why sufficient confidence that the proposed system is safe

Some assessments include a clear statement why there is sufficient confidence that the proposed system is safe. Generally, these assessments have been part of a license application, or another important programmatic step. Other assessments do not yet include such statements, but intend to – when the safety case will be presented as part of an application. Furthermore, several assessments contain preliminary conclusions regarding safety.

Only few of the respondents listed the actual arguments given. They are anyway already covered by the answers given to previous questions.

#### *Compilation of answers*

Some assessments include a clear statement why there is sufficient confidence that the proposed system is safe. For example, Posiva notes that such statements are made on p. 217 of TILA-99 for the conclusion on safety and on p. 218 for implications on further programme steps. In Chapter 8 of the safety evaluation volume of the dossier 2005 Argile that is dedicated to the lessons of the safety analysis, Andra notes that “the feasibility of the repository seems to have been determined with a reasonable degree of confidence. In particular, the safety assessment shows that the radiological protection objectives assigned to the repository are complied with”. Such statements are provided in Chapter 6 of the Safety Case presented by BfS, GRS-Bs and Colenco. In Nagra safety report for Project Opalinus Clay, it is stated that the project “... provides a platform for discussion and a foundation for decision making on how to proceed with the Swiss HLW programme and to assess the role of the Opalinus Clay of the Zürcher Weinland in this programme” (p. 345 in Nagra, 2002a) and the report goes on to give the points as justification for this statement. NUMO/JAEA note that such statements are made in H12 (executive summary) covering technical feasibility and the research effort described demonstrates the robustness of the concept with more reliability and confidence than before. H3. It is concluded that these studies will provide a technical and scientific basis for the site selection process and for developing a regulatory framework. They also allow key requirements for future R&D to be specified, providing guidelines for an integrated R&D programme which optimises use of the available infrastructure in Japan together with complementary international collaborative studies.

At the current, generic, stage of the Nirex programme, Nirex feels this statement is best presented in the “Viability report” – which is a statement about why Nirex believes its concept is viable. However, this report covers more aspects than post-closure performance.

Others do not yet include such statements, but intend to. According to Ondraf/Niras this is work in progress. OPG notes that safety case documentation is under development. A complete safety case is not yet available (RAWRA). SKB notes that such a distinct statement is not made in SR-Can since the assessment is a preparatory step for the SR-Site assessment on which decisions will be based. The final chapter of SR-Can does, however, contain preliminary conclusions regarding safety. According to USDOE-YMP such statements have been made external to the documents, but the intent is to be explicit in the next (licensing related) safety case document. GRS-Cologne notes that a synthesis as described is required in the draft safety requirements.

Only few of the respondents listed the actual arguments given. They are anyway already covered by the answers given to previous questions.

## 7. PRESENTING THE SAFETY CASE

### 7.1 Concerns and requirements of the intended audience

The emphasis placed on particular lines of argument and analyses and other aspects of the style of presentation must take account of the interests, concerns and level of technical knowledge of the intended audience and the stage where the safety case is according to the step by step decision-making process. The audience may include the regulator, political decision makers or the public, as well as technical specialists within or outside the implementing organisation itself. Multiple levels of documentation may thus be required, but these products must remain consistent amongst one another. According to the NEA (2004), there is only one safety case, but it may be cast in different “language” at different levels of detail for various audiences. Furthermore, consideration must be given to factors including transparency, traceability and openness.

Judging from responses the safety case is mainly documented for a technical audience, primarily for review by the regulator. For these audiences the safety case is generally presented in a main safety report supported by several main references and a number of lower level reports. However, in applicable cases a summary of the Safety Case is, or will be, presented in the Environmental Impact Assessment, as well as shorter summaries and brochures are prepared for wider audiences. Only some respondents appear to give an important role to other types of media in addition to printed documents in presenting the safety case to different audiences (e.g. computer graphics, videos). Transparency and traceability are both identified as priorities, but few respondents addressed how to handle conflicts between transparency and traceability. Finally it may also be noted that most regulators have, or plan to, issue documents on how it will review a safety case.

#### *7.1.1 Different levels of documentation – transparency and traceability?*

Transparency as well as traceability are of key importance from a regulatory perspective. A well structured, transparent, and traceable methodology documentation, with clear and complete record of the decisions made and the assumptions adopted is needed. Documentation must be amenable to regulatory review, with ability to trace a justification and argument and with careful referencing between documents. A simplified version of the safety assessment may also be needed since there is a broad range of interest groups and stakeholders.

The safety case is mainly documented for a technical audience, primarily for review by the regulator. For these audiences the safety case is generally presented in a main safety report supported by several main references and a number of lower level reports. Other sources of information may also be important, such as:

- Records, calculation logs, computer files, databases, which are archived, or maintained, for audit purposes.
- Documents produced by other organisations, including on-line documentation (FAQs, meeting protocols etc.).



Few respondents addressed how to handle conflicts between transparency and traceability. Suggested means include:

- Trying to keeping the main documents fairly short and readable.
- Dividing the safety report for into two parts, were the first report aims at pulling together all arguments as transparently as possible, without giving all the details and the second report provides a traceable route.

In applicable cases a summary of the Safety Case is, or will be, presented in the Environmental Impact Assessment. Other documents prepared for a wider audience include summaries and brochures.

### *Compilation of answers*

Regulators especially emphasised requirements for documentation. CNSC expects a well structured, transparent, and traceable methodology description and documentation that provides a clear and complete record of the decisions made and the assumptions adopted in developing the model of the waste management system. The terms of reference should present the purpose and rationale for the assessment, answering why is the assessment being conducted, who is/are the intended audience(s) for the assessment and what decision is the assessment supporting. In a similar fashion UK/EA require that documentation must be amenable to regulatory review, with ability to trace a justification and argument and with careful referencing between documents. SSI/SKI note that a simplified version of the safety assessment is also needed since there is a broad range of interest groups and stakeholders. According to GRS-Cologne the presentation and communication of the results of safety assessments is an essential issue in the context of informing the regulatory authority, stakeholder involvement, public acceptance and transparency. The Draft Criteria prescribe the required elements of the Safety Case but give no further guidance on its presentation. It is up to the implementer to present and communicate the findings in an adequate form to the corresponding audience.

The safety case is mainly documented for a technical audience, primarily for review by the regulator. For example, Posiva notes that the main safety case report TILA-99 and its supporting documents were primarily made for the regulator and their experts and the expert community in general. NUMO/JAEA note that the primary audience of the safety case in H12 project was the Atomic Energy Commission of Japan, but it was also intended to cover a relatively wide audience of individuals and groups who are technically interested in the geological disposal. For the technical audiences the safety case is generally presented in a main safety report supported by several main references and a number of lower level reports.

OPG will produce a Supporting Safety Case Document, which may be contained within a Preliminary Safety Report and reference reports for the safety case. According to RAWRA the structure of document is provided by SONS. The general structure of Andra Dossier 2005 Argile is based on four levels of documentations: The technical documents which include PARS, QSA, intermediate summary, and reports; The Reference documents (i) the site reference document, (ii) the source terms, (iii) the Material reference documents, (iv) the Inventory Model, and (v) the radionuclides reference documents; The three "Volumes": TAG, Architecture and management of a geological repository; TEP, Phenomenological evolution of a geological repository; and TES, safety evaluation of a geological repository; and Summary documents which include a synthesis report and a "general public document". The main SKB safety report (about 700 pages) is supported by several main references and a number of lower level reports, in a traditional report hierarchy. NUMO/JAEA note that the H12 documentation is made in a hierarchical structure of four technical reports: the project overview report and three supporting technical documents. The target audience of the overview report is general technical experts, while the supporting reports are provided for specific technical

experts who are involved directly in the geological disposal programme. A supplementary volume was also written for the general Japanese public to introduce the internationally accepted concept of geological disposal of radioactive wastes.

According to Nirex the level of technical detail that is required by a regulatory audience may be quite different to that required by other stakeholders. For the Nirex 97 assessment at Sellafield, a high-level summary document was produced with some of these other audiences in mind. The level of detail for the GPA is slightly less technical than for the Nirex 97 and Nirex 95 assessments of the Sellafield site, to represent the fact that the audience at the generic stage might have a greater number of less-technically minded stakeholders. The concept overview report and the viability report are two documents that provide a higher-level summary of the current generic concept.

Other sources of information may also be important, e.g.

- Records, calculation logs, computer files, databases, which are archived, or maintained, for audit purposes (OPG).
- A range of documents produced by other organisations, including on-line documentation (FAQs, meeting protocols etc.) compiled by the “Technical Forum” (TF 2005), a body installed by the Federal Office of Energy for the purpose of addressing technical and scientific questions related to Project Opalinus Clay asked by the public, by politics and by communities, cantons, etc. (Nagra).

Few respondents addressed how to handle conflicts between transparency and traceability. However, according to Posiva transparency has been one objective in the documentation and this has been achieved, inter alia, by keeping the main documents fairly short and readable. Nagra tried to handle this by dividing the safety report for Project Opalinus Clay into two parts: (i) a report addressing long-term safety (Nagra, 2002a), and (ii) a report on models, codes and data (Nagra, 2002b). The first report (Nagra, 2002a) aims at pulling together all arguments as transparently as possible, without giving all the details. The second report (Nagra, 2002b) provides a traceable route.

In applicable cases a summary of the Safety Case is, or will be, presented in the Environmental Impact Assessment. In the Environmental Impact Assessment Report produced by Posiva, a shorter presentation is made for broader audiences. A summary of the safety case will be made within the EA Study Report to be produced by OPG.

Other documents prepared for a wider audience include:

- Summaries, e.g. BfS/GRS-Bs/Colenco prepared an abridged version of the main document to allow the interested public to judge about their involvement into the project. A simplified, around 100 pages summary in Swedish will be produced by SKB shortly after the publication of the expert documents. NUMO/JAEA note that a supplementary volume to H12 was also written for the general Japanese public to introduce the internationally accepted concept of geological disposal of radioactive wastes. The system of technical, management and public policy controls is described that will assure selection of a safe, long-term solution to the disposition of hazardous radioactive wastes in Japan.
- Brochures etc. A summary public communication brochure on the DGR project is prepared by OPG. Posiva has prepared brochures and videos for even easier understanding. USDOE-YMP have plain language descriptive and illustrative materials made to allow the public and the media to understand what we did to show the repository is likely to be safe.
- In the framework of the mission entrusted upon Andra by the Law of 30 December 1991, the Agency presented to the Ministers for Research and Industry the first version of a report on the feasibility of a repository for high-level and long-lived radioactive waste in a deep geological formation. A new version has been given to the government on 20 December 2005.

### **7.1.2 Role of other types of media**

Only some respondents appear to give an important role to other types of media in addition to printed documents in presenting the safety case to different audiences (e.g. computer graphics, videos). However, answers may not be complete and may not reflect the views of their organisations.

Examples of other types of media include the Internet, where most organisations post a wide range of material for easy downloading, “virtual repository system” providing provides both general background information and a visual/audio/contact experience to help the public understand all aspects of the safety case, meetings with the public, exhibits, videos, and 3-D virtual reality for presenting and examining the geological information and its geosynthesis.

#### *Compilation of answers*

Only some respondents appear to give an important role to other types of media in addition to printed documents in presenting the safety case to different audiences (e.g. computer graphics, videos). However, answers may not be complete and may not reflect the views of their organisations.

Examples of other types of media include:

- The Internet. Nagra notes that the internet also plays an important role (e.g. [www.nagra.ch](http://www.nagra.ch), [www.bfe.admin.ch](http://www.bfe.admin.ch), [www.hsk.ch](http://www.hsk.ch), etc.). USDOE-YMP notes that internet-accessible media and text files, videos, computer graphics, all will be used in the campaign to explain the license application and its content to non-regulator audiences, USDOE-YMP. As regards wider diffusion, a series of videos, publications and media’s paper, as well as the main dossier itself, are available on the website of Andra and can easily be downloaded. According to Nirex, some material (such as diagrams of FEPs and the relationships between them) may lend itself to a web-based presentation. NUMO/JAEA note that for H12 a publicly available database system specific to the safety case has been developed and relevant information to the individual arguments can be accessed through the WWW in a format that is systematically designed to allow an interested observer to “mine” the information and reports supporting the safety case. (It should also be noted, although not mentioned in the responses, that many other organisation, e.g. Posiva, SKB, make all their printed reporting available as downloadable pdf-files on their websites).
- Videos, computer graphics (OPG, Posiva, Andra, NUMO/JAEA, Nirex).
- A “virtual repository system” was developed called GEOFUTURE 21. It is a tactile “ride-like” display that is part of the public outreach activities at JAEA community museum in Tokaimura, Japan. It provides both general background information but a clear visual/audio/contact experience to help the public understand all aspects of the safety case.
- “Exhibits” (OPG).
- 3-D virtual reality for presenting and examining the geological information and its geosynthesis for technical audiences (OPG).
- Meetings with the public. A number of events were organised by different stakeholders including Nagra and the Federal Office of Energy to present the safety case for Project Opalinus Clay to the public. (Most likely the case for other organisations as well).

### **7.1.3 Documentation on how (regulator) will review a safety case**

Most regulators have, or plan to, issue documents on how they will review a safety case. In some cases more detailed review plans are also (being) prepared. Generally all aspects of the safety case will

be reviewed. Typically reviews will address assessment methodologies, structures, and approaches, scenario selection and analysis, handling of uncertainties, type of arguments included in the implementer's safety case application of optimisation and best available technique (if applicable) and quality assurance. In some cases the review plan has been prepared in consultation with the involved municipalities and other stakeholders.

### *Compilation of answers*

Most regulators have, or plan to, issue documents on how it will review a safety case. In some cases more detailed review plans are also (being) prepared.

The CNSC Guide G-320 addresses the assessment of long-term safety to support licence applications, and includes discussion of assessment methodologies, structures, and approaches. STUK Guide YVL 8.4. specifies the general content of a safety case report and includes some advice for the scenario analysis, consideration of uncertainties etc. SSI and SKI regulations and guidance contain general requirements on what type of arguments that should be included in the implementer's safety case, e.g. concerning risk analysis, selection of scenarios, handling of uncertainties, application of optimisation and best available technique and quality assurance. Furthermore, SKI and SSI are currently developing more detailed review plans for the up-coming reviews of the license application. Much of this work is done in consultation with the involved municipalities and other stakeholders. Nagra notes that the main document regarding regulatory review of the safety case is HSK R-21 (HSK & KSA, 1993). In addition, HSK has produced a document on the concept of evaluation of Nagra siting feasibility study as part of Project Opalinus Clay (HSK, 1999). USDOE-YMP notes that the regulator has published the Yucca Mountain Review Plan (available at [www.nrc.gov/reading](http://www.nrc.gov/reading)).

UKEA has not yet developed specific plans, but specific plans were produced for (Drigg) review. However, Nirex does have a formal arrangement with the Regulator whereby safety-related aspects of Nirex work are scrutinised and feedback given. A semi-formal procedure involving "Issue Resolution Forms" is used to record the feedback from this Regulatory scrutiny and Nirex response to it. The GPA has recently undergone such scrutiny and Nirex is awaiting the Regulator's report. The document, "Disposal Facilities on Land for Low- and Intermediate-Level Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation" (1997) produced by the regulators sets out the general principles that will be used in reviewing authorisations for future disposal facilities. However, it should be noted that the regulators are currently reviewing and updating this guidance document.

Andra took into account the recommendations of the Basic Safety Rule (RFS III.2.f), which defines a certain number of trends in terms of design. The BSR is not a regulatory text, but it makes up a basis for common discussion and understanding between the safety authority and the repository's designer. The BSR does not fix any requirements about format of the safety case but defines a certain number of principles related to safety in the post-closure phase, indicates the generic role of the main components and sets objectives in terms of radiological protection. It should be noted that the BSR applies only in a strict sense to the post-closure phase.

In contrast, BfS notes that no documentation exists on how the regulator plans to review the safety case. However, the current practice shows that all assessment reports as well as the complete documentation of information and basic data will be reviewed, all aspects of the safety case will be reviewed, the review is done by independent experts and questions resulting from the reviews are summarised according to topic by the regulator. GRS-Cologne notes that presently no such requirements exist.

## **7.2 Purpose and context**

According to the Safety Case brochure, NEA (2004) in any description of the safety case, a clear statement of purpose and context is required. The description of the purpose and context of the safety case should include: the stage in the process currently reached; how the required attributes of the geological setting of the repository will be tested or confirmed; how the feasibility of the manufacture or construction of the engineered barrier system will be achieved; how the repository will be constructed, operated and closed; and how these procedures will be controlled, as well as programmatic and practical factors that constrain the way this process proceeds. It also may be advisable to describe the key decisions that have already been taken or must be taken in future, and actions that will follow from positive decisions, and the responsibilities of different organisations within the decision-making process.

Judging from the answers, this type of information and constraints are also addressed up front in the Safety Case reports. In case lessons learned from previous assessments exist, and are relevant to the assessed repository concept they are frequently referenced. When applicable, the documentation of the safety case makes reference to the contents of other national or international safety cases or peer reviews. Such references include NEA suggested safety case format.

### **7.2.1 How are the context and purpose of the safety case described in the safety reports?**

How context and purpose of the safety case are described in the safety reports are, at least by some regulators, seen as being very important. Documentation should demonstrate understanding of regulatory requirements and include a description of the approach used to demonstrate safety. Generally, this type of information and constraints are also addressed up front in the safety case reports.

#### *Compilation of answers*

There appear to be varying view between regulators on how context and purpose of the safety case are described in the safety reports. According to CNSC, the safety report should present the purpose and rationale for the assessment, should demonstrate understanding of the federal and provincial regulatory requirements, as well as any international obligations that apply to the project and also include a description of the approach used to demonstrate safety over the long term and gain confidence in the results. UK/EA notes that context and purpose are very important. In contrast, SSI/SKI respond this is an implementer issue. GRS-Cologne finds this issue not applicable in the context of criteria/guideline development.

Generally, the context and purpose are described upfront in the Safety Case report. According to OPG, the description of the context and purpose, at the current stage, includes a simple description of the stage of the DGR programme and of the scope of the current iteration of the Safety Case. The context also includes a description of the acceptance criteria. RAWRA will document the licensing framework requiring a safety case, the strategy to investigate one or more host-rock options, the strategy to examine more than one design option (at present, alternative repository geometry: vertical/horizontal), data acquisition references and data availability and performance-assessment tools and computer codes description and verification. The context and purpose of the safety case are described in the first chapter of the safety report of Andra dossier 2005 Argile. This chapter presents the basic approach adopted to assess feasibility from a safety viewpoint within the context of a clay site based on the characteristics of the Meuse/Haute-Marne (MHM) laboratory site. NUMO/JAEA note that the H12 reports state that the studies are aimed to demonstrate technical feasibility and reliability of the deep underground geological disposal of HLW in Japan in stable host rock on a generic basis, considering a wide range of geological environments throughout Japan, and to provide a technical and scientific basis for implementation and the associated regulatory framework, following the AEC guidelines. Constraints explicitly mentioned by SKB include the requirement of a safety report in

support of the application of a licence to build the final repository and the availability of site-specific data. Other constraints will be discussed in other parts of the documentation in support of a licence application for the final repository planned for 2009. Nagra safety report (Nagra, 2002a) describes the purpose and context of the safety case in the introductory chapter. USDOE-YMP discusses constraints as part of the text explaining the scientific work underlying the process models that are abstracted to be included in the system-level model. Nirex notes that the “Assessment Context” is the first main element of the safety case. It explains the current stage in the decision-making process and hence defines the basis for preparing the safety case. The assessment context includes a description of the facility concept, explaining how it will be constructed, operated and closed and how the required attributes of the facility will be tested or confirmed, with reference to the relevant Regulatory Guidance. The assessment context is described early in the safety reports as it is important for establishing the appropriate expectations for the safety case. For example, a different level of detail will be required for a generic safety case conducted at an early, concept development stage of the decision-making process, in comparison with a detailed safety case submitted as part of a repository authorisation.

### ***7.2.2 Lessons learned from previous assessments***

In case lessons learned from previous assessments exist, and are relevant to the assessed repository concept they are frequently referenced.

#### *Compilation of answers*

In case lessons learned from previous assessments exist and are relevant to the assessed repository concept they are frequently referenced. According to Posiva there has been a continuous development from TVO-92 to TILA-99 and the present work in the safety case is based on these assessments. Andra notes that the repository architectures proposed within the framework of the Dossier 2005 are the result of previous reviews and exchanges and take particularly into account what was learned from the previous safety assessments (especially the Dossier 2001). NUMO/JAEA note that H12 built on the findings and review of the earlier H3 performance assessment released in 1992. Following H3, the Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC, now JAEA) pursued R&D to provide more reliable data on geological conditions at two study sites, and completed the second progress report (referred to as H12). H12 follows the AEC guidelines issued in 1997, which specifies purpose (see VI.4) and boundary conditions for H12. This evolution of the programme has been described in background section of the H12 report. SKB makes frequent references to previous assessment and (e.g.) the FEP catalogue uses material in the SR 97 assessment as an important basis. Earlier assessments were acknowledged by Nagra as providing a starting point for developing the safety assessment methodology used in Project Opalinus Clay. The Nirex safety report refers to previous safety assessments and explains their role as part of the iterative process of developing a safety case. It is proposed that in the ESC documentation a section is devoted to recording the review process and any actions taken as a response to feedback from the regulator or indeed other stakeholders. According to USDOE-YMP, such lessons are captured in the discussion of key topical issues identified by regulatory (and other external) reviews.

### ***7.2.3 Reference to the contents of other national or international safety cases or peer reviews***

When applicable, the documentation of the safety case makes reference to the contents of other national or international safety cases or peer reviews. Such references include NEA suggested safety case format, reference to operating facilities for waste disposal in different countries and reference to assessment methodology and differences and similarities in the treatment of safety functions and the role of different barriers.

### *Compilation of answers*

When applicable, the documentation of the safety case makes reference to the contents of other national or international safety cases or peer reviews. CNSC notes that claims of long-term safety submitted to support a licence application may be evaluated by the CNSC with reference to nationally and internationally accepted best practices. OPG safety case is informed by the international knowledge, for example it follows the NEA suggested safety case format and references international planned or operating facilities for waste disposal for context. Andra made comparison with other international programmes as well as with the NEA and IAEA guidance in order to provide additional line of arguments (in particular those related to FEPs). The H12 document referred to the safety reports in other national programmes as well as NEA IPAG in order to support the state-of-the-art knowledge, place results in perspective, and check if key elements of a safety case are incorporated (NUMO/JAEA). SKB makes such references e.g. regarding assessment methodology and differences and similarities in the treatment of safety functions and the role of different barriers. USDOE-YMP notes that peer reviews of previous versions of the safety assessment are definitely mentioned, but it remains to be seen what international safety assessments and cases are referenced in the safety case for licensing.

In contrast, Nagra makes no specific comparison of the approach to making the safety case or the results of assessment calculations with the approaches/results of other safety cases made either in Switzerland or internationally. However, in a number of reference reports, such comparisons are explicitly made. In the Nirex GPA, the only reference made to other national or international safety cases are a mention of the Drigg assessment for LLW, and to the treatment of chemo-toxic materials in the assessment. In Nirex 97, the international context was provided in the overview report. Brief reference is also made to other international programmes in the section on biosphere modelling.

## 8. REFERENCES

International Atomic Energy Agency (2006), *Geological Disposal of Radioactive Waste*, IAEA Safety Standards Series No. WS-R-4, IAEA, Vienna, Austria.

Nuclear Energy Agency (1999), *Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories: Its Communication and Development*, OECD, Paris, France.

Nuclear Energy Agency (2002), *Establishing and Communicating Confidence in the Safety of Deep Geologic Disposal – Approaches and Arguments*, OECD, Paris, France.

Nuclear Energy Agency (2004), *Post-closure Safety Case for Geological Repositories: Nature and Purpose*, OECD, Paris, France.

Nuclear Energy Agency (2005), *Geological Repositories: Political and Technical Progress*, Workshop proceedings, Stockholm, Sweden 7-10 December 2003, OECD, Paris, France.

Note: References to safety cases and other documents used by respondents providing answers are given in Table 2.2 *Main references used on response* (p. 108).