

## **4 Évaluer la sûreté radiologique à long terme : scénarios d'évolution normale et altérée**

Les évaluations de la sûreté radiologique à long terme d'un système de dépôt final en profondeur visent à montrer de façon indirecte mais convaincante que, quelle que soit l'échelle de temps considérée, ses conséquences radiologiques potentielles restent en deçà des limites jugées acceptables. Concrètement, ces évaluations consistent donc à tester les performances d'un tel système dans tous les scénarios d'évolution pertinents envisageables en utilisant différents modèles et codes de calcul ainsi que différents arguments quantitatifs et qualitatifs. Pour rendre les calculs possibles, elles se basent toutefois sur un système simplifié, doté d'un fonctionnement simplifié. Les hypothèses simplificatrices, y compris celles relatives à l'évolution du système dans le temps, sont toujours choisies de façon prudente, de sorte qu'elles se traduisent en principe par une surestimation de l'impact radiologique futur véritable. Les résultats des évaluations de sûreté doivent donc être considérés comme purement indicatifs : ce ne sont pas des prédictions.

L'évaluation de la sûreté à long terme d'un dépôt final en profondeur est un processus itératif de longue haleine. C'est ainsi que les évaluations présentées dans le rapport SAFIR 2, qui ont pour la plupart commencé début 1997, s'appuient sur les cinq évaluations de sûreté réalisées dans le cadre de la première phase du programme de recherche et développement méthodologique de l'ONDRAF et du CEN-SCK (1974–1989) et de la première moitié de sa deuxième phase (table 4.1). Ces évaluations qui, à part la troisième, s'inscrivaient toutes dans le cadre de projets de la Commission européenne, et qui étaient initialement des évaluations exploratoires, fortement simplifiées, ont progressivement évolué vers des évaluations de mieux en mieux étayées et de plus en plus fines, car pouvant utiliser de plus en plus de données expérimentales précises et fiables ainsi que des codes de calcul de plus en plus performants.

D'une manière générale, depuis le rapport SAFIR, la méthodologie des évaluations de sûreté à long terme, et en particulier le développement des scénarios, s'est donc développée et systématisée, sur base non seulement des acquis des études précédentes mais aussi des développements internationaux en la matière. Elle est aujourd'hui devenue un outil performant de test et de compréhension du fonctionnement du système de dépôt dans son ensemble et de ses différents composants pris séparément. Elle a par conséquent permis de mieux identifier les processus et caractéristiques qui déterminent la sûreté du système, de même que les différents types d'incertitudes qui ne peuvent être évitées et leur importance relative. Ces incertitudes, et surtout le fait qu'elles augmentent fortement avec l'évolution du système de dépôt dans le temps, sont maintenant mieux prises en compte grâce à l'introduction de différents modes de raisonnement et de calcul et grâce à l'utilisation d'indicateurs de sûreté différents pour les différentes phases de l'évolution du système.

Alors que le rapport SAFIR n'abordait la sûreté radiologique à long terme d'un dépôt en profondeur que pour les déchets vitrifiés, les évaluations de sûreté effectuées depuis lors ont examiné l'impact radiologique de pratiquement toutes les classes de déchets des

catégories B et C qui devront être mises en dépôt en profondeur. L'accent a toutefois été mis sur les trois classes de déchets dotées des activités spécifiques les plus élevées : les déchets vitrifiés, les combustibles usés, et les gaines et embouts. L'inventaire des autres classes de déchets doit en effet encore être précisé et, de plus, l'architecture de dépôt pour ces déchets n'a pas encore été développée. Par ailleurs, les évaluations de sûreté à long terme effectuées à ce jour ont essentiellement porté sur le scénario d'évolution normale, les scénarios d'évolution altérée ayant seulement fait l'objet d'évaluations préliminaires et partielles. Enfin, étant donné la différence de niveau entre les connaissances relatives à l'Argile de Boom et celles relatives aux Argiles Yprésiennes, ces évaluations portent uniquement sur une installation de dépôt de référence construite dans l'Argile de Boom, plus précisément sous la zone nucléaire de Mol-Dessel.

Ce quatrième chapitre consacré à l'évaluation de la sûreté radiologique à long terme d'un dépôt final en profondeur explique la méthodologie développée, y compris la méthodologie de développement des scénarios, motive l'introduction de nouveaux indicateurs de sûreté en complément des indicateurs de sûreté radiologiques classiques et présente les principaux résultats des évaluations effectuées : concrètement, toutes les évaluations effectuées pour tous les scénarios considérés confirment le rôle prépondérant de la barrière géologique. Enfin, il aborde très brièvement la question de la sous-criticité d'un dépôt final en profondeur.

4.1	La méthodologie des évaluations de sûreté à long terme	150
4.1.1	Le développement des scénarios	150
4.1.2	L'évaluation des scénarios	152
4.2	Le développement des scénarios	154
4.2.1	L'identification des scénarios	155
4.2.2	La description des scénarios	156
4.2.2.1	Scénario d'évolution normale	157
4.2.2.2	Scénarios d'évolution altérée	160
4.3	L'évaluation des scénarios	163
4.3.1	Les arguments quantitatifs et qualitatifs	163
4.3.1.1	Indicateurs de sûreté classiques	164
4.3.1.2	Indicateurs de sûreté et de performance alternatifs	165
4.3.1.3	Arguments qualitatifs	165
4.3.2	L'évaluation du scénario d'évolution normale	166
4.3.2.1	Calculs de doses	166
4.3.2.2	Calculs d'indicateurs de sûreté et de performance alternatifs	179
4.3.3	L'évaluation des scénarios d'évolution altérée	182
4.3.4	Résultats et considérations complémentaires	184
4.4	La sous-criticité	188
4.5	Les perspectives	189

Table 4.1 Aperçu des évaluations de sûreté relatives au dépôt en profondeur effectuées avant 1996 dans le cadre du programme belge.

	PAGIS (1988)	PACOMA (1990)	Updating 1990 (1992)	Combustibles usés (1995)	EVEREST (1996)
<b>Objectifs</b>	Développer une méthodologie d'évaluation de la sûreté d'un dépôt en profondeur et faire une 1 <sup>re</sup> évaluation de son impact radiologique à long terme	Compléter les résultats de PAGIS et PACOMA sur la base des nouvelles données du programme électronucléaire belge et de la recherche	Actualiser les résultats de PAGIS et PACOMA sur la base des nouvelles données du programme électronucléaire belge et de la recherche	Faire une 1 <sup>re</sup> évaluation de la sûreté du dépôt final direct des combustibles usés en appliquant la méthodologie de l'étude Updating 1990	Déterminer systématiquement et de façon quantitative les différentes sources d'incertitude et leur importance relative dans une évaluation de sûreté
<b>Données de base</b>					
terme source inventaire	déchets vitrifiés	déchets de catégorie B	déchets vitrifiés et de cat. B	combustibles usés	déchets vitrifiés et de cat. B
indicateurs	8180 tU	doses et risques, individuels et collectifs	4895 tU	4895 tU	dose individuelle
scénarios	1 d'évolution normale	3 d'évolution altérée	1 d'évolution normale	1 d'évolution normale	plusieurs, plus réalistes
calculs		déterministes et stochastiques			
modèles		fortement simplifiés		révisés	plus complexes
<b>Principaux résultats</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ développement d'une méthodologie systématique</li> <li>■ identification des composants déterminants pour la sûreté (surtout l'argile)</li> <li>■ indications que la solution étudiée peut être sûre</li> <li>■ RN les plus critiques : <sup>14</sup>C, <sup>129</sup>I, <sup>79</sup>Se et <sup>96</sup>Tc</li> <li>■ RN les plus critiques : <sup>237</sup>Np, <sup>99</sup>Tc et <sup>135</sup>Cs (<sup>129</sup>I et <sup>36</sup>Cl pas étudiés)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ confirmation des principaux résultats de PAGIS</li> <li>■ indications que la solution étudiée peut être sûre</li> <li>■ RN les plus critiques : <sup>14</sup>C, <sup>129</sup>I, <sup>79</sup>Se et <sup>96</sup>Tc</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ confirmation des résultats de PAGIS et de PACOMA : l'impact radiologique max. est nettement inférieur à l'impact radiologique acceptable</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ la dose annuelle max. est environ 100 × inférieure à celle due à la radioactivité naturelle et augmentée avec le taux de combustion</li> <li>■ confirmation de l'importance de la migration et de la limite de solubilité des RN</li> <li>■ RN les plus critiques : <sup>129</sup>I, <sup>14</sup>C, <sup>237</sup>Np, <sup>226</sup>Ra et <sup>231</sup>Pa</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ les doses sont 2 à 100 × inférieures aux doses de l'étude Updating 1990</li> <li>■ mise en évidence de l'importance potentielle de la vitesse de Darcy dans les aquifères, en plus des paramètres décrivant la migration dans l'argile</li> </ul>
<b>Recommandations</b>	Etudier en profondeur les mécanismes de migration des principaux RN dans l'Argile de Boom	Faire l'inventaire précis des RN critiques (surtout l' <sup>129</sup> I), étudier les champs proche et lointain et évaluer précisément le rôle des aquifères et de la biosphère	Etudier la dégradation des pastilles de combustible	Systematiser la définition des scénarios, préciser la limite de solubilité des RN critiques et approfondir l'étude de leur complexation et des effets de la migration des gaz	

## 4.1 La méthodologie des évaluations de sûreté à long terme

La méthodologie des évaluations de sûreté à long terme, qui visent à tester les performances du système de dépôt final, est devenue beaucoup plus systématique depuis la publication du rapport SAFIR. Cette méthodologie s'appuie sur un large consensus au niveau international, notamment au sein de la Commission européenne, de l'AIEA et de l'AEN. Elle relève d'un processus à la fois progressif et itératif (fig. 4.1). *Progressif*, parce que chaque phase de la réalisation du système de dépôt doit faire l'objet d'une évaluation de sûreté intermédiaire qui contribue, ce faisant, à définir les priorités de recherche futures et à identifier les modifications éventuelles à apporter au système pour en améliorer la sûreté lors d'une phase ultérieure du projet. Ce processus de plusieurs dizaines d'années a débuté avec les travaux de recherche et développement méthodologique et s'achèvera un jour avec la décision de laisser le site du dépôt sans surveillance, autrement dit, de le banaliser. *Itératif*, parce que les différentes étapes de chaque évaluation de sûreté sont effectuées en boucle jusqu'à ce que la précision des résultats relatifs au niveau de sûreté atteint soit jugée suffisante. Ce niveau de sûreté fait alors l'objet d'un avis, qui résulte non seulement d'une comparaison de l'impact radiologique calculé avec des exigences ou des critères de sûreté tels que la contrainte de dose, mais surtout d'une évaluation de la fiabilité des résultats et de la marge d'optimisation qui subsiste. Cet avis est ensuite soumis à un examen critique indépendant, par exemple par les autorités de sûreté ou par une commission adéquate, qui décident d'autoriser ou non le passage à la phase suivante du programme.

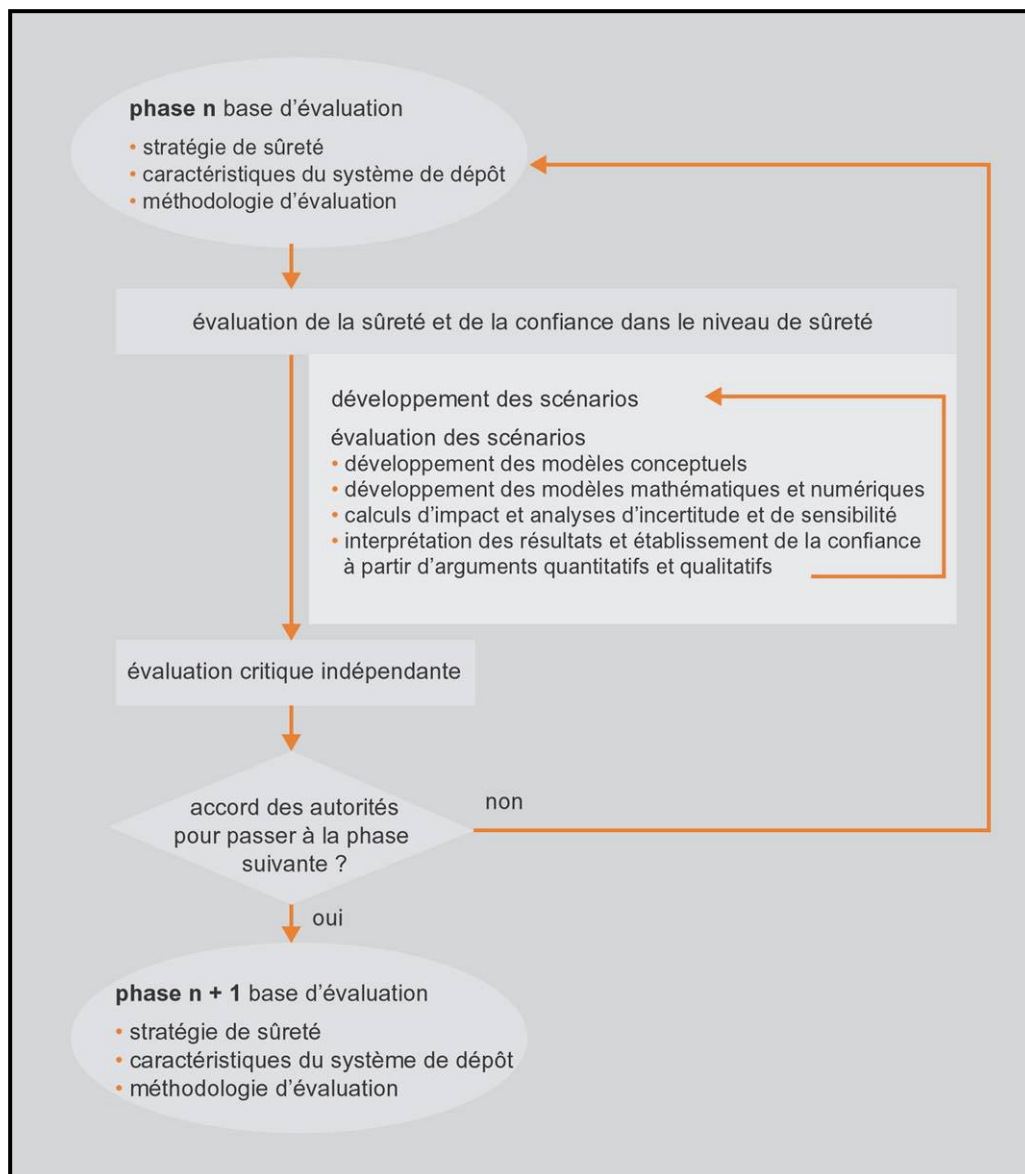
Durant chacune des phases qui mènent à la réalisation du système de dépôt, l'évaluation de sûreté se base sur trois types d'éléments :

- la *stratégie de sûreté*, qui oriente l'ensemble de l'approche suivie pour parvenir à la fois à réaliser une solution de dépôt sûre et à démontrer que cette solution est sûre ;
- les *caractéristiques intrinsèques du système de dépôt* qui en déterminent la sûreté, autrement dit les propriétés du système de dépôt et leur contribution attendue aux fonctions de sûreté, la qualité du système de dépôt, ainsi que le mode de construction, d'exploitation, de fermeture et de contrôle de l'installation de dépôt ;
- les *éléments qui permettent une évaluation* scientifiquement correcte et convaincante du niveau de sûreté à long terme offert par le système de dépôt, autrement dit la méthodologie des évaluations de sûreté, assortie des mesures nécessaires d'assurance et de gestion de la qualité.

La méthodologie des évaluations de sûreté repose sur une approche en scénarios. Elle procède en deux grandes étapes : le développement des scénarios et leur évaluation.

### 4.1.1 Le développement des scénarios

Le développement des scénarios (voir section 4.2), qui consiste à imaginer et à décrire les grands types d'évolution que pourrait connaître le système de dépôt, se fait en deux étapes. La première consiste à identifier les caractéristiques du système de dépôt en profondeur, les événements et les processus (*Features, Events, and Processes* ou FEPS)



**Figure 4.1** Le processus itératif des évaluations de sûreté à long terme, qui s'inscrivent dans le processus progressif et flexible de réalisation du système de dépôt final.

qui peuvent influencer son évolution à long terme et à les regrouper en scénarios après avoir éliminé les FEPS non pertinents pour la sûreté. La seconde consiste à décrire les scénarios, afin de permettre ensuite leur évaluation.

Les scénarios d'évolution reflètent différents futurs possibles du système de dépôt qui sont pertinents pour les évaluations de sûreté, mais ne sont pas des prédictions. Ils se répartissent en deux familles.

- Le *scénario d'évolution normale*, ou scénario de référence, considère tous les FEPS dont on est certain ou presque de la survenue et décrit donc la succession probable des événements attendus après la fermeture de l'installation de dépôt, événements qui s'accompagneront inéluctablement d'expositions radiologiques à très long terme.

- Les *scénarios d'évolution altérée* regroupent les événements ou processus perturbateurs éventuels, d'ordinaire peu probables, mais néanmoins susceptibles de modifier fortement le système de dépôt s'ils se produisent, et donc d'entraîner des expositions radiologiques.

#### 4.1.2 L'évaluation des scénarios

L'évaluation des scénarios (voir section 4.3) se fait en quatre étapes : la modélisation conceptuelle, la modélisation mathématique et numérique, les calculs d'impact, y compris les analyses d'incertitude et de sensibilité, et, enfin, l'interprétation des résultats et l'établissement de la confiance (fig. 4.1).

Chacun des scénarios obtenus est décrit de la manière la plus précise possible en prenant des hypothèses simplificatrices raisonnables quant au comportement et au fonctionnement du système de dépôt. Bien qu'en raison de la complexité de ce dernier, il soit impossible d'en simuler tous les détails, cette *modélisation conceptuelle* peut, pour autant que le système soit robuste (voir section 2.2.2), se limiter à décrire les éléments et processus qui peuvent avoir une influence significative sur son fonctionnement, ce qui la rend plus fiable que la modélisation d'un système plus complexe. La modélisation du scénario d'évolution normale suppose que chaque barrière remplit la fonction de sûreté qui lui correspond ; celle des scénarios d'évolution altérée suppose qu'une ou plusieurs barrières fonctionnent moins bien ou sont tout simplement inopérantes. Les différents éléments à la base des modèles conceptuels sont les suivants :

- les *caractéristiques* du système de dépôt (constitué des déchets, de leur emballage et de leur suremballage éventuel, des autres barrières ouvragées et de la barrière géologique naturelle) et de son environnement (les aquifères et la biosphère) ;
- les *nombreux processus* (physiques, chimiques, biologiques, radiologiques, etc.) qui prennent place dans les différents composants du système de dépôt, dans son environnement et aux différentes interfaces : d'une part, les processus tels que la diffusion et l'advection, qui contribuent à la migration des radionucléides vers et dans la biosphère ; d'autre part, les processus qui influencent l'état et le fonctionnement des composants du système de dépôt, comme la corrosion des (sur)emballages, qui conduira à terme à leur perforation, et les processus qui interviendront dans la géosphère et dans la biosphère et qui se traduiront par un impact radiologique sur l'homme ;
- les *événements extérieurs* (glaciations, séismes, etc.) qui peuvent modifier les caractéristiques et le fonctionnement du système de dépôt et de son environnement.

Le fonctionnement du système de dépôt supposé dans chaque modèle conceptuel est alors traduit en un ou plusieurs *modèles mathématiques*, afin de pouvoir effectuer des simulations. Tous les processus importants identifiés sont décrits au moyen d'équations mathématiques, dont l'équation de migration, qui est l'équation générale de loin la plus utilisée dans les évaluations de sûreté. Des solutions numériques de ces équations sont alors traduites sous forme algorithmique pour constituer les codes de calcul.

Pour chacun des scénarios identifiés, on réalise alors des simulations du comportement à long terme du système de dépôt, appelées *calculs d'impact*. En pratique, la complexité du système de dépôt et des processus à considérer ainsi que les échelles spatio-temporelles sont généralement telles qu'il est presque impossible de simuler son fonctionnement avec un seul code de calcul, de sorte qu'on en utilise plusieurs l'un après l'autre, chacun simulant le relâchement ou la migration des radionucléides dans un composant ou un ensemble de composants du système. L'interprétation des résultats des calculs d'impact est néanmoins considérablement compliquée par trois types d'incertitudes inévitables, mais dont l'influence sur le fonctionnement du système doit pouvoir être évaluée :

- les *incertitudes dans la description des scénarios*, autrement dit celles portant sur la question de savoir si tous les FEPs et tous les scénarios pertinents ont bien été pris en compte. Ces incertitudes peuvent être fortement réduites dans l'évaluation du scénario d'évolution normale grâce à la présence d'éléments de robustesse dans le système de dépôt. Elles peuvent toutefois rester particulièrement grandes dans le cas des scénarios d'évolution altérée.
- les *incertitudes dans les modèles conceptuels et mathématiques*, qui regroupent les incertitudes sur les processus, sur la définition spatiale des modèles, sur la représentation de l'environnement naturel et sur les conditions initiales et aux limites.
- les *incertitudes dans les valeurs des paramètres* des modèles, lesquelles sont dues au manque de connaissances ou au caractère aléatoire des valeurs des paramètres considérés, de même qu'aux incertitudes au niveau des mesures.

Les *analyses d'incertitude* et les *analyses de sensibilité*, qui font partie intégrante des calculs d'impact, ont pour but de répondre à la question de savoir à quel point les résultats obtenus sont sensibles aux incertitudes qui n'ont pu être éliminées. Les analyses d'incertitude visent à établir une limite supérieure de l'impact calculé en évaluant l'incertitude sur cet impact. Les analyses de sensibilité visent à déterminer quels processus ou composants influencent le plus la sûreté du système de dépôt et constituent ce faisant un instrument important dans l'identification des priorités de recherche et dans la définition des composants qui doivent être renforcés. Les analyses de sensibilité relatives aux incertitudes dans la description des scénarios et dans les modèles conceptuels utilisent souvent une approche déterministe, dans laquelle les paramètres ont des valeurs fixes. Les analyses de sensibilité et d'incertitude relatives aux incertitudes dans les valeurs des paramètres utilisent souvent une approche stochastique, dans laquelle les calculs sont répétés en échantillonnant les valeurs des paramètres dans leurs distributions statistiques respectives, lesquelles reflètent les incertitudes sur ces valeurs.

Enfin, l'*interprétation des résultats* des évaluations de sûreté au terme des analyses d'incertitude et de sensibilité et la *confiance* dans ces résultats reposent non seulement sur la comparaison de différents indicateurs de sûreté avec les normes radiologiques en vigueur et les caractéristiques radiologiques de référence du milieu de dépôt et de son environnement, mais aussi sur une série d'arguments qualitatifs, comme la qualité de la méthodologie d'évaluation (méthode de développement des scénarios, modes de raisonnement, modèles conceptuels, codes de calcul, etc.) et la qualité de toutes les informations et données de base relatives aux déchets, au site de dépôt et aux barrières ouvragées (voir section 4.3.1). Cette confiance est un aspect essentiel des évaluations de

sûreté, dans la mesure où c'est chaque fois elle qui conditionne le passage d'une étape du processus progressif de réalisation du système de dépôt à la suivante. Les principaux éléments qui peuvent contribuer à l'augmenter sont les suivants :

- *traitement des incertitudes dans la description des scénarios* : emploi de catalogues de FEPS établis et vérifiés au niveau international, établissement d'une méthode de construction des scénarios structurée et traçable et vérifiée par d'autres experts, analyse du système de dépôt aux différentes périodes considérées et emploi de différents types de calcul, modes de raisonnement et indicateurs de sûreté pour chacune de ces périodes.
- *traitement des incertitudes dans les modèles conceptuels et mathématiques* :
  - emploi de plusieurs modèles conceptuels en cas d'incertitude quant aux mécanismes exacts qui interviennent.
  - vérification des codes de calcul utilisés (c'est-à-dire vérification du fait qu'ils sont des traductions mathématiques correctes des modèles conceptuels et qu'ils calculent correctement) : comparaison des résultats de chaque code avec ceux d'un code développé de façon complètement indépendante, mise en œuvre d'une procédure d'assurance de la qualité, exercices de comparaison à l'échelle internationale et vérifications des calculs par d'autres experts.
  - établissement de la confiance dans les modèles (c'est-à-dire démonstration du fait que les modèles ou codes utilisés reflètent la réalité avec la précision voulue, compte tenu du but recherché) : validation des modèles utilisés pour les différents composants du système de dépôt à l'aide d'expériences dont les résultats peuvent être comparés à ceux des simulations (une validation stricte des modèles est toutefois souvent impossible, étant donné les échelles temporelles et spatiales considérées dans les évaluations), recours aux analogies naturelles, emploi de différentes méthodes de raisonnement, et démonstration du fait que les calculs effectués s'appuient sur une base scientifique solide.
- *traitement des incertitudes dans les valeurs des paramètres* : réalisation des mesures et expériences complémentaires nécessaires, établissement de distributions de probabilité statistiques pour les valeurs des paramètres ainsi que réalisation de calculs stochastiques et déterministes pour les analyses d'incertitude et de sensibilité.

## **4.2 Le développement des scénarios**

Comme la méthodologie des évaluations de sûreté à long terme, la méthodologie de développement des scénarios a été systématisée durant la période 1990–2000, afin de réduire les risques d'oubli d'événements ou de processus importants dans les évaluations de sûreté. La sélection des FEPS ainsi que celle des scénarios et des variantes à analyser se fait en outre désormais de façon transparente et traçable. Cette méthodologie, qui fait l'objet d'un consensus international, procède en deux étapes : l'identification des scénarios et la description des scénarios.

#### 4.2.1 L'identification des scénarios

L'identification des scénarios représentatifs des différentes évolutions à long terme possibles du système de dépôt en profondeur considéré débute avec l'identification des FEPS qui peuvent a priori l'influencer. Le catalogue des FEPS pouvant avoir un impact sur la sûreté à long terme d'un dépôt dans l'argile a été établi à partir d'un des catalogues génériques développés et régulièrement revus au niveau international, le catalogue de l'AEN. Le catalogue belge se réduit les 134 FEPS génériques à 60 FEPS par élimination de ceux qui peuvent être considérés comme non pertinents et de ceux qui ne concernent que la biosphère et ont été repris dans le modèle de la biosphère plutôt que dans le développement des scénarios. Il donne une définition de chaque FEP ainsi qu'une discussion courte de sa pertinence ou de son impact potentiel pour le système de dépôt considéré et les raisons qui ont amené à le retenir ou pas. Il est divisé en trois grandes catégories, elles-mêmes divisées en sous-catégories (table 4.2).

**Table 4.2** Classification des FEPS.

---

#### Catégories et sous-catégories de FEPS, et exemples

---

##### Phénomènes naturels

- *d'origine extraterrestre* : impact de météorites
- *géologiques* : diagenèse, élévation ou abaissement du niveau du sol, sismicité, tectonique
- *climatiques* : précipitations extrêmes, fonte des neiges et inondations, changement du niveau des mers
- *géomorphologiques* : érosion, déplacement du lit des rivières, transport et dépôt de sédiments marins
- *hydrologiques* : infiltrations d'eaux souterraines, modifications des caractéristiques des écoulements
- *de migration et géochimiques* : advection et dispersion, formation, dissolution et migration de colloïdes
- *effets des radionucléides sur l'écologie* : assimilation par les plantes, pédogenèse

##### Activités humaines

- *conception et construction* : défauts dans les matériaux, effets chimiques, effets de l'excavation
- *exploitation et fermeture* : mauvais remblayage, hétérogénéité des déchets, mauvais scellement
- *intrusions* : forage d'exploration, recherche archéologique, pompage d'eau souterraine
- *activités postérieures à la fermeture* : pertes d'informations relatives au dépôt, irrigation

##### Effets directement liés à la présence des déchets et de l'installation de dépôt

- *effets thermiques* : modifications hydrologiques, modifications physicochimiques
  - *effets chimiques et biologiques* : corrosion des métaux, apport de substances complexantes
  - *effets mécaniques* : déformation des colis de déchets, modifications du champ des contraintes in situ
  - *effets radiologiques* : radiolyse, changement des propriétés des matériaux
- 

Les FEPS retenus sont alors systématiquement regroupés en scénarios qui reflètent différents futurs possibles du système de dépôt pertinents en termes de sûreté. Ce regroupement s'effectue après avoir identifié les principaux états possibles du système, lesquels s'obtiennent en supposant que chacun de ses trois composants principaux — barrières ouvragées, barrière géologique et aquifères — soit reste en état d'assurer sa fonction initiale (il est intact), soit est perturbé et ne peut plus le faire (il est « court-

circuité »). Cette approche conduit à 8 états principaux possibles, dont l'un correspond au scénario d'évolution normale du système (table 4.3). Les eaux souterraines y tiennent une place centrale en raison de leur rôle dans la dégradation progressive des barrières ouvragées et dans la migration des radionucléides vers la biosphère. Tous les FEPS qui ne sont pas repris dans le scénario d'évolution normale peuvent alors être associés à un ou plusieurs des sept autres états du système. Ceux qui peuvent conduire à un même état du système sont, dans la mesure du possible, réunis dans le même scénario d'évolution altérée, chacun des huit scénarios d'évolution altérée retenus pouvant posséder plusieurs variantes. (La probabilité d'occurrence de deux de ces FEPS — la survenue d'une glaciation et le transport par les gaz — dépendant fortement de leur ampleur, ils sont traités dans deux scénarios d'évolution altérée.)

**Table 4.3** Classification de FEPS en fonction de l'état du système de dépôt et de son environnement (1 = composant intact ; 0 = composant « court-circuité »).

No de l'état du système	Etat de la barrière ou du composant			Exemples de FEPS (Ces FEPS sont ceux qui donnent leur nom aux huit scénarios d'évolution altérée.)
	Barrières ouvragées	Barrière géologique	Aquifères	
1	1	1	1	<b>état normal du système</b>
2	1	1	0	forage d'exploitation, effet de serre
3	1	0	1	activation d'une faille, transport par les gaz, mauvais scellement
4	1	0	0	glaciation sévère
5	0	1	1	défaillance prématurée d'une barrière ouvragée
6	0	1	0	(aucun FEP)
7	0	0	1	activation d'une faille, transport par les gaz
8	0	0	0	glaciation sévère, forage d'exploration

#### 4.2.2 La description des scénarios

La description des scénarios d'évolution comporte deux volets : d'une part, une description de l'évolution dans le temps du système de dépôt et de son environnement conforme au scénario considéré ; d'autre part, une description des principaux processus impliqués dans la migration des radionucléides vers la biosphère, description qui se simplifie dans le cas d'un système de dépôt robuste. Bien entendu, l'évolution dans le temps du système de dépôt et de son environnement constitue l'une des principales sources d'incertitudes dans la description des scénarios, et donc aussi dans les modèles conceptuels et les valeurs des paramètres. Il est dès lors indispensable de distinguer différentes périodes dans les évaluations de sûreté et d'estimer parallèlement la robustesse des différents composants du système de dépôt qui exercent une fonction de sûreté, autrement dit d'estimer la mesure dans laquelle leur comportement futur peut être évalué de façon fiable (fig. 4.2).

#### 4.2.2.1 Scénario d'évolution normale

Le scénario d'évolution normale est celui d'une dégradation lente et progressive de la capacité de confinement du système de dépôt suite à des processus naturels, les caractéristiques actuelles de l'environnement du système de dépôt étant supposées se maintenir dans le temps. Cette dégradation inévitable permet le relâchement de radionucléides dans la biosphère et entraîne donc, à terme, l'exposition radiologique d'individus du groupe de référence.

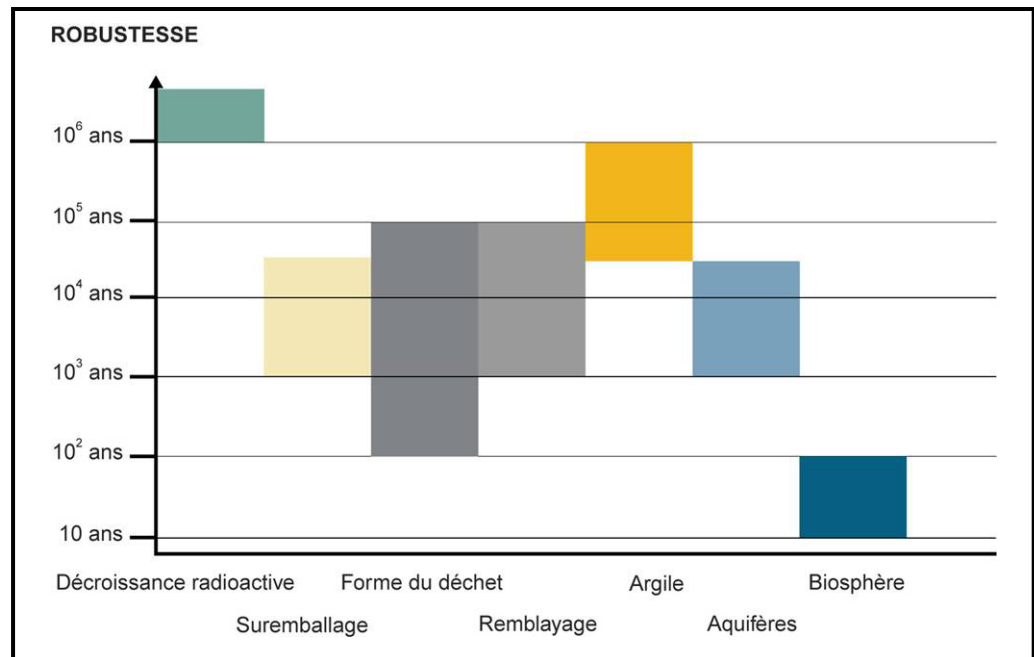
Concrètement, les *colis de déchets* et les *matériaux de remblayage* se dégraderont inévitablement avec le temps. La durée de vie escomptée des matrices de conditionnement varie d'une centaine d'années (matrices de bitume et de ciment) à plusieurs dizaines ou même plusieurs centaines de milliers d'années (matrices vitreuses et matrices d'oxyde d'uranium respectivement). Celle des (sur)emballages peut varier d'environ 1000 ans à plusieurs dizaines de milliers d'années dans le cas de (sur)emballages résistant à la corrosion. Enfin, un matériau de remblayage à base d'argile peut a priori exercer sa fonction de barrière durant plusieurs milliers d'années, pour autant qu'il ne subisse pas de transformations minéralogiques ou chimiques suite à une augmentation de température trop élevée.

Par ailleurs, les théories actuelles basées sur la théorie orbitale de Milankovitch relative aux prédictions climatiques prévoient une période glaciaire modérée après environ 24000 ans et une période glaciaire plus sévère après environ 56000 ans. Ces périodes causeront des modifications considérables dans la partie supérieure de la géosphère et, par conséquent, des modifications des *aquifères*, de sorte que les modèles détaillés de l'hydrogéologie développés pour les conditions géographiques et climatiques actuelles ne seront vraisemblablement plus représentatifs des conditions qui régneront après 15000 à 20000 ans. Par contre, la *barrière géologique* devrait rester relativement inchangée durant au moins 100000 ans. De 100000 ans à un million d'années, des bouleversements de la topographie suite à l'alternance de périodes glaciaires et interglaciaires et aux mouvements de l'écorce terrestre pourront entraîner une modification de la profondeur de la formation argileuse. Au-delà de un million d'années, les caractéristiques de la couche argileuse pourront aussi changer suite à des mouvements de l'écorce terrestre et à des processus tectoniques, métamorphiques, de diagenèse et géomorphologiques, de sorte que son comportement deviendra très incertain. Des calculs récents, qui prennent en compte l'influence de l'effet de serre sur le climat, indiquent toutefois que les diminutions des températures attendues sur base de la théorie de Milankovitch seront fortement réduites par l'effet de serre (voir sections 4.2.2.2 et 4.3.3).

Enfin, bien avant tout cela, en l'espace de quelques dizaines d'années vraisemblablement, les modifications continues des pratiques agricoles et des habitudes alimentaires ainsi que les autres activités humaines futures, par définition impossibles à prévoir, auront vraisemblablement entraîné des changements majeurs dans la *biosphère*.

Un des aspects les plus difficiles des évaluations de sûreté d'un système de dépôt en profondeur consiste donc à déterminer comment adapter les calculs de l'impact radiologique (calculs quantitatifs, semi-quantitatifs ou raisonnements qualitatifs) en

fonction de l'échelle de temps sur laquelle ils portent afin qu'ils aient le maximum de signification. Ainsi, alors qu'il semble possible d'estimer quantitativement l'impact d'un système de dépôt sur quelques milliers d'années, il devient de plus en plus difficile de le faire au-delà. Ce qui compte toutefois, c'est que les évaluations de sûreté fournissent des arguments qui permettent de penser que l'impact radiologique du système de dépôt n'augmentera pas de manière significative à très long terme, par exemple parce que son inventaire radiologique aura été épuisé avant cela. Les calculs sont donc parfois poursuivis jusqu'à 100 millions d'années.



**Figure 4.2** Robustesse des principaux composants du système de dépôt et de son environnement.

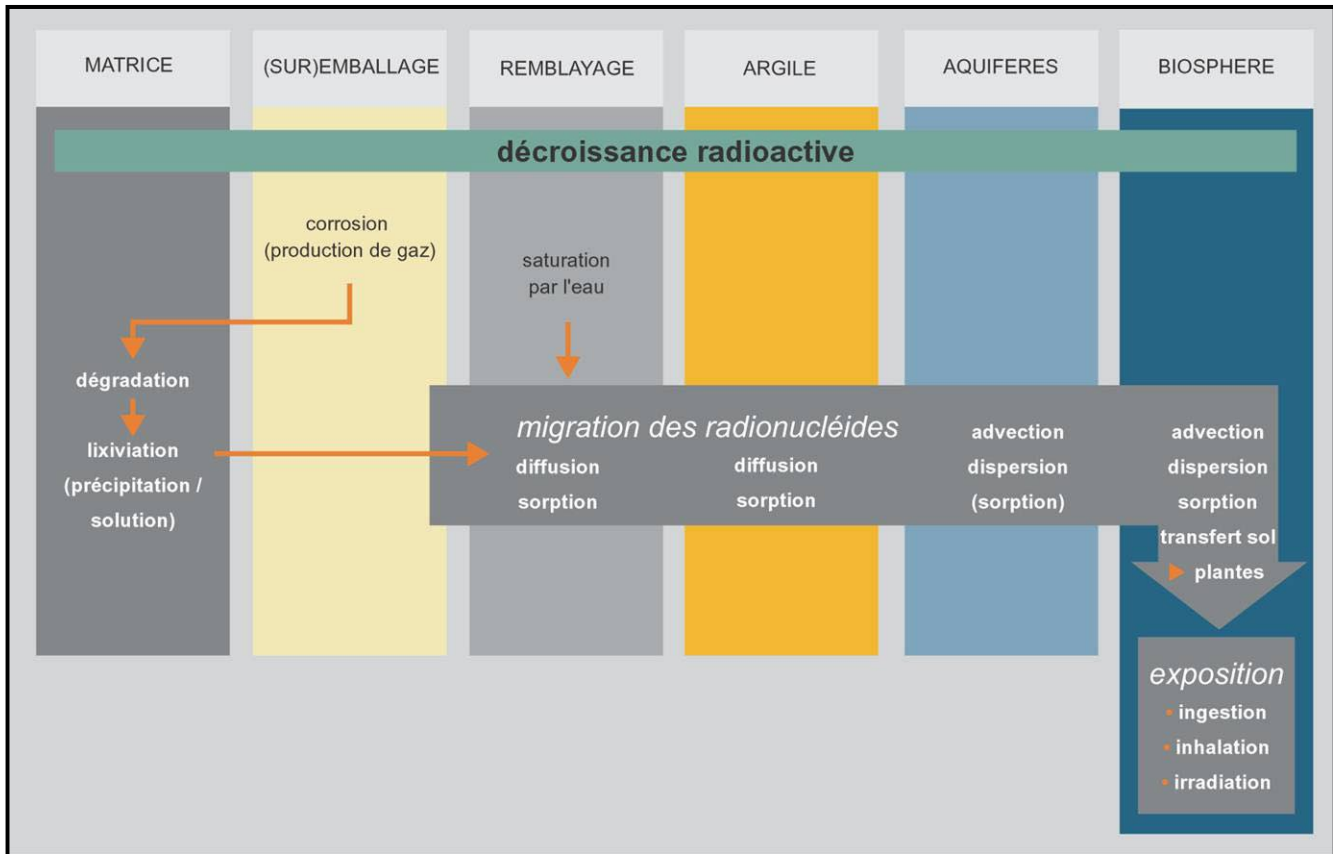
Pour contourner la difficulté que pose le caractère imprévisible de la plupart des changements qui affecteront le système de dépôt et pour pouvoir justifier les hypothèses quantitatives faites pour évaluer son impact radiologique à long terme, les évaluations de sûreté doivent avoir recours à certains artifices. Plus précisément, elles utilisent une *hydrogéologie de référence*, calquée sur l'hydrogéologie actuelle et supposée constante dans temps, ainsi qu'une ou plusieurs *biosphères de référence*, définies chacune par un ensemble d'hypothèses basées sur les pratiques et habitudes actuelles, et elles aussi supposées constantes dans temps. Elles utilisent également des *indicateurs de sûreté alternatifs*, qui ne tiennent pas compte du comportement, incertain, de l'environnement du système de dépôt (voir section 4.3.1).

Le scénario d'évolution normale décrit de façon qualitative le fonctionnement attendu du système de dépôt à partir des composants pris en compte dans les évaluations de sûreté (fig. 4.3).

- Les seules *matrices de déchets* qui exercent un rôle de résistance à la lixiviation suffisamment important pour être repris dans les évaluations de sûreté sont les matrices de verre, d'UO<sub>2</sub> et d'UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>. Les matrices de ciment peuvent toutefois

sorber certains radionucléides qui ne sont pas sorbés par l'argile et peuvent donc être prises en compte dans certains cas. Enfin, le rôle potentiellement négatif du gonflement et des produits de dégradation des matrices de bitume sur les propriétés de migration de l'argile doit également être pris en compte.

- Les *(sur)emballages étanches* assurent le confinement physique des déchets, pendant au moins 300 ans pour les déchets vitrifiés et pendant au moins 2000 ans pour les combustibles usés.
- Bien que la contribution du *matériau de remblayage* au retard et à l'étalement du relâchement soit négligeable par rapport à celle de l'Argile de Boom dans la plupart des calculs d'impact, elle peut être significative dans le cas de radionucléides qui ne sont pas sorbés par l'argile mais bien par le matériau de remblayage.
- La *zone perturbée par l'excavation* est prise en compte dans l'estimation de l'épaisseur effective de la barrière argileuse.
- La *couche d'argile non perturbée* est la principale barrière à la migration des radionucléides en solution dans l'eau interstitielle. Ils y migrent principalement par diffusion moléculaire et de façon très limitée seulement par advection. Ce faisant, nombre d'entre eux sont sorbés par les minéraux argileux ou par les matériaux organiques présents dans l'argile. La complexation possible de certains radionucléides retardés par des matériaux organiques mobiles, qui peut accélérer leur migration, et l'échange possible de radionucléides entre des matériaux organiques mobiles et immobiles compliquent la modélisation. (La problématique du transport par les gaz, qui concerne principalement les déchets de catégorie B, est traitée dans le scénario d'évolution altérée parce que les mécanismes de transport diffèrent fortement du processus de diffusion.)
- Après leur migration dans l'Argile de Boom, les radionucléides atteignent les *aquifères*, qui ne remplissent aucun rôle de barrière mais qui au contraire diluent et dispersent les radionucléides qui n'ont pas été retenus par la barrière géologique. Les mécanismes de migration prédominants sont ici l'advection sous l'influence des écoulements d'eau et la dispersion, la diffusion étant le plus souvent négligeable. Les radionucléides peuvent également être sorbés dans les aquifères par les minéraux qui y sont présents.
- Enfin, certains radionucléides qui ont atteint les aquifères peuvent finir par atteindre la *biosphère* par trois mécanismes : le drainage des eaux souterraines vers des rivières ou éventuellement des étendues d'eau, la pollution des sols par les eaux souterraines et le pompage d'eau souterraine. Dans ce dernier cas, le seul où les radionucléides atteignent la biosphère suite à une intervention de l'homme, le scénario d'évolution normale ne considère que le pompage d'eau dans l'aquifère du Néogène, le pompage d'eau dans l'aquifère sous-jacent du Sous-Rupélien étant considéré dans le scénario d'exploitation (voir section 4.2.2.2). Le scénario d'évolution normale suppose que ce pompage est localisé de façon particulièrement défavorable, à savoir profondément dans l'aquifère, à la périphérie de l'installation de dépôt et en aval par rapport à la direction naturelle d'écoulement (fig. 4.4). Il suppose aussi que le débit de pompage est relativement faible (5000 m<sup>3</sup> par an), de sorte qu'il n'y a pas de dilution de l'eau pompée par de l'eau moins polluée drainée des couches moins profondes.



**Figure 4.3** Principaux composants du système de dépôt et de son environnement et principaux processus considérés dans la description du scénario d'évolution normale.

#### 4.2.2.2 Scénarios d'évolution altérée

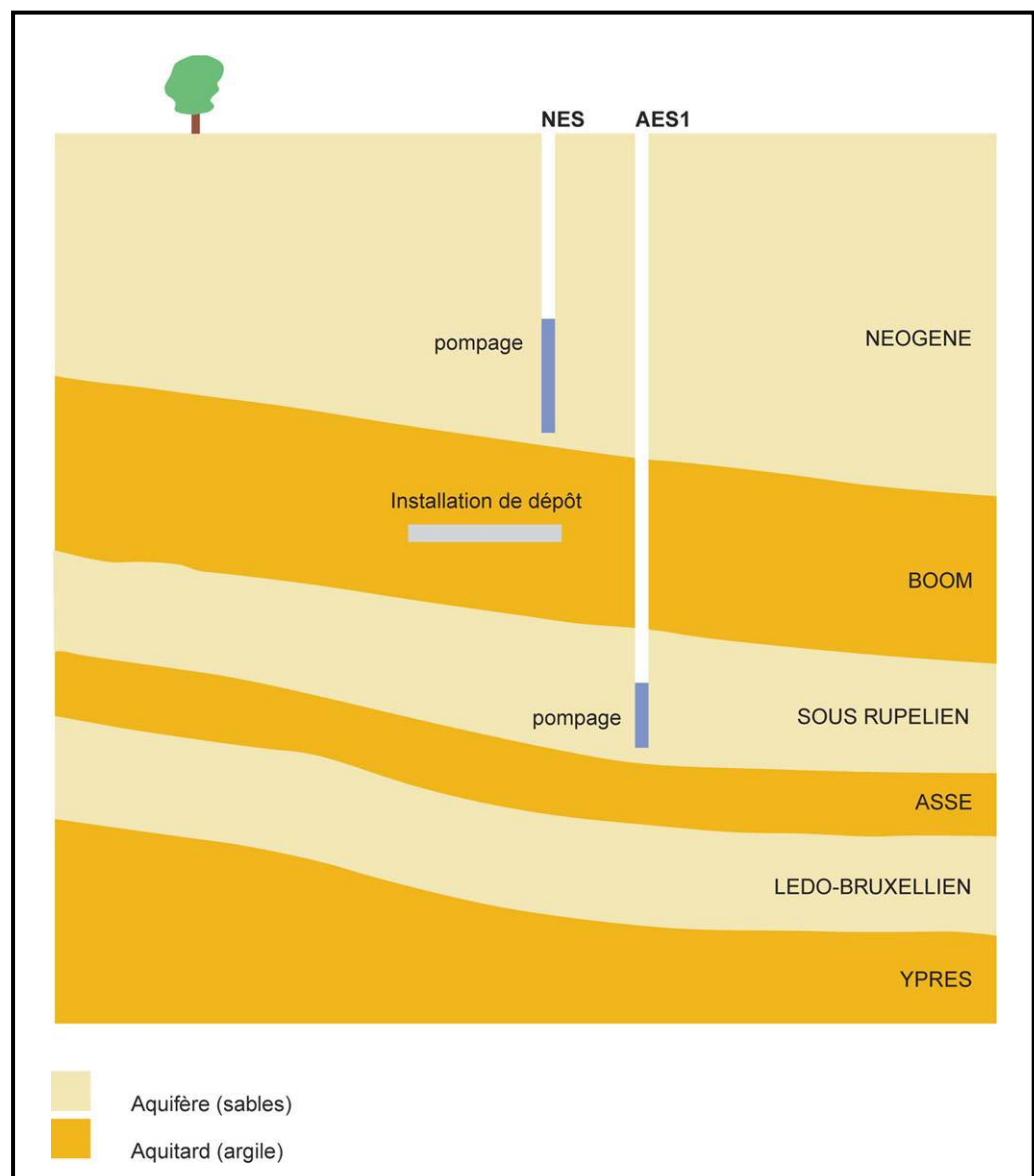
Les huit scénarios d'évolution altérée considérés dans les évaluations de sûreté à long terme sont décrits comme suit.

- *Le scénario de forage d'exploitation* (état 2, table 4.3 ; fig. 4.4) envisage le forage d'un puits de pompage dans l'aquifère du Sous-Rupélien, sous l'Argile de Boom, à proximité immédiate du dépôt, et l'utilisation de l'eau pompée pour l'irrigation et pour l'alimentation en eau potable. Ce scénario n'est pas repris dans le scénario d'évolution normale en raison du fait que la qualité de cette eau la rend impropre à la consommation directe par l'homme et que la conductivité hydraulique de cet aquifère est tellement faible qu'il est impossible d'y pomper de grandes quantités d'eau. (Toutefois, le forage d'un puits dans l'aquifère sus-jacent du Néogène est traité dans le scénario d'évolution normale.)
- *Le scénario d'effet de serre* (état 2, table 4.3) envisage les changements dans l'aquifère du Néogène consécutifs au réchauffement climatique global que pourrait entraîner l'effet de serre dans les prochains siècles.

- *Le scénario d'activation d'une faille* (états 3 et 7, table 4.3) envisage l'apparition d'une faille tectonique à travers l'Argile de Boom et l'installation de dépôt, en raison de la réactivation d'une ancienne faille suite à une augmentation de l'activité tectonique. Une telle faille entamerait a priori la capacité de confinement de la barrière géologique car, bien que cette dernière ne subirait pas de cassure nette grâce à sa plasticité élevée, les propriétés hydrauliques dans le plan de la faille seraient susceptibles de se modifier par rapport à celles de l'argile intacte.
- *Le scénario de glaciation sévère* (états 4 et 8, table 4.3) envisage que, durant une période glaciaire future plus sévère que les trois dernières périodes glaciaires du Quaternaire, la calotte glaciaire qui se formera en Scandinavie s'étendra jusqu'à la région de Mol-Dessel, entraînant des phénomènes d'érosion susceptibles d'affecter l'Argile de Boom, voire même les barrières ouvragées. (La survenue d'une période glaciaire comparable aux trois dernières périodes glaciaires du Quaternaire est couverte par le scénario d'évolution normale.) Dans le cas d'un dépôt situé à environ 200 mètres de profondeur, ces phénomènes pourraient entamer la formation géologique au point que des fragments des déchets mis en dépôt se retrouveraient en surface, où ils pourraient avoir un impact radiologique direct sur l'homme s'il revenait vivre à proximité du dépôt au terme de la période en question.
- *Le scénario de mauvais scellement* (état 3, table 4.3) suppose que les galeries principales et un puits d'accès ont été mal scellés et qu'ils peuvent dès lors constituer une voie de migration préférentielle pour les radionucléides. Il suppose en outre que la conductivité hydraulique dans les galeries principales et le puits d'accès serait supérieure de plusieurs ordres de grandeur à celle de l'Argile de Boom, de sorte que ces galeries se comporteraient comme d'énormes filtres drainant l'eau de la formation argileuse, ce qui pourrait causer un courant d'advection à travers les galeries et le puits. Pour renforcer encore l'effet possible de la filtration, ce scénario suppose enfin une inversion du gradient hydraulique dans l'Argile de Boom, qui deviendrait ascendant.
- *Le scénario de défaillance prématurée d'une barrière ouvragée* (état 5, table 4.3) possède plusieurs variantes, dont les conséquences seront fortement limitées pour autant que la couche d'argile reste intacte. Les variantes les plus graves sont la défaillance prématurée des (sur)emballages étanches, qui permettrait que les radionucléides relâchés entrent en contact avec les eaux souterraines alors qu'il y a encore des gradients thermiques élevés dans le champ proche, ou la dégradation rapide de la matrice de conditionnement des déchets vitrifiés et de celle des combustibles usés.
- *Le scénario de transport par les gaz* (états 3 et 7, table 4.3) envisage la formation dans certaines galeries de dépôt de beaucoup plus de gaz qu'il ne peut s'en échapper par diffusion. Ce phénomène entraînera la formation d'une phase gazeuse susceptible d'expulser de l'eau éventuellement contaminée à travers le champ proche. La pression de gaz dans le champ proche augmentera jusqu'à ce qu'elle provoque l'apparition d'une voie préférentielle de migration dans la formation argileuse, laquelle permettra au gaz de s'échapper. Elle augmentera ensuite à nouveau, jusqu'à ce que se produise un nouvel échappement de gaz, et ainsi de suite. Ce gaz pourra être constitué au moins en partie de molécules radioactives et pourra accélérer la

migration dans la barrière argileuse des radionucléides en solution. (Les effets d'une production modérée de gaz sont considérés dans le scénario d'évolution normale.)

- *Le scénario de forage d'exploration* (état 8, table 4.3) suppose qu'un forage de reconnaissance effectué sur le site de dépôt traverse l'installation de dépôt. Il possède deux variantes principales. La première, qui est un cas d'intrusion drastique, suppose le prélèvement de carottes contenant des fragments de déchets radioactifs et leur analyse en laboratoire en surface par des personnes ne se doutant pas qu'ils sont radioactifs. La seconde suppose que le forage effectué à travers l'installation de dépôt n'est pas remblayé et qu'il se remplira donc d'eau souterraine, laquelle entrera en contact avec les déchets radioactifs et entraînera la lixiviation des radionucléides, qui pourront contaminer l'aquifère.



**Figure 4.4** Représentation schématique du scénario d'évolution normale (NES — pompage d'eau dans l'aquifère du Néogène) et du scénario d'évolution altérée considérant un pompage dans l'aquifère du Sous-Rupélien (AES1).

### 4.3 L'évaluation des scénarios

Les évaluations de sûreté rapportées dans le rapport SAFIR 2 se sont fortement affinées par rapport à celles rapportées dans le rapport SAFIR. En effet, les simulations effectuées depuis 1997 ont bénéficié d'une évolution très nette des modèles et des codes de calcul et, de plus, l'interprétation des résultats s'appuie désormais sur des indicateurs de sûreté complémentaires aux indicateurs classiques. Plus précisément, alors que le rapport SAFIR présente essentiellement des évaluations très simplifiées, utilisant notamment des approches unidimensionnelles, un modèle de migration bidimensionnel et de nouveaux codes de calcul commerciaux permettent désormais de beaucoup mieux prendre en compte les principaux processus qui interviennent lors de la migration des radionucléides dans l'Argile de Boom et, en particulier, de mieux prendre en compte la solubilité des radionucléides. (Des simulations tridimensionnelles sont également devenues possibles, mais elles ne sont pas nécessaires.) Bien entendu, les calculs se fondent sur une description simplifiée du système de dépôt et de son fonctionnement, simplification qui est notamment facilitée grâce au fait que le système de dépôt est robuste (voir section 2.2.2).

#### 4.3.1 Les arguments quantitatifs et qualitatifs

Les résultats des évaluations de la sûreté radiologique à long terme d'un système de dépôt final en profondeur doivent être interprétés non seulement au moyen d'indicateurs quantitatifs, mais également au moyen d'arguments qualitatifs. Plus précisément, ces interprétations reposent à la fois sur la comparaison des valeurs de deux groupes d'indicateurs avec les normes ou les valeurs de seuil applicables et sur l'évaluation de la qualité du raisonnement. Ces indicateurs et les bases de raisonnement qui les accompagnent possèdent un certain poids les uns par rapport aux autres, selon la phase considérée dans l'évolution du système de dépôt (fig. 4.5).

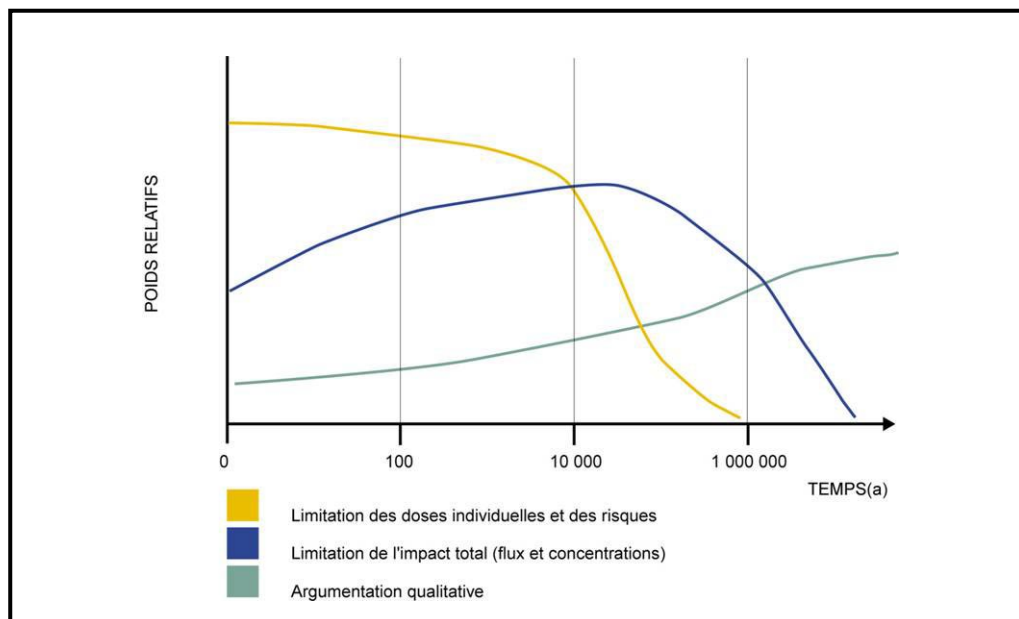


Figure 4.5 Poids relatifs des deux groupes d'indicateurs de sûreté et des arguments qualitatifs.

#### 4.3.1.1 Indicateurs de sûreté classiques

Les indicateurs de sûreté classiques sont au nombre de trois : la dose efficace individuelle, le risque radiologique individuel et la dose efficace collective. Seuls les deux premiers ont toutefois véritablement valeur d'indicateurs pour un dépôt en profondeur. Ils doivent être inférieurs aux contraintes de dose et de risque applicables à cette pratique, contraintes qui sont établies de manière à tenir compte du fait que les individus du groupe de référence peuvent être exposés à plus d'une source ou pratique, et qui ne peuvent donc représenter qu'une fraction des limites respectivement de dose individuelle et de risque individuel (voir aussi section 2.1). Les évaluations de sûreté couvertes par le rapport SAFIR 2 utilisent les recommandations de la CIPR en la matière.

- La *dose efficace individuelle* (en mSv par an) à un individu du groupe de référence suite au relâchement progressif des radionucléides est utilisée dans le cas du scénario d'évolution normale. Elle doit être inférieure à la contrainte de dose qui, dans le cas de la mise en dépôt final de déchets radioactifs, ne doit pas dépasser 0.3 mSv par an selon la CIPR. (La plupart des pays lui imposent une valeur comprise entre 0.1 et 0.3 mSv par an.)
- L'évaluation des expositions potentielles se fait à l'aide de deux indicateurs, la dose efficace individuelle et la probabilité d'exposition à une dose donnée, qui constituent les deux facteurs du *risque radiologique individuel* calculé  $R_i$ . Ce risque est utilisé à la place de la dose efficace individuelle dans le cas des scénarios d'évolution altérée, car on ne peut exclure la possibilité que, malgré leur faible probabilité, ils donnent malgré tout lieu à une exposition supérieure à la contrainte de dose. Le niveau de sûreté d'un système de dépôt doit donc être tel que le risque radiologique couru par un individu du groupe de référence en un an suite à des événements perturbateurs, qui ne sont pas couverts pas le principe de la contrainte de dose, soit inférieur à la contrainte de risque. Le risque radiologique individuel est défini comme suit :

$$R_i = \text{probabilité d'exposition à une dose donnée} \times \text{probabilité de décès suite à cette exposition}$$

$$= \text{probabilité d'exposition} \times \text{dose efficace individuelle} \times \text{facteur de risque}$$

Pour les doses inférieures à 100 mSv, la CIPR considère que la probabilité de décès est proportionnelle à la dose, le facteur de proportionnalité ou facteur de risque qu'elle utilise pour l'ensemble de la population étant de  $5 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ , et celui pour le sous-groupe des travailleurs étant de  $4 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ . Si on tient également compte des cancers non mortels, le facteur de risque est de  $7 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ .

- La *dose efficace collective* est un indicateur de l'impact radiologique total d'une pratique déterminée sur toute la population exposée, puisqu'elle prend en compte à la fois le nombre total de personnes exposées et la dose moyenne qu'elles ont reçue. Pour un dépôt en profondeur, l'incertitude sur les doses collectives calculées augmentant encore plus vite avec le temps que celle sur les doses individuelles, puisqu'il est de plus en plus difficile d'estimer le nombre total de personnes exposées, la dose collective n'est que peu utile en tant qu'indicateur de sûreté, ce que confirment les dernières recommandations de la CIPR (CIPR 81) en matière de protection radiologique spécifique à ce cas. Plus précisément, son emploi doit notamment être

limité à quelques centaines à quelques milliers d'années après la fermeture de l'installation de dépôt et elle doit être interprétée comme une valeur relative et non comme un indicateur absolu de l'impact radiologique total. Son emploi dans l'optimisation de la protection radiologique, principalement durant l'étape d'exploitation, devra toutefois être considéré.

#### 4.3.1.2 Indicateurs de sûreté et de performance alternatifs

Bien que les indicateurs de sûreté classiques « dose » et « risque » soient les principaux indicateurs de l'impact radiologique des pratiques contrôlées sur un individu du groupe de référence, leur utilisation doit être complétée par des indicateurs alternatifs pour l'évaluation de la sûreté d'un dépôt en profondeur. En effet, d'une part, on ne peut pas attendre de contrôle de radioprotection au moment de l'impact radiologique maximal attendu du dépôt ; d'autre part, l'incertitude sur l'impact radiologique estimé augmente au fur et à mesure qu'il est supposé se produire plus tard dans le temps, c'est-à-dire, paradoxalement, d'autant plus que le système de dépôt est performant. Cette incertitude résulte principalement des inconnues relatives à l'évolution de l'environnement du système de dépôt, qui est relativement moins robuste que le système de dépôt lui-même, puisqu'il est notamment sensible aux changements causés par l'homme et, dans le cas de l'hydrogéologie, aux changements climatiques. Elle n'est donc pas directement liée aux fonctions de sûreté principales du système. Les indicateurs de sûreté classiques doivent donc si possible être complétés par des indicateurs complémentaires de l'impact radiologique, de préférence des indicateurs qui sont moins sensibles aux incertitudes croissantes avec le temps. C'est par exemple le cas des indicateurs de sûreté relatifs aux fonctions de sûreté exercées par les barrières du système de dépôt (voir section 2.2.1).

Les principaux indicateurs de sûreté relatifs aux fonctions de sûreté sont ceux qui se rapportent à la fonction de retard et d'étalement du relâchement, soit la *densité de flux de radionucléides* (en  $\text{Bq}\cdot\text{m}^{-2}$  par an) ou le *flux total de radionucléides* (en Bq par an) *entre le système de dépôt et son environnement*, et les *concentrations résultantes en radionucléides* (en  $\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ ) *dans les aquifères et dans différentes parties de la biosphère*. Ce sont des indicateurs sensibles de la robustesse du système de dépôt, puisqu'ils se rattachent à une fonction de sûreté qui est assurée par des barrières robustes. Leurs valeurs peuvent être comparées aux quantités de radionucléides naturellement présents dans la géosphère et, plus particulièrement, aux concentrations en radionucléides présents dans l'eau interstitielle. Deux autres grandeurs peuvent également donner des indications sur les performances du système de dépôt. Ce sont le *facteur de confinement*, autrement dit le rapport entre l'activité totale mise en dépôt et l'activité cumulée relâchée par le système de dépôt, et l'*inventaire total en uranium* mis en dépôt, qui peut être comparé à l'activité alpha naturellement présente à proximité de l'installation de dépôt.

#### 4.3.1.3 Arguments qualitatifs

Les arguments qualitatifs utilisés pour interpréter les résultats des évaluations de sûreté et pour établir la confiance portent sur la façon même dont ces évaluations ont été effectuées

(voir aussi section 4.1.2). Plus précisément, ils portent sur la qualité des raisonnements, qui doivent être logiques et transparents, et avoir été soumis à l'évaluation d'experts externes, ainsi notamment que sur la qualité des modèles, qui doivent concorder avec les connaissances scientifiques disponibles, et sur celle des codes de calcul et des valeurs utilisées pour les paramètres. L'approche qualitative vise donc à répondre à une série de questions du type « a-t-on considéré tous les processus pertinents ? », « le système de dépôt et son fonctionnement ont-ils été correctement simplifiés ? », ou encore « les hypothèses sont-elles suffisamment prudentes ? ».

### **4.3.2 L'évaluation du scénario d'évolution normale**

Les évaluations de sûreté du scénario d'évolution normale mènent au calcul, d'une part, de la dose à un individu du groupe de référence et, d'autre part, d'indicateurs de sûreté et de performance alternatifs, qui sont des résultats intermédiaires du calcul de la dose. Ces évaluations sont surtout basées sur des calculs déterministes dits de *best estimate*, ce qui signifie qu'ils utilisent les meilleures estimations possibles des valeurs des paramètres. Elles sont parfois complétées par des calculs stochastiques, qui prennent en compte les incertitudes dans les valeurs des paramètres et dont les résultats sont utilisés pour réaliser des analyses d'incertitude et de sensibilité.

#### **4.3.2.1 Calculs de doses**

Les calculs de doses se font en trois étapes.

- Les simulations de la migration des radionucléides dans le champ proche et dans l'Argile de Boom conduisent au flux d'activité à l'interface entre celui-ci et l'aquifère du Néogène. Ces calculs sont basés sur un modèle du terme source différent pour chacune des trois classes de déchets considérées, soit les déchets vitrifiés, les combustibles usés, et les gaines et embouts.
- Les simulations de la migration des radionucléides dans l'aquifère du Néogène conduisent aux concentrations en radionucléides dans l'eau captée dans un puits qui aboutit juste au-dessus de l'installation de dépôt et aux flux d'activité vers les cours d'eau. Ces calculs sont identiques pour les trois classes de déchets considérées.
- Le calcul des transferts des radionucléides dans la biosphère et des expositions conduit aux doses proprement dites.

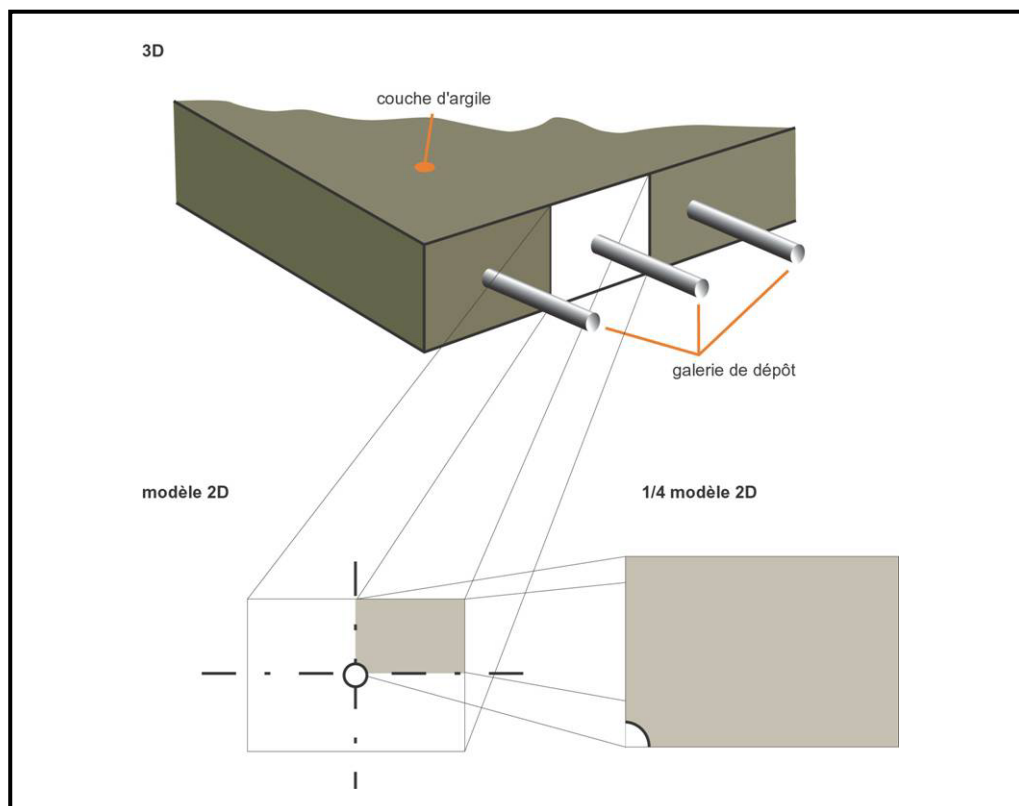
#### **Flux d'activité dans le système de dépôt et à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène**

Les données de base ainsi que les hypothèses simplificatrices utilisées pour calculer la migration des radionucléides dans le système de dépôt portent sur l'architecture du système de dépôt, les caractéristiques du champ proche et de la formation-hôte, les processus de migration dominants et les valeurs des paramètres qui les gouvernent,

l'évolution temporelle du système de dépôt et, bien entendu, l'inventaire quantitatif et qualitatif des déchets à mettre en dépôt.

L'architecture de dépôt considérée dans les évaluations de sûreté consacrées aux déchets vitrifiés et aux combustibles usés est pratiquement identique à l'architecture de référence (voir section 3.3.1); quant aux gaines et embouts, qui ne sont pas explicitement considérés dans cette architecture de référence, les évaluations de sûreté font l'hypothèse qu'ils sont mis en dépôt dans une galerie unique. La superficie totale du dépôt considéré dans les évaluations de sûreté est de 0.224 km<sup>2</sup> ou de 1.17 km<sup>2</sup>, selon que l'option de retraitement est conservée ou abandonnée.

Pour la modélisation, et dans la mesure où elles sont très longues par rapport à l'épaisseur de la couche argileuse, les galeries de dépôt sont assimilées à des cylindres de longueur infinie, ce qui permet d'effectuer les calculs de migration dans le champ proche et l'argile en deux dimensions, dans un plan perpendiculaire à celui des galeries. Le domaine à modéliser autour de chaque galerie peut en outre être limité en raison de l'existence de deux, et généralement de trois, plans de symétrie (fig. 4.6) : le plan horizontal qui passe par l'axe de la galerie considérée et qui résulte de ce que la migration par advection peut être négligée par rapport à la migration par diffusion, en raison de la faible conductivité hydraulique de l'argile et du gradient hydraulique limité sur l'épaisseur de la couche argileuse, le plan vertical qui passe par cet axe et, excepté pour les gaines et embouts, le plan vertical situé à égale distance de deux galeries de dépôt identiques.



**Figure 4.6** Configuration et simplifications considérées pour les calculs de migration dans le champ proche et la couche argileuse.

Dans le système de dépôt robuste, le modèle utilisé pour simuler la migration des radionucléides dans le champ proche et dans l'Argile de Boom est construit à partir de l'équation de diffusion et néglige la migration par advection et par dispersion. La couche d'Argile de Boom présente sous la zone nucléaire de Mol-Dessel est par ailleurs supposée homogène sur toute son épaisseur (90 mètres), ce qui permet de garder constants les principaux paramètres intervenant dans les calculs de migration, soit la porosité accessible à la diffusion  $\eta$ , le coefficient de diffusion  $D_p$  et les facteurs de retard  $R$ . L'épaisseur d'argile qui peut effectivement contribuer au retard et à l'étalement du relâchement des radionucléides n'est toutefois en première approximation que de 40 mètres, soit l'épaisseur d'argile située au-dessus ou au-dessous du dépôt, diminuée de l'épaisseur de la zone éventuellement perturbée par l'excavation ainsi que d'une épaisseur tenant compte du fait que le plan médian de l'installation de dépôt pourrait ne pas coïncider parfaitement avec celui de la couche d'argile. Le scellement des galeries et puits est supposé posséder les propriétés de migration de l'Argile de Boom (voir section 4.3.3 pour le scénario de mauvais scellement). Par ailleurs, la migration des radionucléides dans le champ proche étant conditionnée par leurs limites de solubilité et par la lenteur de la migration dans l'Argile de Boom, elle est le plus souvent modélisée avec la migration dans l'argile.

Bien que les incertitudes augmentent fortement à très long terme, les évaluations de sûreté rapportées dans le rapport SAFIR 2 supposent que la barrière géologique reste inchangée durant 100 millions d'années, ce qui permet de poursuivre les calculs de migration jusqu'à ce que les flux des différents radionucléides à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène aient atteint leur maximum, ces pics de flux correspondant au risque maximum. Ces valeurs ne donnent bien entendu qu'une indication de l'ordre de grandeur des flux qui peuvent être attendus et doivent être complétées par d'autres indicateurs de sûreté et par d'autres arguments.

Enfin, les calculs de migration doivent s'appuyer sur des données et hypothèses précises quant aux termes sources concernés. Pour chacune des trois classes de déchets considérées, ils prennent en compte la durée de vie supposée des (sur)emballages étanches, la vitesse de corrosion des matrices de déchets et leur durée de vie, la limite de solubilité des radionucléides, les propriétés de migration du matériau de remblayage et, bien sûr, l'inventaire quantitatif le plus défavorable (table 4.4). Pour les déchets vitrifiés et les gaines et embouts, l'inventaire le plus défavorable est celui qui correspond à la poursuite de l'option de retraitement, soit 3920 et 6410 conteneurs de déchets respectivement et, pour les combustibles usés, c'est celui qui correspond à l'abandon de l'option de retraitement, soit 4 160 tU et environ 70 tHM<sub>MOX</sub>. Cet inventaire établi en 1997 et utilisé pour les évaluations de sûreté est pratiquement identique à l'inventaire le plus récent, daté de 1999 (table 3.2 ; table 3.3 pour les inventaires radiologiques). Pour les calculs des flux d'activité à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène, les inventaires sont toutefois divisés par deux en raison de l'existence du plan de symétrie horizontal dû au fait que la migration dans l'Argile de Boom se fait essentiellement par diffusion.

Pour éviter de devoir effectuer des calculs de migration détaillés pour tous les radionucléides repris dans les inventaires radiologiques, on sélectionne les radionucléides

qui ont une durée de vie suffisante ou qui migrent suffisamment vite pour atteindre l'aquifère du Néogène. Pour les simulations de la migration des produits d'activation et de fission, la liste des radionucléides qui répondent aux critères de sélection est la suivante :  $^{14}\text{C}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^{59}\text{Ni}$ ,  $^{79}\text{Se}$ ,  $^{93}\text{Zr}$ ,  $^{94}\text{Nb}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{107}\text{Pd}$ ,  $^{126}\text{Sn}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{135}\text{Cs}$  et  $^{147}\text{Sm}$ . Par ailleurs, les actinides les plus lourds (Cm, Am et Pu) étant fortement retardés par l'argile et la plupart de leurs isotopes ayant une durée de vie relativement courte, ils ne doivent généralement pas être considérés pour les simulations. Les chaînes de décroissance considérées dans les calculs se ramènent alors aux chaînes suivantes :

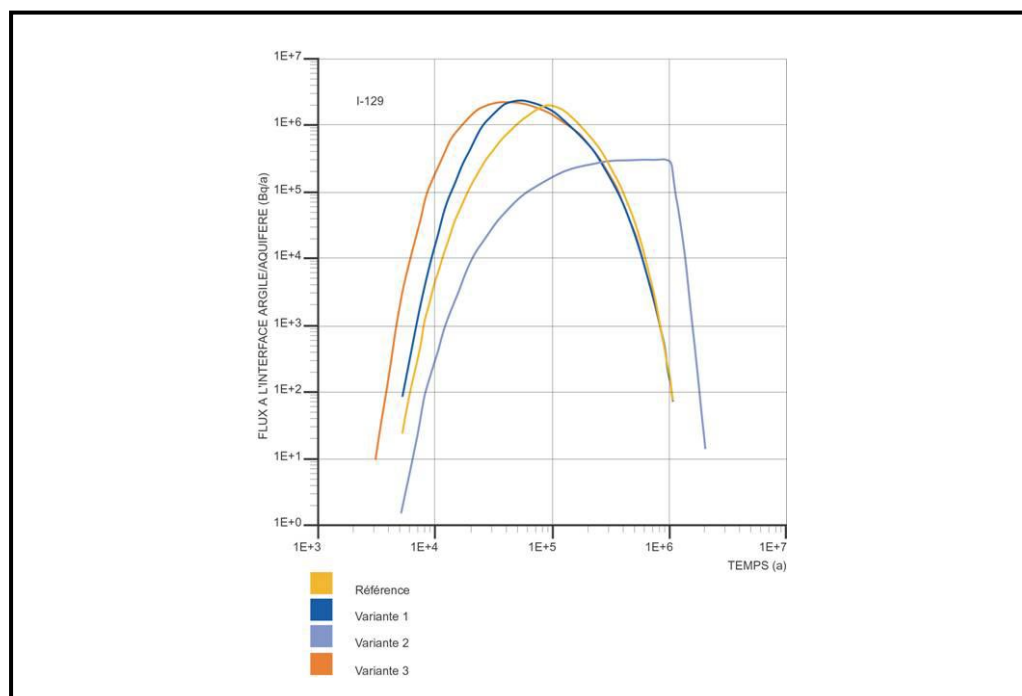
- $^{248}\text{Cm} \rightarrow ^{244}\text{Pu} \rightarrow ^{236}\text{U} \rightarrow ^{232}\text{Th}$
- $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow ^{229}\text{Th}$
- $^{242}\text{Pu} \rightarrow ^{238}\text{U} \rightarrow ^{234}\text{U} \rightarrow ^{230}\text{Th} \rightarrow ^{226}\text{Ra}$
- $^{235}\text{U} \rightarrow ^{231}\text{Pa}$ .

Les radionucléides mères non considérés d'un point de vue radiologique sont toutefois pris en compte pour les calculs de solubilité des radionucléides au niveau du champ proche.

**Table 4.4** Principales caractéristiques des termes sources utilisées dans les calculs de migration dans le champ proche et l'Argile de Boom.

	Déchets vitrifiés	Combustibles usés	Gaines et embouts
<b>Inventaire</b>	3 920 conteneurs, soit 420 conteneurs + 3 500 si poursuite du retraitement	4 160 tU et environ 70 tHMMOX, soit l'inventaire en cas d'arrêt du retraitement	6 410 conteneurs, soit 820 conteneurs + 5 590 si poursuite du retraitement
<b>(Sur)emballage étanche : durée de vie</b>	300 ans	2 000 ans	(pas de suremballage)
<b>Terme source : modèles</b>	dissolution à vitesse constante de la matrice durant sa durée de vie considérée : <ul style="list-style-type: none"> <li>■ référence = 72 000 ans</li> <li>■ variante 1 = 20 000 ans (limite inférieure)</li> <li>■ variante 2 = <math>10^6</math> ans (limite supérieure)</li> <li>■ variante 3 = dissolution instantanée de la matrice dès qu'elle entre en contact avec l'eau</li> </ul>	1. dissolution immédiate d'une partie des radionucléides puis dissolution à vitesse constante de la matrice, durant un million d'années, et des gaines et embouts, durant 1 000 ans  2. modèle d'auto-oxydation alpha : comme 1, mais dissolution de la matrice influencée par l'oxydation, due à la radiolyse alpha, de l'oxyde d'uranium quand il est placé en contact avec de l'eau en milieu réducteur	dissolution immédiate des radionucléides, seulement limitée par leur solubilité (pas de matrice de conditionnement)
<b>Matériau de remblayage</b>	mélange de 60 % d'argile FoCa, 35 % de sable et 5 % de graphite : contribution possible au confinement largement négligée en prenant, de façon arbitraire mais conservative, $D_{p \text{ remblayage}} = 5 \text{ à } 10 \times D_{p \text{ argile}}$ , $\eta_{\text{remblayage}} = \eta_{\text{argile}}$ , et, pour tous les radionucléides, $R_{\text{remblayage}} = R_{\text{argile}}$ .		béton : contribution possible au confinement négligée en prenant, de façon très conservative, $D_{p \text{ remblayage}} = 10 \times D_{p \text{ argile}}$ , et, pour tous les radionucléides, $R = 1$ .

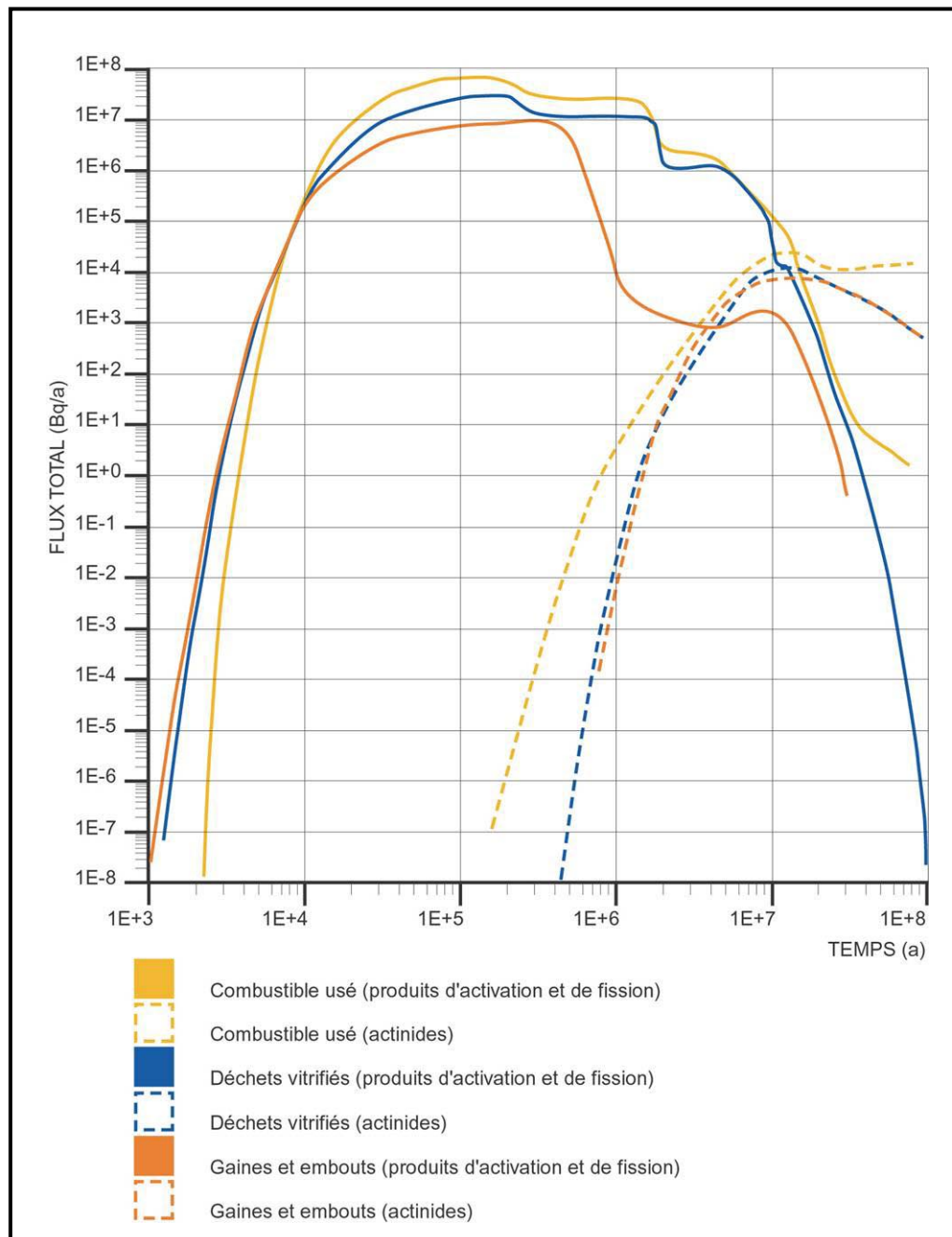
**Déchets vitrifiés** La durée de vie exacte des matrices de verre, et donc la valeur de l'incertitude, éventuellement élevée, qui l'entoure, n'a pratiquement pas d'influence sur la performance globale du système de dépôt, ce qui constitue un élément majeur de robustesse. Ainsi, dans le cas de l' $^{129}\text{I}$ , un radionucléide de très longue durée de vie (16 millions d'années) non retardé dans l'Argile de Boom, la durée de vie de la matrice n'a pratiquement pas d'influence sur la valeur maximale du flux de radionucléides qui atteint l'aquifère du Néogène et n'a qu'une faible influence sur le moment où il se produit, pour autant qu'elle soit inférieure à 100 000 ans (fig. 4.7). Quant aux radionucléides retardés ( $^{93}\text{Zr}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{107}\text{Pd}$  et  $^{135}\text{Cs}$ ), la durée de vie de la matrice n'a d'influence notable ni sur la valeur du pic de flux, ni sur le moment où il se produit.



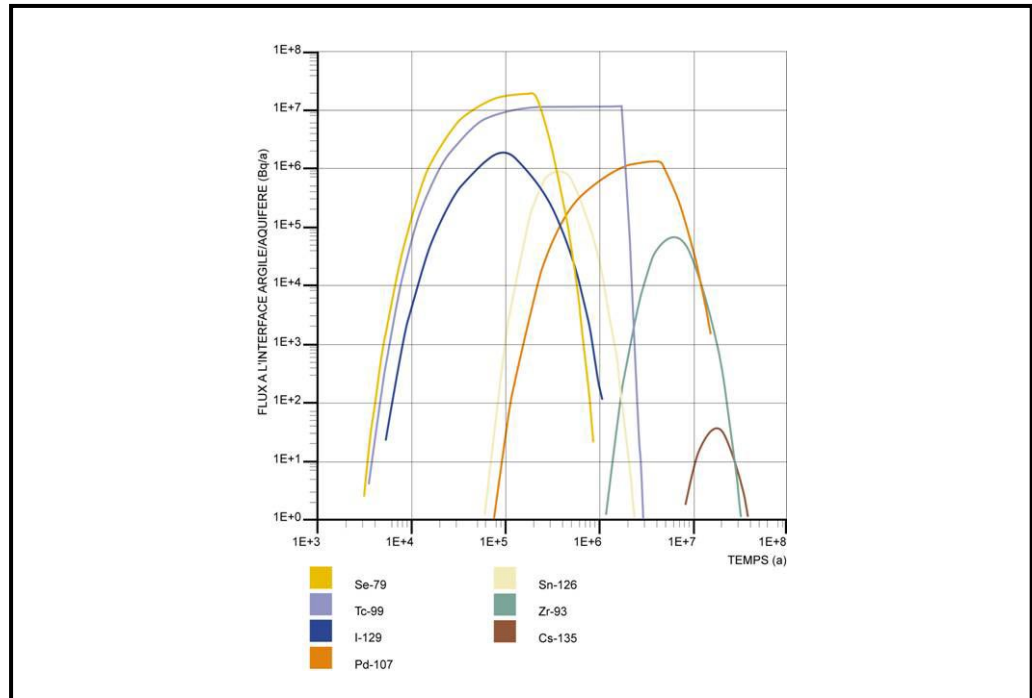
**Figure 4.7** Flux d' $^{129}\text{I}$  à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène dû aux déchets vitrifiés.

L'image globale de l'évolution attendue de l'impact radiologique des déchets vitrifiés montre deux pics : le premier, qui est aussi le plus grand, est formé par les produits d'activation et de fission ; le second est dû aux actinides (fig. 4.8). Les principaux produits d'activation et de fission sont, par ordre d'importance décroissante, le  $^{79}\text{Se}$ , le  $^{99}\text{Tc}$ , l' $^{129}\text{I}$ , le  $^{107}\text{Pd}$ , le  $^{126}\text{Sn}$  et le  $^{93}\text{Zr}$  (fig. 4.9). L'évolution du flux de  $^{99}\text{Tc}$  montre clairement l'influence de la limite de solubilité : la valeur du pic de flux à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène, qui est d'environ  $10^7$  Bq par an et se produit après environ 200 000 ans, reste sensiblement constante jusqu'à 2 millions d'années, après quoi le  $^{99}\text{Tc}$  disparaît par décroissance radioactive. Les flux de  $^{79}\text{Se}$  et de  $^{107}\text{Pd}$  sont également influencés par les limites de solubilité de ces éléments. Le pic de flux maximum, celui du  $^{79}\text{Se}$ , est d'environ  $2 \cdot 10^7$  Bq par an et se produit après 150 000 à 200 000 ans. Quant à la contribution des actinides, elle provient principalement de la chaîne  $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow ^{229}\text{Th}$  (fig. 4.10). Ce n'est par ailleurs que pour cette chaîne qu'apparaît une augmentation

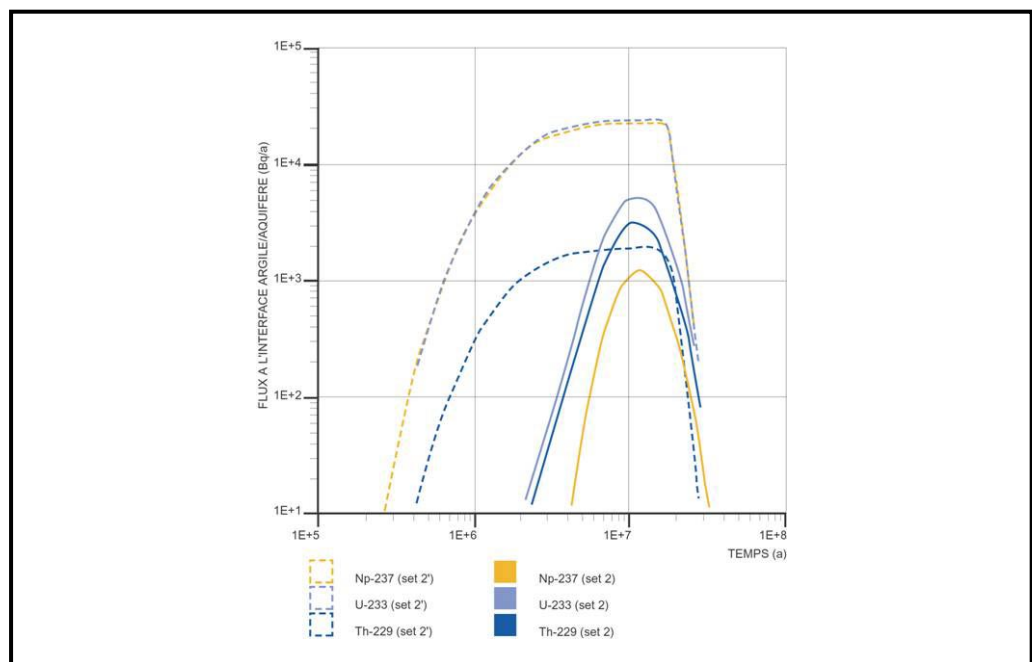
significative des pics de flux si les évaluations prennent en compte la fraction organique mobile. Dans ce cas, le pic maximum est celui de  $^{233}\text{U}$  et vaut environ  $2 \cdot 10^4$  Bq par an, contre environ  $5 \cdot 10^3$  Bq par an autrement. Tous deux apparaissent après environ 15 millions d'années, les radionucléides ne commençant à atteindre l'aquifère du Néogène qu'après environ 100 000 ans dans le premier cas et un million d'années dans le second. La fraction organique mobile n'a par conséquent aucune influence significative sur la capacité de confinement de la barrière géologique.



**Figure 4.8** Flux d'activité à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène dû aux déchets vitrifiés, aux combustibles usés et aux gaines et embouts.



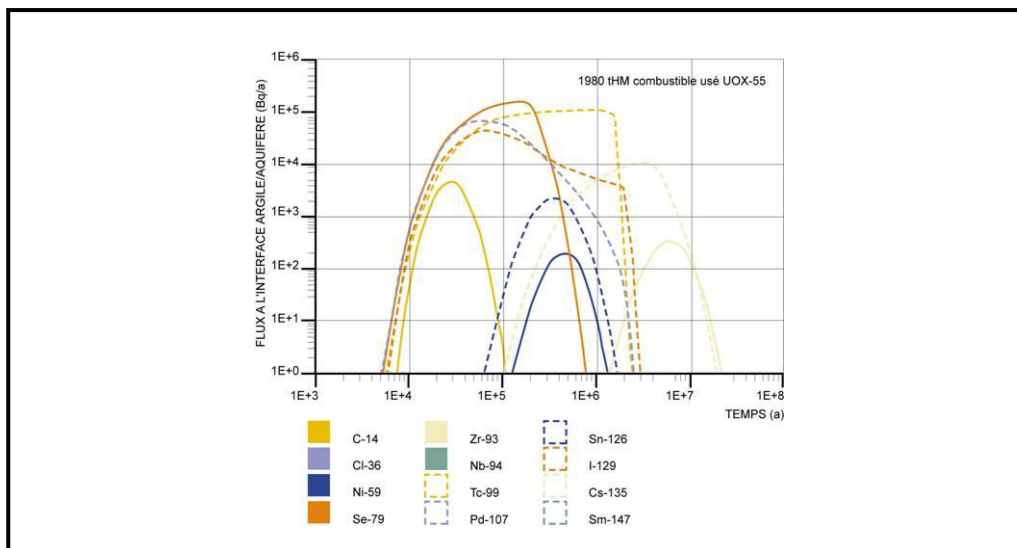
**Figure 4.9** Flux d'activité à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène des produits d'activation et de fission contenus dans les déchets vitrifiés.



**Figure 4.10** Flux d'activité à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène des actinides de la chaîne  $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow ^{229}\text{Th}$  contenus dans les déchets vitrifiés (set 2 : fraction organique non prise en compte ; set 2' : fraction organique prise en compte).

**Combustibles usés** Les calculs de la migration des radionucléides relâchés par les combustibles usés ont essentiellement été effectués dans le cadre du projet SPA (*Spent*

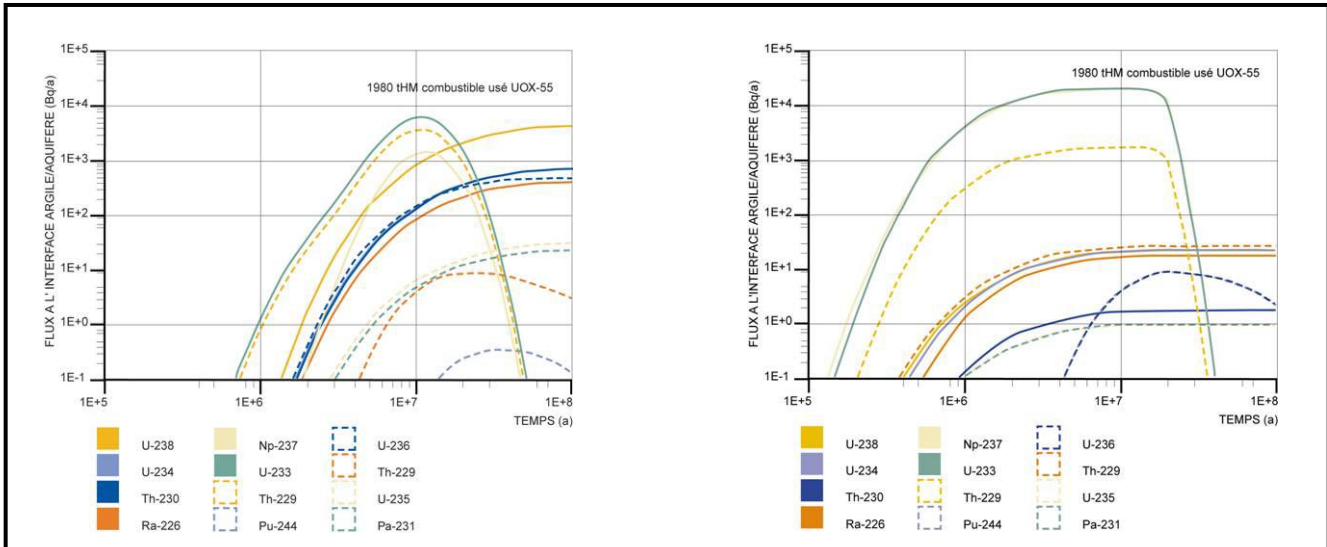
*Fuel Performance Assessment*) de la Commission européenne. La comparaison des flux de produits d'activation et de fission calculés avec les deux modèles du terme source (table 4.4) indique des flux intervenant à peu près au même moment, mais qui sont jusqu'à deux à trois fois plus élevés avec le modèle d'auto-oxydation alpha, qui est donc celui qui est utilisé pour les calculs. Les principaux *produits d'activation* et de *fission* sont le  $^{79}\text{Se}$ , le  $^{99}\text{Tc}$ , le  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^{129}\text{I}$ , le  $^{107}\text{Pd}$  et le  $^{14}\text{C}$ . Dans le cas représentatif du calcul du flux associé aux 1980 tonnes d'oxyde d'uranium ayant un taux de combustion moyen de  $55 \text{ GWj.tHM}^{-1}$  (1980 tuox-55), le pic de flux maximum est celui du  $^{79}\text{Se}$ . Il vaut environ  $2 \cdot 10^7 \text{ Bq par an}$  et se produit après 160 000 ans (fig. 4.11). L'effet de la limite de solubilité est clairement visible pour le  $^{99}\text{Tc}$ , le  $^{79}\text{Se}$  et le  $^{107}\text{Pd}$ , comme l'est la présence d' $^{129}\text{I}$  dans différents composants des combustibles. La contribution principale des *actinides* au flux d'activité est fournie par  $^{233}\text{U}$ , avec un flux maximum d'environ  $2 \cdot 10^4 \text{ Bq par an}$  si la fraction organique mobile est prise en compte et d'environ  $7 \cdot 10^3 \text{ Bq par an}$  sinon (fig. 4.12). Les deux pics se produisent après environ 10 millions d'années, les radionucléides ne commençant à atteindre l'aquifère du Néogène qu'après environ 100 000 ans dans le premier cas et un million d'années dans le second. L'ampleur et le moment des maxima des flux d'activité sont à peu près équivalents à ceux calculés pour les déchets vitrifiés (fig. 4.8).



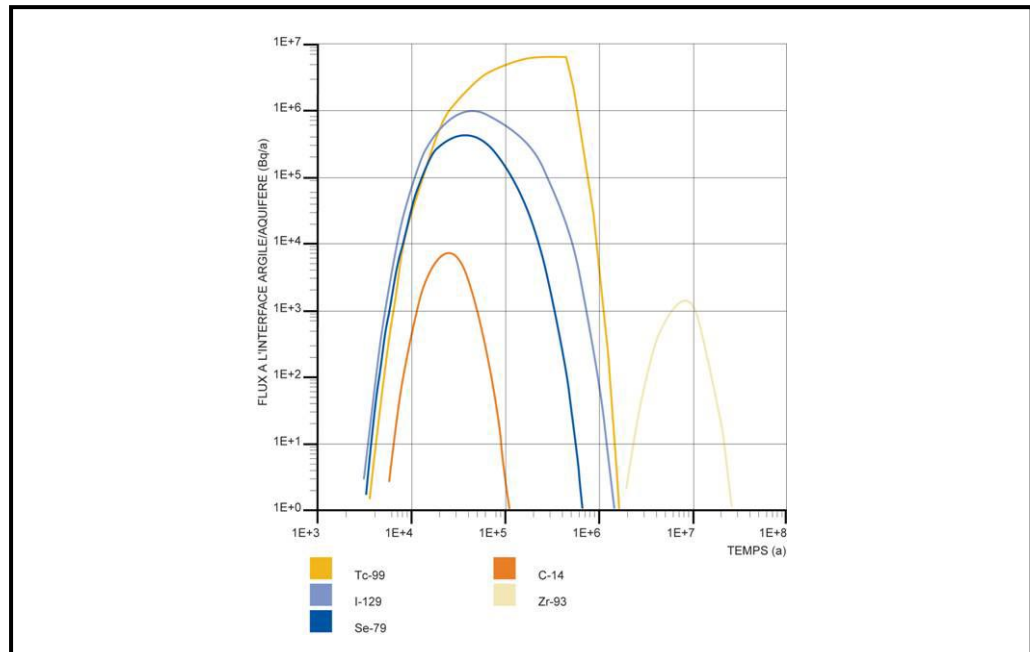
**Figure 4.11** Flux d'activité à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène des produits d'activation et de fission contenus dans les combustibles usés (1980 tuox-55), calculé avec le modèle d'auto-oxydation alpha.

**Gaines et embouts** Les principaux produits d'activation et de fission des gaines et embouts sont le  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{129}\text{I}$ , le  $^{79}\text{Se}$ , le  $^{14}\text{C}$  et le  $^{93}\text{Zr}$ . L'influence de la limite de solubilité ne se remarque clairement que pour le  $^{99}\text{Tc}$ . Son pic de flux vaut environ  $9 \cdot 10^6 \text{ Bq par an}$  et se produit après 430 000 ans (fig. 4.13). La durée après laquelle tout le  $^{99}\text{Tc}$  est dissous est notablement plus courte que pour les déchets vitrifiés, à savoir 550 000 ans au lieu de 1.7 million d'années. Si les calculs ne tiennent pas compte de la fraction organique mobile, le flux maximum d'activité dû aux *actinides* est celui de  $^{236}\text{U}$  (environ 3000 Bq par an après 12 millions d'années), tandis que c'est celui de  $^{233}\text{U}$  (environ 2000 Bq par an après 3 millions d'années) sinon. Ce n'est que dans le cas de la chaîne  $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow ^{229}\text{Th}$

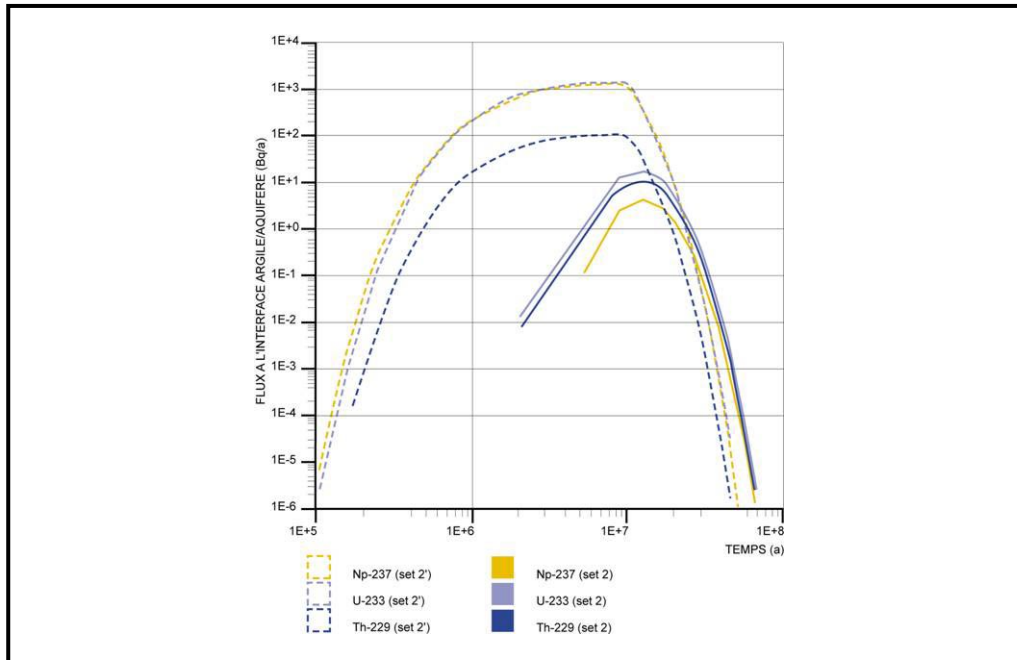
qu'on constate une augmentation significative des pics de flux si les évaluations prennent en compte la fraction organique mobile, les radionucléides commençant dans ce cas à atteindre l'aquifère du Néogène après environ 100000 ans, au lieu d'environ un million d'années autrement (fig. 4.14). L'aspect global du flux d'activité avec les deux pics est donc comparable à celui obtenu pour les déchets vitrifiés (fig. 4.8).



**Figure 4.12** Flux d'activité à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène des actinides de la chaîne  $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow ^{229}\text{Th}$  contenus dans les combustibles usés (1980 tuOX-55), calculé avec le modèle d'auto-oxydation alpha, à gauche en prenant en compte la fraction organique mobile et, à droite, en ne la prenant pas en compte.



**Figure 4.13** Flux d'activité à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène des produits d'activation et de fission contenus dans les gaines et embouts.



**Figure 4.14** Flux d'activité à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène des actinides de la chaîne  $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow ^{229}\text{Th}$  contenus dans les gaines et embouts (set 2 : fraction organique non prise en compte ; set 2' : fraction organique prise en compte).

### Flux d'activité dans l'aquifère du Néogène

La contribution principale des aquifères au fonctionnement du système de dépôt est de permettre la dilution et la dispersion des radionucléides avant qu'ils n'atteignent la biosphère : l'impact radiologique est en effet inversement proportionnel au facteur de dilution, défini comme étant le rapport entre le flux d'activité qui arrive dans l'aquifère ou dans les cours d'eau et la concentration maximale en radionucléides qui s'y trouve. Les calculs de migration dans l'aquifère calculent les concentrations en radionucléides dans l'eau d'un puits de pompage et les flux d'activité vers les cours d'eau. Les caractéristiques et paramètres les plus importants de l'aquifère dans le système de dépôt robuste sont la conductivité hydraulique de ses différentes sous-couches, la vitesse de Darcy, les coefficients de dispersivité hydrodynamique et son épaisseur.

Jusqu'à présent, la plupart des simulations de migration dans l'aquifère du Néogène font l'hypothèse que, comme l'Argile de Boom, l'hydrogéologie locale reste inchangée durant 100 millions d'années. En réalité, elle pourrait subir des modifications importantes dans quelques centaines d'années en raison des changements climatiques, changements qu'on peut essayer de prendre en compte jusqu'à environ 100 000 ans, en utilisant des prédictions basées sur la théorie orbitale de Milankovitch. L'alternance à plus long terme de périodes glaciaires et de périodes interglaciaires entraînera des incertitudes importantes et inévitables dans le comportement de l'aquifère du Néogène.

Les calculs de la migration des radionucléides dans l'aquifère du Néogène se basent sur le modèle hydrogéologique local, tridimensionnel (voir section 3.2.4.4), alors que les

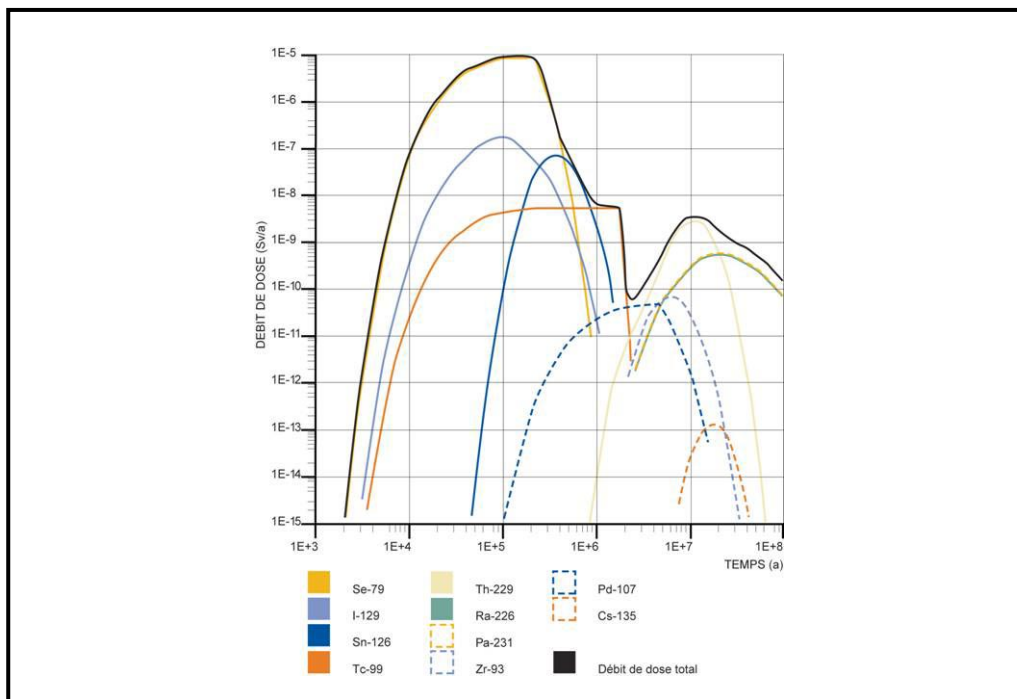
simulations rapportées dans le rapport SAFIR utilisaient des simulations uni- ou bidimensionnelles. Ils utilisent donc des valeurs des paramètres qui varient dans l'espace. Cette migration a été simulée en négligeant la sorption possible des radionucléides par les minéraux présents, l'effet de la sorption étant très probablement négligeable par rapport à la rétention qui se produit déjà durant la migration dans l'Argile de Boom. Les radionucléides migrant de façon identique dans l'aquifère en l'absence de sorption, les calculs n'ont par ailleurs été effectués que pour l' $^{129}\text{I}$ , en supposant un flux unitaire constant de 1 MBq par an depuis l'Argile de Boom, réparti de manière uniforme sur la superficie de l'installation de dépôt. La concentration maximale en activité ainsi calculée dans l'eau des Sables de Diest, qui sont les sables qui entrent le plus en ligne de compte pour le pompage d'eau en raison de leur conductivité hydraulique élevée, est de  $1.5 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ . Elle correspond à un facteur de dilution apparent dans l'aquifère de  $670\,000 \text{ m}^3$  par an.

### Calculs de doses

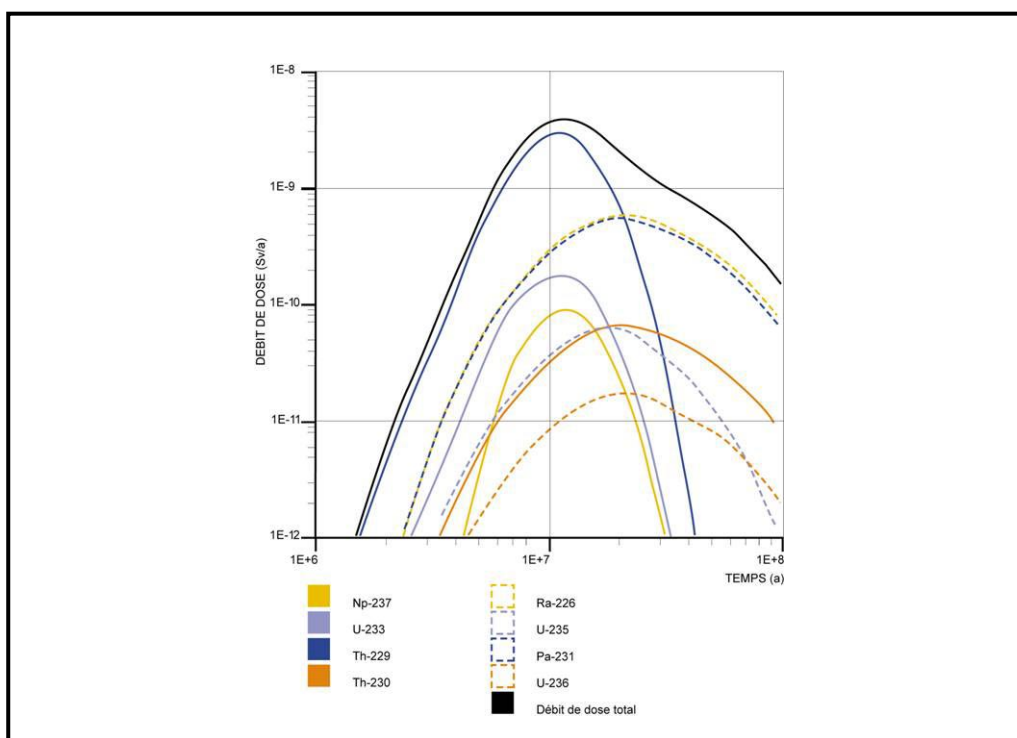
La dose à laquelle un individu du groupe de référence peut être exposé via les différents récepteurs de la biosphère considérés s'obtient en multipliant la concentration en radionucléides dans l'eau captée dans un puits qui aboutit juste au-dessus de l'installation de dépôt ou en multipliant les flux d'activité vers les cours d'eau (principalement vers la Kleine Nete) par les facteurs de conversion dans la biosphère correspondants (voir section 3.7). Les calculs de dose font l'hypothèse d'une biosphère de référence, stable durant 100 millions d'années. Ils indiquent que toutes les doses dues à la Kleine Nete sont inférieures d'environ deux ordres de grandeur à celles dues à un pompage, lesquelles peuvent être résumées comme suit pour les trois classes de déchets considérées.

**Déchets vitrifiés** Les radionucléides les plus importants sont, par ordre d'importance décroissante, le  $^{79}\text{Se}$ , l' $^{129}\text{I}$ , le  $^{126}\text{Sn}$  et le  $^{99}\text{Tc}$ . La dose la plus élevée est celle due au  $^{79}\text{Se}$  : elle se produit après 200 000 ans et est d'environ  $10 \mu\text{Sv}$  par an (fig. 4.15). Elle est partiellement attribuable aux incertitudes relatives à la fois à son comportement à la migration dans l'Argile de Boom et à son facteur de conversion dans la biosphère. Par ailleurs, la dose totale dépasse  $10^{-2} \mu\text{Sv}$  par an entre 7 000 ans et 1 million d'années et elle dépasse  $1 \mu\text{Sv}$  par an entre 20 000 et 350 000 ans. La dose maximale due aux actinides est de  $3\cdot 10^{-3} \mu\text{Sv}$  par an (fig. 4.16). Elle est principalement due au  $^{229}\text{Th}$  et atteint son maximum après 13 millions d'années. D'autres actinides relativement importants sont le  $^{226}\text{Ra}$  et le  $^{231}\text{Pa}$ . La dose totale due aux actinides est supérieure à  $10^{-4} \mu\text{Sv}$  par an entre 2 et 100 millions d'années.

**Combustibles usés** (calculs effectués pour 1980 TUOX-55) Les radionucléides les plus importants sont le  $^{79}\text{Se}$ , l' $^{129}\text{I}$ , le  $^{36}\text{Cl}$ , le  $^{126}\text{Sn}$  et le  $^{99}\text{Tc}$ . La dose maximale est due au  $^{79}\text{Se}$  : elle est de  $7 \mu\text{Sv}$  par an et se produit après 160 000 ans (fig. 4.17). La dose totale dépasse  $10^{-2} \mu\text{Sv}$  par an durant la période comprise entre 9 000 ans et 2 millions d'années. La dose maximale calculée pour les actinides provient essentiellement du  $^{229}\text{Th}$  (fig. 4.18). Elle est de  $4\cdot 10^{-3} \mu\text{Sv}$  par an et s'observe après 10 millions d'années. Un autre actinide relativement important est le  $^{226}\text{Ra}$ . Enfin, le pic de dose pour l'ensemble des combustibles usés, qui est également dû au  $^{79}\text{Se}$  (fig. 4.19), apparaît après 160 000 ans et vaut environ  $20 \mu\text{Sv}$  par an. Dans ce cas, la dose totale dépasse  $10^{-2} \mu\text{Sv}$  par an durant la période comprise entre 8 000 ans et 3 millions d'années.

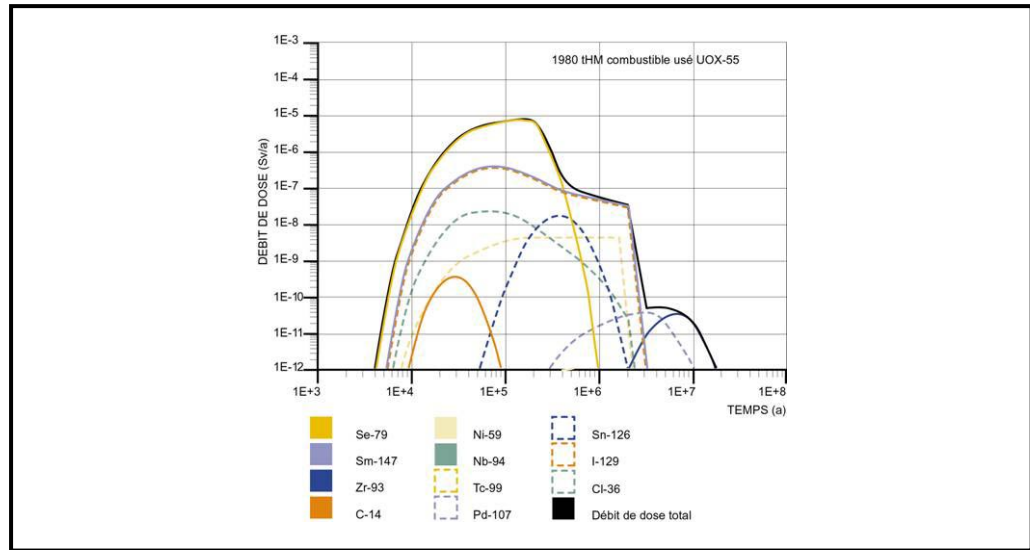


**Figure 4.15** Débit de dose total par un puits de pompage dû aux produits d'activation et de fission contenus dans les déchets vitrifiés.

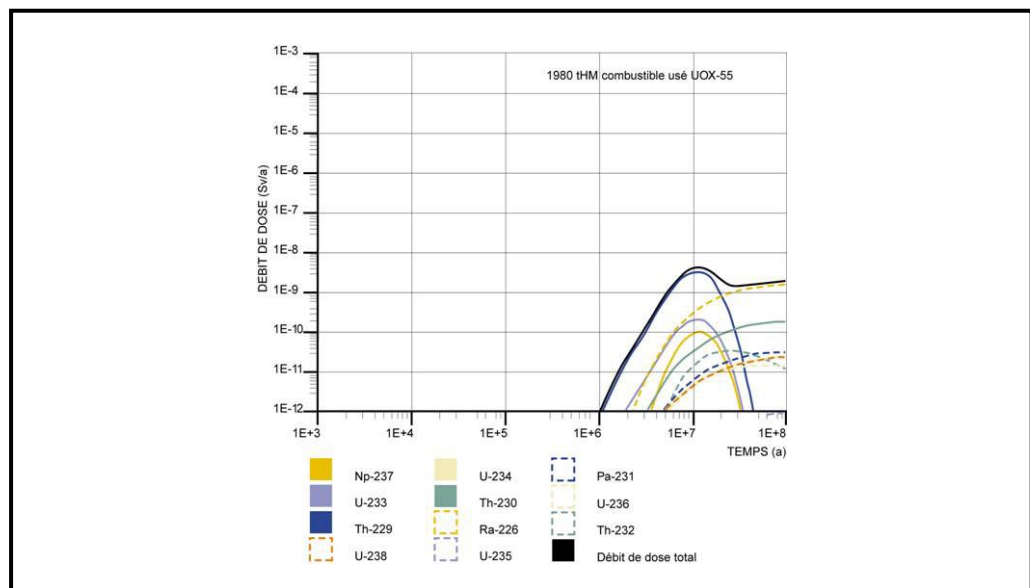


**Figure 4.16** Débit de dose total par un puits de pompage dû aux actinides contenus dans les déchets vitrifiés.

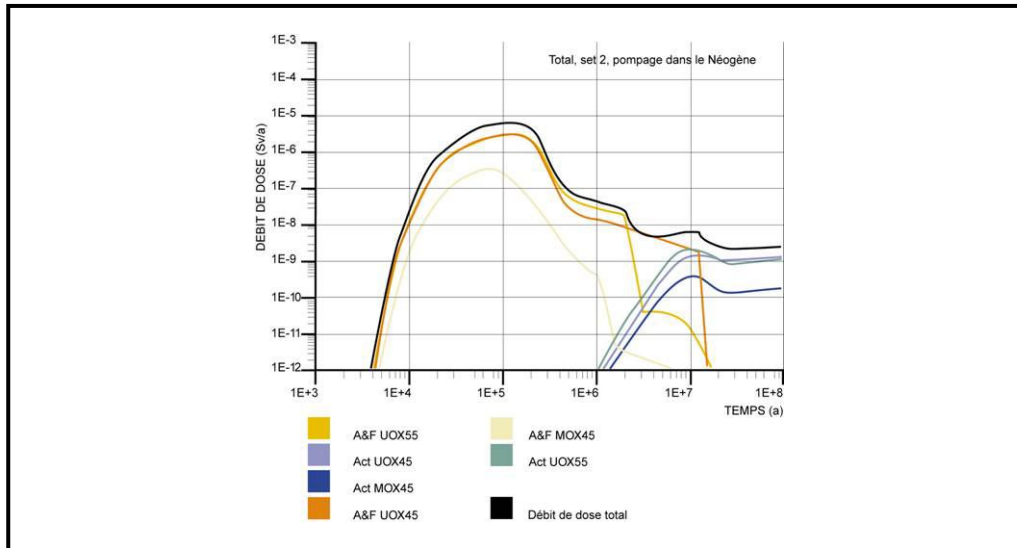
**Gaines et embouts** Les radionucléides les plus importants sont le  $^{79}\text{Se}$ ,  $^{129}\text{I}$  et le  $^{99}\text{Tc}$ . La dose maximale, due au  $^{79}\text{Se}$ , est d'environ  $3 \cdot 10^{-1} \mu\text{Sv}$  par an et s'observe après 36 000 ans (fig. 4.20). La dose totale dépasse  $10^{-2} \mu\text{Sv}$  par an durant la période comprise entre 7 000 et 300 000 ans. La dose maximale calculée pour les gaines et embouts est donc 30 fois moindre que celle calculée pour les déchets vitrifiés et s'explique essentiellement par la plus faible quantité de  $^{79}\text{Se}$  dans les gaines et embouts. La dose maximale due aux actinides est de  $2 \cdot 10^{-3} \mu\text{Sv}$  par an et provient essentiellement du  $^{231}\text{Pa}$  et du  $^{226}\text{Ra}$ . Le maximum s'observe après 13 millions d'années. Les actinides donnent des doses supérieures à  $10^{-4} \mu\text{Sv}$  par an entre 4 et 100 millions d'années.



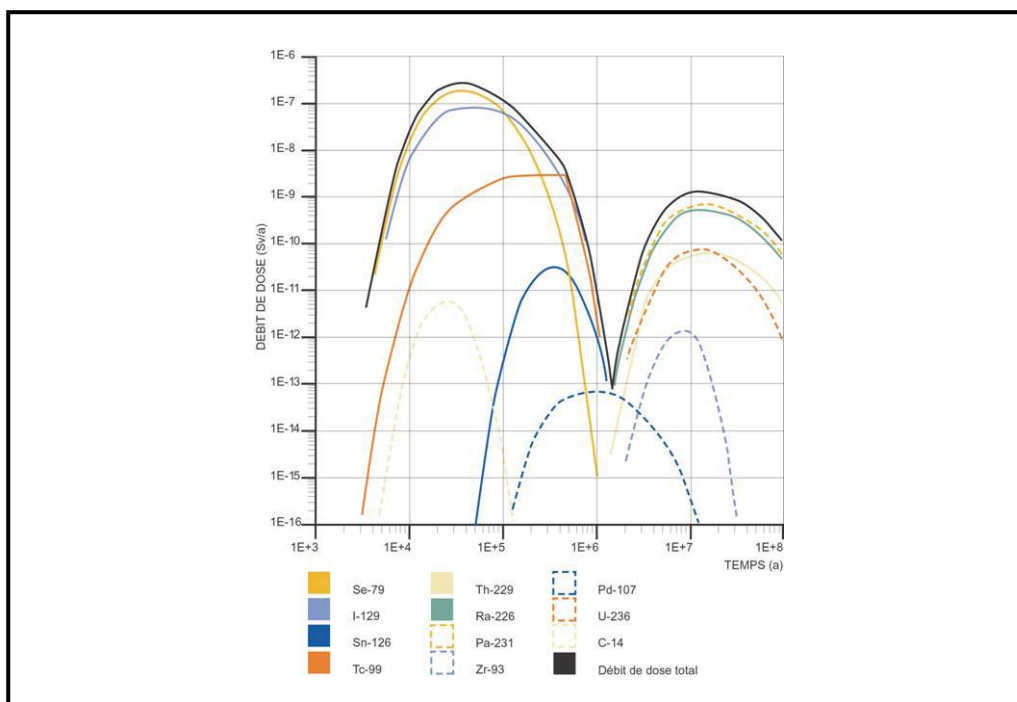
**Figure 4.17** Débit de dose total par un puits de pompage dû aux produits d'activation et de fission contenus dans 1980 tUOX-55.



**Figure 4.18** Débit de dose total par un puits de pompage dû aux actinides contenus dans 1980 tUOX-55.



**Figure 4.19** Débit de dose total par un puits de pompage dû aux produits d'activation et de fission ainsi qu'aux actinides contenus dans l'ensemble des combustibles utilisés.



**Figure 4.20** Débit de dose total par un puits de pompage dû aux produits d'activation et de fission contenus dans les gaines et embouts.

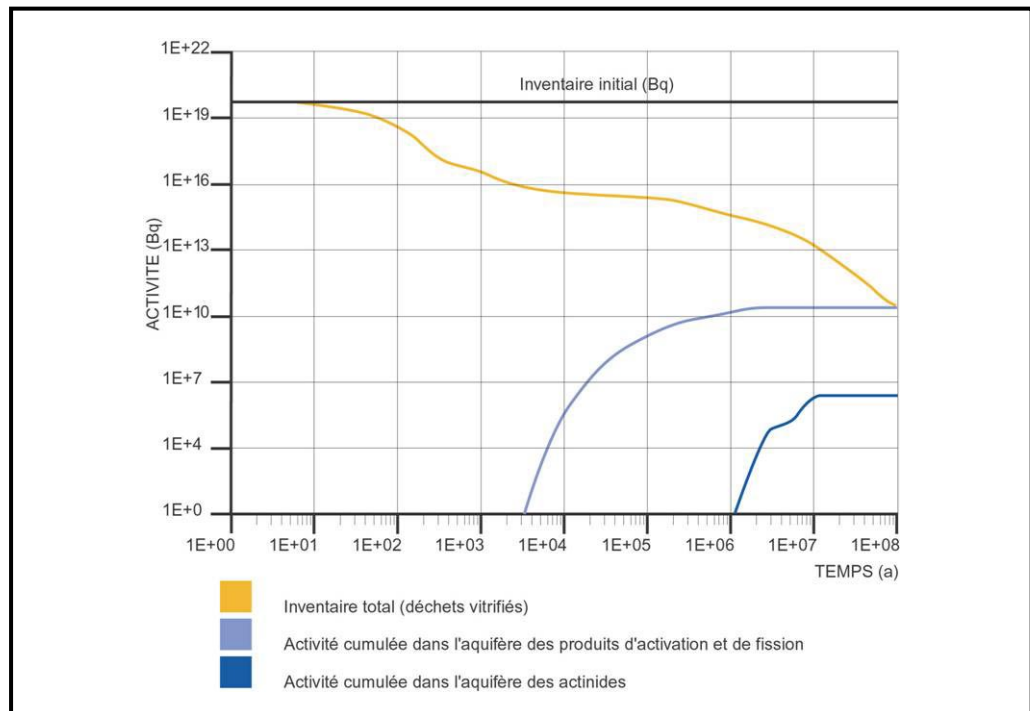
#### 4.3.2.2 Calculs d'indicateurs de sûreté et de performance alternatifs

Trois indicateurs dont le calcul est pratiquement indépendant de l'évolution de l'environnement du système de dépôt ont été utilisés pour compléter les calculs de doses.

**Fractions décruës et facteurs de confinement** La comparaison de l'activité totale qui atteint l'aquifère du Néogène en 100 millions d'années avec la quantité initiale d'activité mise en dépôt permet de calculer la fraction décruë dans le système de dépôt même, c'est-à-dire le rapport entre la quantité de radionucléides qui disparaissent par décroissance radioactive à l'intérieur du système de dépôt et la quantité initiale d'activité mise en dépôt, et, à partir de là, d'évaluer la performance des barrières du système.

Dans le cas des déchets vitrifiés, à l'exception de quelques radionucléides de très longue durée de vie comme l' $^{129}\text{I}$  et le  $^{107}\text{Pd}$  et de quelques radionucléides non retardés comme le  $^{79}\text{Se}$  et le  $^{99}\text{Tc}$ , seule une très faible partie de l'activité initiale atteint l'aquifère (fig. 4.21) :

- environ  $2 \cdot 10^{10}$  Bq de produits d'activation et de fission pour une activité initiale totale de  $7 \cdot 10^{19}$  Bq ;
- environ  $10^7$  Bq d'actinides (soit le contenu moyen en actinides de  $0.2 \text{ m}^3$  de déchets radioactifs de catégorie A) pour une activité initiale totale d'environ  $5 \cdot 10^{17}$  Bq (essentiellement l' $^{241}\text{Am}$  et le  $^{244}\text{Cm}$ ).



**Figure 4.21** Activité cumulée qui atteint l'aquifère du Néogène due aux déchets vitrifiés.

Le système de dépôt, avec ses fonctions de confinement physique et de retard et d'étalement du relâchement, forme donc un filtre extrêmement performant, la majeure partie de l'activité initialement mise en dépôt disparaissant avant d'avoir pu atteindre l'aquifère. Le facteur de confinement (rapport entre l'activité mise en dépôt et l'activité relâchée cumulée dans l'aquifère) est de  $4 \cdot 10^9$  pour les produits d'activation et de fission et de  $5 \cdot 10^{10}$  pour les actinides.

Pour les radionucléides de très longue durée de vie toutefois, la fraction totale qui atteint la biosphère est élevée : 99 % pour l'<sup>129</sup>I, 94 % pour l'<sup>238</sup>U, 92 % pour l'<sup>235</sup>U, etc. La fonction de retard et d'étalement du relâchement fait néanmoins en sorte que ce relâchement soit très étalé dans le temps, si bien qu'un individu futur ne sera jamais exposé qu'à une fraction extrêmement minime de l'activité totale mise en dépôt. Ainsi, pour les déchets vitrifiés, le flux maximum annuel d'<sup>129</sup>I ( $2 \cdot 10^6$  Bq par an) correspond à  $3 \cdot 10^{-6}$  fois l'activité totale en <sup>129</sup>I mise en dépôt. Pour le <sup>79</sup>Se, le flux maximum annuel ( $2 \cdot 10^7$  Bq par an) correspond à  $3 \cdot 10^{-7}$  fois l'activité initiale en <sup>79</sup>Se.

**Flux total d'activité à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène** Le flux maximum d'activité dû aux déchets vitrifiés, aux combustibles usés et aux gaines et embouts à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène est d'environ  $2 \cdot 10^7$  Bq par an, soit moins de  $100 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-2}$  par an compte tenu de ce que la superficie de l'architecture de dépôt considérée est de  $0.224 \text{ km}^2$  pour un dépôt destiné aux déchets vitrifiés et de  $1.17 \text{ km}^2$  pour un dépôt destiné aux combustibles usés.

Ce flux annuel est très faible, puisqu'il équivaut à l'activité alpha de l'uranium, du thorium et du radium naturellement présents dans une couche d'Argile de Boom de seulement 0.1 mm d'épaisseur environ, l'activité moyenne de ces isotopes étant d'environ 360 Bq par kilo, soit encore  $7 \cdot 10^5 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ . En outre, le flux de radionucléides qui quitte l'Argile de Boom et aboutit dans l'aquifère du Néogène n'ajoute chaque année que 0.0008 % à l'activité naturelle déjà présente dans les Sables de Berchem, une sous-couche de l'aquifère du Néogène d'environ 20 mètres d'épaisseur située juste au-dessus de l'Argile de Boom et dans laquelle l'activité naturelle en uranium, thorium et radium est élevée (environ 400 Bq par kilo, soit environ  $6 \cdot 10^5 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ ). Enfin, dans le cas des déchets vitrifiés, l'activité totale cumulée qui atteint l'aquifère du Néogène, intégrée sur une période de 100 millions d'années (fig. 4.21) correspond, pour les produits d'activation et de fission, à l'activité alpha déjà naturellement présente dans une couche d'environ 10 cm de Sables de Berchem et, pour les actinides, à une couche d'environ 0.1 mm.

**Inventaire total en uranium** La comparaison de l'inventaire initial total en uranium dans les déchets vitrifiés et dans les combustibles usés à la quantité d'activité alpha déjà naturellement présente dans l'Argile de Boom autour de l'installation de dépôt (environ  $7 \cdot 10^5 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ ) constitue un troisième indicateur alternatif de l'impact radiologique potentiel à très long terme d'une telle installation, impact qui est dû aux isotopes de l'uranium et à leurs filles, et notamment au radium, au thorium et au protactinium. Pour l'inventaire initial total d'environ  $5 \cdot 10^{12}$  Bq U dans les déchets vitrifiés et d'environ  $2 \cdot 10^{14}$  Bq U dans les combustibles usés, la quantité d'isotopes de l'uranium qui migrent dans l'Argile de Boom depuis l'installation de dépôt est en réalité proche de la quantité d'activité alpha déjà naturellement présente dans le volume d'argile qui entoure l'installation de dépôt. Plus précisément, pour les déchets vitrifiés, le volume d'argile équivalent posséderait une superficie de  $0.25 \text{ km}^2$  pour une épaisseur de 80 mètres, soit l'épaisseur effective de la couche d'Argile de Boom, et, pour les combustibles usés, il posséderait une superficie de  $4 \text{ km}^2$  pour 80 mètres d'épaisseur.

### 4.3.3 L'évaluation des scénarios d'évolution altérée

Contrairement au rapport SAFIR, qui ne présentait de résultats que pour un seul scénario d'évolution altérée, le scénario d'activation de faille, le rapport SAFIR 2 présente une première analyse, essentiellement qualitative, des conséquences de six des scénarios d'évolution altérée identifiés dans l'étude des scénarios (voir section 4.2.2.2).

- La probabilité d'occurrence du *scénario de forage d'exploitation* est faible en raison de la faible conductivité hydraulique de l'aquifère du Sous-Rupélien et du fait que la composition chimique de l'eau dans cette couche la rend impropre à la consommation directe par l'homme. Si cette eau est malgré tout utilisée telle quelle comme eau potable et à des fins agricoles, comme dans le cas du scénario d'évolution normale, elle pourra donner lieu à une dose de quelques mSv par an à un individu du groupe de référence. La lenteur des mouvements d'eau dans cet aquifère et sa faible épaisseur (30 mètres) ne permettent en effet qu'une très faible dilution des radionucléides, de sorte que leurs concentrations peuvent être jusqu'à 1 000 fois plus élevées que celles dans l'aquifère sus-jacent du Néogène.
- Les calculs des conséquences du *scénario d'activation d'une faille*, effectués en utilisant, faute de mieux, des valeurs arbitraires pour les paramètres destinés à décrire la migration de l'eau et des radionucléides via la faille, indiquent que son impact radiologique est très faible et est du même ordre de grandeur que celui du scénario d'évolution normale, parce que seule une très faible fraction des radionucléides mis en dépôt peut prendre part à la migration accélérée par la faille. Sa probabilité d'occurrence pourrait a priori être drastiquement diminuée par le choix d'un site de dépôt exempt de faiblesses de structure géologique préexistantes.
- Le scénario de *glaciation sévère* n'a pas encore fait l'objet d'évaluations quantitatives. Selon la théorie orbitale de Milankovitch, sa probabilité d'occurrence durant les premières dizaines de milliers d'années est toutefois faible : il ne devrait pas y avoir de périodes glaciaires plus sévères que les trois dernières du Quaternaire, dont aucune n'a conduit à ce que la calotte glaciaire recouvre la région de Mol-Dessel. Toutefois, il subsiste des incertitudes considérables dans les mécanismes secondaires qui déterminent le climat à l'échelle de quelques centaines de milliers d'années, comme les concentrations en CO<sub>2</sub> dans l'atmosphère et les courants marins. Ainsi, un déplacement du Gulf Stream durant une période glaciaire pourrait entraîner une extension beaucoup plus grande de la calotte glaciaire. Des calculs récents montrent toutefois qu'il ne devrait pas y avoir, dans les 130 000 prochaines années, d'ère glaciaire telle qu'il y aurait une extension importante de la calotte glaciaire. L'activité des déchets mis en dépôt aura alors fortement diminué, de sorte que l'impact d'un scénario de glaciation resterait vraisemblablement limité.
- Les analyses d'impact du *scénario de mauvais scellement* des galeries principales et des puits d'accès effectuées jusqu'à présent montrent que ce scénario ne devrait pas avoir de conséquences graves. La migration par advection dans les galeries principales mal scellées reste en effet extrêmement limitée, parce qu'il n'y arrive pour ainsi dire pas d'eau en raison de la très faible conductivité hydraulique de l'Argile de Boom. Sa probabilité d'occurrence pourrait a priori être fortement réduite moyennant mise en place d'une culture de sûreté et d'une politique d'assurance de la qualité stricte durant l'étape de fermeture du dépôt.

- Le scénario de *transport par les gaz* étudie le couplage gaz–écoulement d'eau en cas d'apparition d'une phase gazeuse et analyse son influence sur l'impact radiologique. Les évaluations déjà effectuées indiquent que les déchets vitrifiés, les combustibles usés et probablement aussi les gaines et embouts ne causent aucun problème notable de production de gaz, essentiellement en raison de l'utilisation d'aciers inoxydables pour les emballages. Par contre, pour certaines autres classes de déchets contenant une grande quantité d'acier au carbone, on ne peut exclure la formation de poches de gaz dans le champ proche, expulsant l'eau à travers l'argile, voire même la formation de voies de migration préférentielles dans l'argile. Le sous-scénario qui considère l'expulsion hors du champ proche d'eau dans laquelle sont dissous des radionucléides a des conséquences limitées, puisque dans le cas le plus défavorable, le flux maximum de radionucléides vers l'aquifère n'est augmenté que d'un facteur 10. Le sous-scénario peu réaliste qui considère la création dans l'argile d'une voie de migration permettant l'écoulement de l'eau et des gaz peut provoquer, pour un certain nombre de classes de déchets de la catégorie B, une augmentation par un facteur 100 environ de la migration dans la couche argileuse par rapport au scénario d'évolution normale. Mais même dans ce cas, le flux des radionucléides vers l'aquifère est inférieur à celui lié aux déchets vitrifiés et aux combustibles usés. Pour les déchets de catégorie B, le développement de l'architecture de dépôt doit donc tenir compte de la formation possible de gaz, de sorte que les gaz formés puissent s'échapper sans abîmer les barrières du système de dépôt et sans que sa capacité de confinement soit diminuée de façon significative. Tous les efforts raisonnables doivent par ailleurs être faits pour réduire les sources de gaz, par exemple éviter l'emploi d'acier au carbone pour le conditionnement des déchets. Enfin, l'évaluation du scénario de transport par les gaz requiert une meilleure connaissance des différents paramètres et processus impliqués, et notamment des coefficients de diffusion des principaux gaz formés et des caractéristiques hydrauliques des zones de fissuration.
- La deuxième variante du *scénario de forage d'exploration*, celle qui suppose que le forage effectué à travers l'installation de dépôt n'est pas remblayé, et qui évalue donc la robustesse du système de dépôt en cas de perturbation des barrières par une intrusion, n'aura qu'un impact fort limité, car le forage se refermera progressivement par convergence en raison de la plasticité de l'Argile de Boom. Une question est de savoir si sa probabilité d'occurrence pourrait être diminuée significativement si le dépôt était construit plus profondément.

Deux scénarios d'évolution altérée n'ont par contre pas encore été étudiés.

- Le *scénario d'effet de serre*, qui influence principalement la biosphère et, dans une moindre mesure, l'hydrogéologie, pourrait réduire fortement les diminutions des températures attendues sur base de la théorie orbitale de Milankovitch.
- Le *scénario de défaillance prématurée d'une barrière ouvragée*, dont l'impact radiologique sera vraisemblablement moins sévère que ce que l'on pourrait craindre parce qu'une grande partie de la couche d'argile restera intacte, doit toutefois être évalué de près, parce que les processus de migration sous un gradient de température sont différents de ceux considérés dans le scénario d'évolution normale.

Enfin, la première variante du *scénario de forage d'exploration*, autrement dit le scénario d'intrusion humaine, n'est pas considérée dans les évaluations de sûreté, conformément du reste au consensus international quant à sa non-pertinence. En effet, elle est très peu probable au vu des procédures de prospection actuelles, il est impossible d'estimer sa probabilité et ses conséquences sont indépendantes de l'architecture du dépôt et du site choisi. Bien entendu, il sera nécessaire d'établir le dépôt en dehors des zones qui possèdent des ressources naturelles.

#### **4.3.4 Résultats et considérations complémentaires**

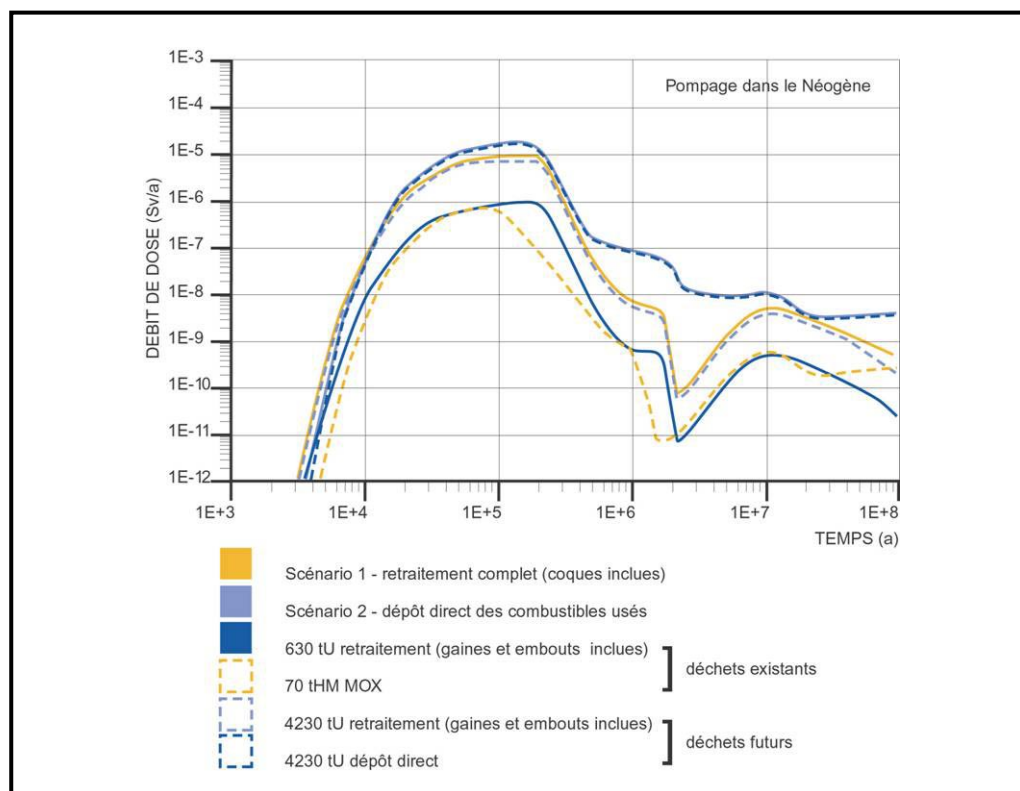
L'ensemble des travaux effectués dans le cadre de l'évaluation du scénario d'évolution normale ainsi que les premières évaluations, essentiellement qualitatives, de scénarios d'évolution altérée ont conduit à certains résultats et considérations qui complètent les calculs de doses et d'indicateurs alternatifs.

**Etablissement de la confiance dans les modèles de migration** L'excellente correspondance entre les concentrations en radionucléides calculées à l'avance à partir des résultats de laboratoire et les concentrations mesurées in situ à grande échelle supporte la validité du modèle de migration dans l'Argile de Boom utilisé pour les radionucléides non retardés. La migration très lente des radionucléides retardés, et principalement des actinides, qui conduit à des temps de migration dans l'Argile de Boom de l'ordre de 100 000 ans à un million d'années, est quant à elle confirmée par la constatation que les isotopes naturels du thorium et de l'uranium qui y sont présents sont restés quasiment immobiles depuis le dépôt de l'argile.

#### **Comparaison avec les résultats des évaluations de sûreté antérieures**

- *Produits d'activation et de fission* Des hypothèses beaucoup plus conservatives que par le passé ont amené les évaluations de sûreté les plus récentes à révéler l'importance de deux radionucléides qui n'étaient pas considérés dans les évaluations de sûreté précédentes ou qui ne donnaient pas lieu à des doses importantes : d'une part, le  $^{36}\text{Cl}$ , un produit d'activation qui provient de l'irradiation d'impuretés de chlore présentes dans les combustibles et dans les gaines et dont l'inventaire, qui n'est pas encore bien connu, était sous-estimé ; d'autre part, le  $^{79}\text{Se}$ , dont la migration dans l'Argile de Boom n'est pas encore suffisamment bien comprise, de sorte que les évaluations de sûreté récentes ont supposé par prudence l'absence de sorption, et dont les coefficients de transfert dans la biosphère sont souvent estimés de façon conservative. Sa solubilité et éventuellement sa rétention deviennent dès lors des paramètres qui influencent fortement son flux vers l'aquifère et qui doivent donc être connus avec précision, pour autant qu'il soit confirmé qu'il n'est pas sorbé par l'Argile de Boom.
- *Actinides* Les doses les plus élevées restent attribuables aux radionucléides filles de l'uranium, soit le  $^{229}\text{Th}$  et le  $^{226}\text{Ra}$ .
- $^{129}\text{I}$  L'activité en  $^{129}\text{I}$  considérée pour les déchets vitrifiés étant apparue fortement surestimée, l'impact radiologique de l' $^{129}\text{I}$  contenu dans ces déchets est également fortement surestimé, dans les mêmes proportions.

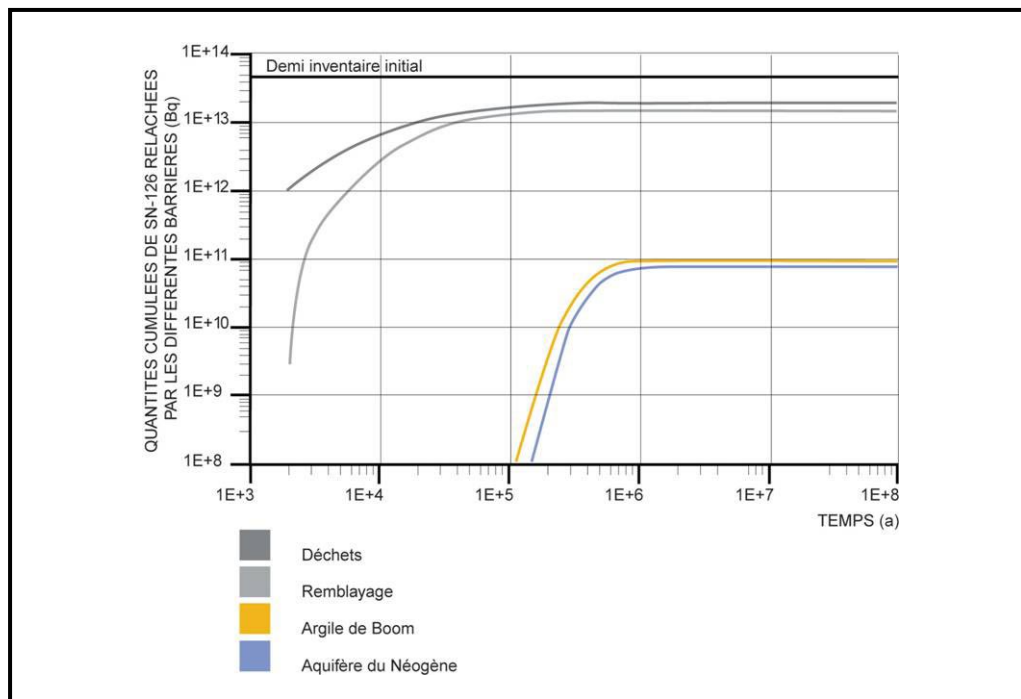
**Comparaison de l'impact radiologique des deux scénarios de retraitement** Les doses maximales engendrées par les deux scénarios de retraitement se situent au moins un ordre de grandeur en dessous des contraintes de dose, qui varient de 0.1 à 0.3 mSv par an. Les doses maximales sont en effet de 10  $\mu$ Sv par an pour le scénario avec retraitement et de 20  $\mu$ Sv par an pour le scénario de mise en dépôt direct (fig. 4.22). Pour les 500 000 premières années, les différences entre les doses totales calculées pour les deux scénarios sont très faibles, tout au plus d'un facteur 2. Dans les deux cas, la dose maximale est surtout attribuable au  $^{79}\text{Se}$ . Après 500 000 ans, des différences plus importantes apparaissent entre les doses calculées pour les deux scénarios, mais les doses sont alors inférieures de 2 à 3 ordres de grandeur aux doses maximales. A très long terme, vers 20 millions d'années, la différence entre les doses calculées pour les deux scénarios est d'environ un ordre de grandeur, en raison de la quantité sensiblement plus élevée d'actinides mis en dépôt dans le scénario de mise en dépôt direct.



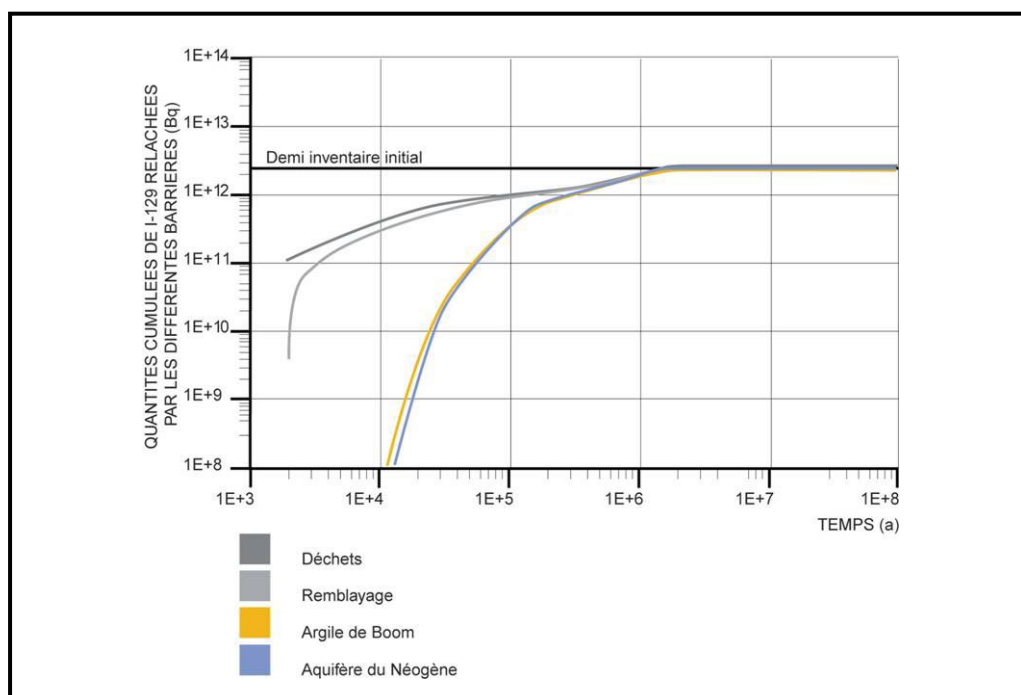
**Figure 4.22** Evolution des débits de dose totaux pour les deux scénarios de retraitement dans le cas du scénario d'évolution normale.

### Rôle des différentes barrières dans le fonctionnement global du système de dépôt

La contribution des différentes barrières du système de dépôt et la contribution de son environnement à la sûreté globale du système peut être visualisée en calculant la quantité cumulée d'activité relâchée par chaque barrière pour des radionucléides représentatifs. Les calculs effectués pour le  $^{126}\text{Sn}$  et l' $^{129}\text{I}$ , qui sont respectivement un radionucléide retardé avec une durée de vie de 100 000 ans et un radionucléide non retardé avec une durée de vie de 16 millions d'années, montrent clairement le rôle dominant de la barrière géologique (figs. 4.23 et 4.24).



**Figure 4.23** Quantités cumulées de  $^{126}\text{Sn}$  relâchées par les différentes barrières du système de dépôt et par son environnement suite au dépôt de 1980 tuox-55.



**Figure 4.24** Quantités cumulées d' $^{129}\text{I}$  relâchées par les différentes barrières du système de dépôt et par son environnement suite au dépôt de 1980 tuox-55.

**Influence de la valeur de la durée de vie utilisée pour le  $^{79}\text{Se}$**  Alors que les calculs effectués dans le cadre des évaluations de sûreté belges utilisent une durée de vie de 65000 ans pour le  $^{79}\text{Se}$ , différentes sources étrangères citent depuis peu des valeurs beaucoup plus élevées pour cette durée de vie. Une première évaluation a donc été faite de l'impact sur les doses calculées d'une durée de vie plus vraisemblable de 650000 ans. Cette évaluation indique une diminution par 5 des doses maximales attribuables au sélénium, soit une dose maximale d'environ 2  $\mu\text{Sv}$  par an pour les déchets vitrifiés et d'environ 1.5  $\mu\text{Sv}$  par an pour les combustibles usés. La durée d'exposition au sélénium est par contre allongée.

**Influence de la complexation par la matière organique mobile** Les évaluations préliminaires effectuées indiquent que l'augmentation du flux maximal de radionucléides qui atteignent l'aquifère du Néogène suite à la complexation d'actinides par la matière organique mobile est négligeable pour les trois classes de déchets considérées. Quelques actinides peuvent atteindre l'aquifère en quantités négligeables et plus rapidement, c'est-à-dire après environ 10000 ans, qu'estimé sur base de la sorption observée pour une grande partie d'entre eux, mais après 10000 ans, seuls des produits d'activation et de fission non retardés comme l' $^{129}\text{I}$  et le  $^{79}\text{Se}$  l'atteignent en quantités notablement plus importantes.

#### **Importance des incertitudes relatives aux flux et aux doses suite aux incertitudes relatives aux valeurs des paramètres caractéristiques du système de dépôt robuste**

- *Incertitudes relatives aux inventaires en radionucléides* Malgré l'utilisation d'hypothèses conservatives, l'impact radiologique des radionucléides est, pour la grande majorité d'entre eux, inférieur de plusieurs ordres de grandeur à la contrainte de dose, de sorte que les incertitudes relatives aux inventaires ne sont pas déterminantes. Il n'y a que pour les radionucléides non retardés  $^{129}\text{I}$ ,  $^{36}\text{Cl}$  et  $^{79}\text{Se}$  que les inventaires doivent être précis.
- *Incertitudes relatives à la durée de vie des (sur)emballages étanches* Ces incertitudes ne sont pas déterminantes, pour autant que l'Argile de Boom remplisse son rôle de barrière correctement, dans la mesure où les (sur)emballages ne permettent de postposer significativement les flux de radionucléides non retardés à l'interface entre l'Argile de Boom et l'aquifère du Néogène que si leur durée de vie est supérieure à 100000 ans et qu'ils ne permettent pas de réduire significativement les flux. Les (sur)emballages doivent néanmoins assurer leur fonction de confinement physique durant la phase thermique du dépôt.
- *Incertitudes relatives à la vitesse de dégradation des matrices de verre, d' $\text{UO}_2$  et d' $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$*  Ces incertitudes n'ont pour ainsi dire pas d'influence sur les flux en raison des bonnes performances de la barrière argileuse, certainement dans le cas des radionucléides de longue durée de vie, des radionucléides retardés et des radionucléides ayant une faible limite de solubilité. Ce n'est que si elles possèdent une durée de vie supérieure à 500000 ans que les matrices de conditionnement ont une influence nette sur le flux des radionucléides non retardés qui quittent la couche argileuse. Elles peuvent par ailleurs fournir une contribution plus importante pour des radionucléides de relativement courte durée de vie et non retardés comme le  $^{14}\text{C}$ .

Elles ne contribuent pas au confinement des actinides, parce que la faible solubilité de ceux-ci est déjà à l'origine de leur relâchement très lent du champ proche.

- *Incertitudes relatives aux paramètres de migration* L'importance de ces incertitudes est très limitée pour les radionucléides non retardés en raison du fait que leurs paramètres déterminants sont les paramètres de migration, qui sont connus avec précision dans le cas du  $^{36}\text{Cl}$  et de  $^{129}\text{I}$  ou qui ont été estimés très prudemment dans le cas du  $^{79}\text{Se}$ . (Les valeurs des paramètres de migration des radionucléides retardés, surtout celles des facteurs de retard, sont toutefois entachées d'incertitudes importantes.)
- *Incertitudes relatives à l'épaisseur effective de la barrière argileuse* Bien que l'épaisseur de la couche argileuse soit un des paramètres qui ont le plus d'influence sur le confinement, son impact reste relativement faible, et donc a fortiori aussi l'incertitude sur la valeur exacte de l'épaisseur. Pour une augmentation de 10 % de l'épaisseur de la barrière argileuse, soit une augmentation de près de 10 mètres, le flux maximum des radionucléides vers l'aquifère du Néogène diminue en effet en moyenne de 18 %.

**Evaluation des scénarios d'évolution altérée** Les premières évaluations, essentiellement qualitatives, de certains scénarios d'évolution altérée suggèrent que ceux-ci n'entraînent pas d'augmentation drastique de l'impact radiologique. Ces évaluations doivent toutefois être approfondies et étendues aux scénarios qui n'ont pas encore été étudiés, afin de fournir des éléments réellement convaincants quant à l'impact de ces scénarios.

#### **4.4 La sous-criticité**

La sûreté radiologique à long terme d'un dépôt en profondeur peut être affectée par le phénomène de criticité, c'est-à-dire de réaction nucléaire en chaîne spontanée et soutenue, susceptible de s'y produire (voir section 2.2.4). Ce risque fait donc l'objet d'études, encore au stade embryonnaire à l'heure actuelle, qui se limitent aux risques engendrés par la mise en dépôt de combustibles usés, dans la mesure où les quantités de radionucléides fissiles qu'ils contiennent sont de très loin supérieures à celles rencontrées dans les autres classes de déchets.

Les risques de criticité doivent être évalués à la fois en configuration de référence, c'est-à-dire dans la configuration qui correspond à la géométrie de dépôt initialement prévue, sans altération du combustible ni modification d'origine mécanique de sa géométrie, et en configuration altérée. Les calculs effectués pour des assemblages de combustible en configuration de référence en considérant comme unique perturbation l'intrusion d'eau dans les emballages, qui donc sature le sable de remplissage qu'ils renferment et augmente fortement la modération des neutrons, et donc en principe le risque de réaction nucléaire, indiquent des conditions qui restent néanmoins largement sous-critiques, malgré les hypothèses conservatives faites. A l'exception d'un premier programme de recherche sur la lixiviation de l' $\text{UO}_2$  par l'eau interstitielle de l'Argile de Boom (voir section 3.4.1.2), aucune étude systématique n'a par contre encore été effectuée quant à l'évolution, à la

hausse comme à la baisse, des risques de criticité liés à l'altération progressive inévitable de la configuration de référence des assemblages de combustible.

## 4.5 Les perspectives

L'amélioration de la qualité des évaluations de la sûreté radiologique à long terme dans les prochaines années portera essentiellement sur les points suivants :

- *Discussion approfondie avec les autorités de sûreté de la méthodologie générale des évaluations de sûreté à long terme et de ses acquis*, afin d'en clarifier les aspects qui doivent être renforcés, adaptés ou étendus dans les phases ultérieures du programme.
- *Affinement de la méthodologie des évaluations de sûreté à long terme avec*, en particulier, une amélioration de la méthodologie de développement des scénarios, une révision des FEPS à prendre en considération et une meilleure définition des échelles de temps pendant lesquelles les différents éléments du système de dépôt et de son environnement peuvent être considérés comme robustes. L'emploi systématique des fonctions de sûreté et des FEPS vise une intégration poussée, dans les évaluations de sûreté, de tous les éléments de l'architecture de dépôt (y compris des déchets à mettre en dépôt), de la barrière géologique et de l'environnement hydrogéologique qui sont pertinents pour la sûreté. La transparence de la méthodologie des évaluations de sûreté sera également rehaussée notamment pour les inventaires de déchets utilisés, les modèles conceptuels et de calcul et les systèmes de dépôt considérés.
- *Affinement des modèles utilisés pour les évaluations de la sûreté à long terme*, en particulier en ce qui concerne les aspects d'abstraction et de simplification du système de dépôt et en ce qui concerne la modélisation de la biosphère dans le scénario d'évolution normale. La relation entre les modèles de recherche détaillés, par exemple en ce qui concerne la dégradation des matrices des déchets ou des emballages métalliques, et les hypothèses ou les modèles simplifiés utilisés dans les évaluations de sûreté sera clarifiée.
- *Intégration de l'impact des hétérogénéités de l'Argile de Boom et de la zone perturbée par l'excavation sur la migration des radionucléides*, ce qui nécessitera une attention particulière à l'impact possible de la présence de sous-couches plus perméables au sein de l'Argile de Boom sur les flux de radionucléides à l'interface entre l'Argile de Boom et les aquifères, et donc sur la sûreté radiologique.
- *Systématisation de la définition, de la sélection et de l'évaluation des scénarios d'évolution altérée* et, en particulier, étude des conséquences sur l'argile et sur l'environnement hydrogéologique du dépôt des changements climatiques potentiels (réchauffement, glaciations, etc.). Les scénarios d'évolution altérée, dont certains ont fait l'objet d'une première description et d'une analyse d'impact exploratoire, seront réévalués de façon intégrée et plus transparente, en concertation étroite avec les autorités de sûreté. Cette réévaluation visera ce faisant un renforcement de la base technique et scientifique de leur description et de leur modélisation, notamment grâce à des discussions élargies avec le monde scientifique.

- *Affinement de la définition et de l'interprétation à donner aux différents indicateurs de sûreté et de protection environnementale*, en particulier pour les différentes échelles de temps considérées.
- *Définition des méthodes d'évaluation de la robustesse du système de dépôt et identification et quantification des éléments contribuant à celle-ci*, y compris une clarification de la relation entre l'optimisation de la sûreté radiologique et le renforcement de la robustesse du système.
- *Identification des différents types d'incertitudes restantes et des moyens nécessaires, le cas échéant, à leur réduction et affinement des méthodes nécessaires à leur traitement*. Au fur et à mesure de son avancement, le programme devra apporter de plus en plus d'attention à la démonstration du fait que les incertitudes restantes peuvent être correctement éliminées ou qu'elles n'ont pas d'influence significative sur la faisabilité technique d'une part et sur la protection de l'homme et de l'environnement d'autre part.
- *Evaluation de sûreté préliminaire pour les classes de déchets conditionnés dans du bitume et dans du ciment*, lesquelles porteront essentiellement sur les aspects de compatibilité avec l'Argile de Boom.
- *Compilation de l'ensemble des arguments qualitatifs et quantitatifs* qui supportent indirectement les évaluations de sûreté, principalement des éléments issus de la caractérisation de la barrière géologique et de l'environnement hydrogéologique qui sont à la base de la stabilité et de la capacité de confinement du système de dépôt, ainsi que des éléments issus de l'étude d'analogies naturelles pertinentes.

A ces différents points s'ajoutent bien entendu les aspects d'évaluation de la sûreté opérationnelle nucléaire et conventionnelle et d'évaluation du respect des règles de protection environnementale, selon une méthodologie approuvée par les autorités de sûreté. C'est dans ce cadre que seront établies les bases de l'optimisation radiologique (principe ALARA), laquelle constituera également un aspect important de la concertation future avec les autorités de sûreté.