

# Faisabilité de l'évaluation finale du combustible nucléaire irradié

---

par L.B. Nilsson et T. Papp

## GENERALITES

Dans les débuts de l'ère nucléaire, on pensait généralement que le combustible nucléaire irradié devait être retraité, de sorte que l'uranium restant dans le combustible puisse être utilisé pour la production d'énergie. On attachait aussi une certaine valeur au plutonium séparé du combustible irradié dans la mesure où il pouvait servir de combustible pour un réacteur surgénérateur. Plusieurs facteurs ont contribué à nuancer ce point de vue et la possibilité de considérer le combustible nucléaire irradié comme un déchet est maintenant sérieusement envisagée. Sur le plan international, aucune opinion unanime ne se dégage quant à celle des deux options qui devrait être retenue: retraitement et évacuation finale des déchets obtenus ou évacuation directe du combustible irradié. Le choix dépend des réponses aux questions suivantes:

- Quels sont les risques militaires, politiques et sanitaires inhérents à la séparation du plutonium pur?
- Quelles sont les possibilités offertes par la technique de surgénération?
- Quelles sont les perspectives actuelles concernant le coût du retraitement et le prix de l'uranium naturel?
- Quelle est la faisabilité technique et financière du stockage final sans danger du combustible nucléaire irradié?

Seule la dernière question sera traitée ci-après.

## COMPARAISON DES OPTIONS

Les conditions premières du stockage final des déchets de haute activité provenant du retraitement d'une part, et du combustible irradié d'autre part, diffèrent essentiellement parce que le combustible irradié contient nettement plus de radionucléides lourds à longue période. Le neptunium 237, le plutonium 239 et 240, l'américium 241 et 243 et les produits de filiation radium 226 et thorium 229 sont particulièrement importants.

Les figures 1 et 2 sont une illustration générale de la façon dont l'"indice de risque" des deux types de déchets varie avec le temps. Les bases retenues sont les suivantes: combustible de réacteur à eau légère, taux de combustion 33 000 mégawatts thermiques par jour par tonne d'uranium (MWj(th)/tU), puissance volumique 34,4 MW(th)/tU et taux d'enrichissement 3,1% en uranium 235. La figure 3 montre que la production de chaleur décroît plus lentement dans le combustible irradié que dans les déchets du retraitement.

Il est donc évident que l'évacuation sûre du combustible irradié demande des mesures plus importantes que l'évacuation des déchets de haute activité provenant du retraitement.

---

M. Nilsson est Directeur de projet au projet KBS; M. Papp dirige le programme d'analyse de la sûreté dans le cadre de ce projet.

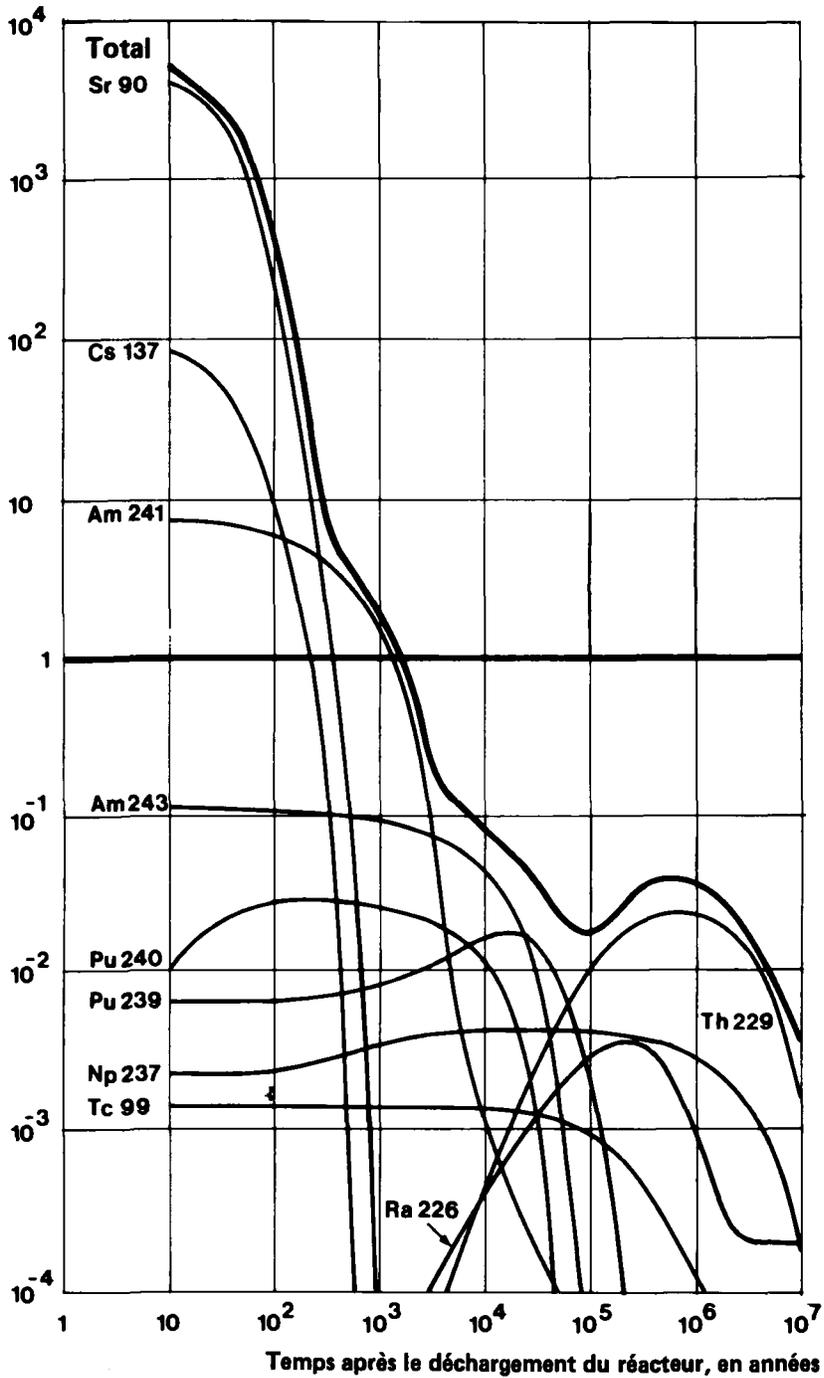


Figure 1. Indice de risque de divers nucléides de déchets hautement radioactifs pour 1 tonne de combustible irradié.

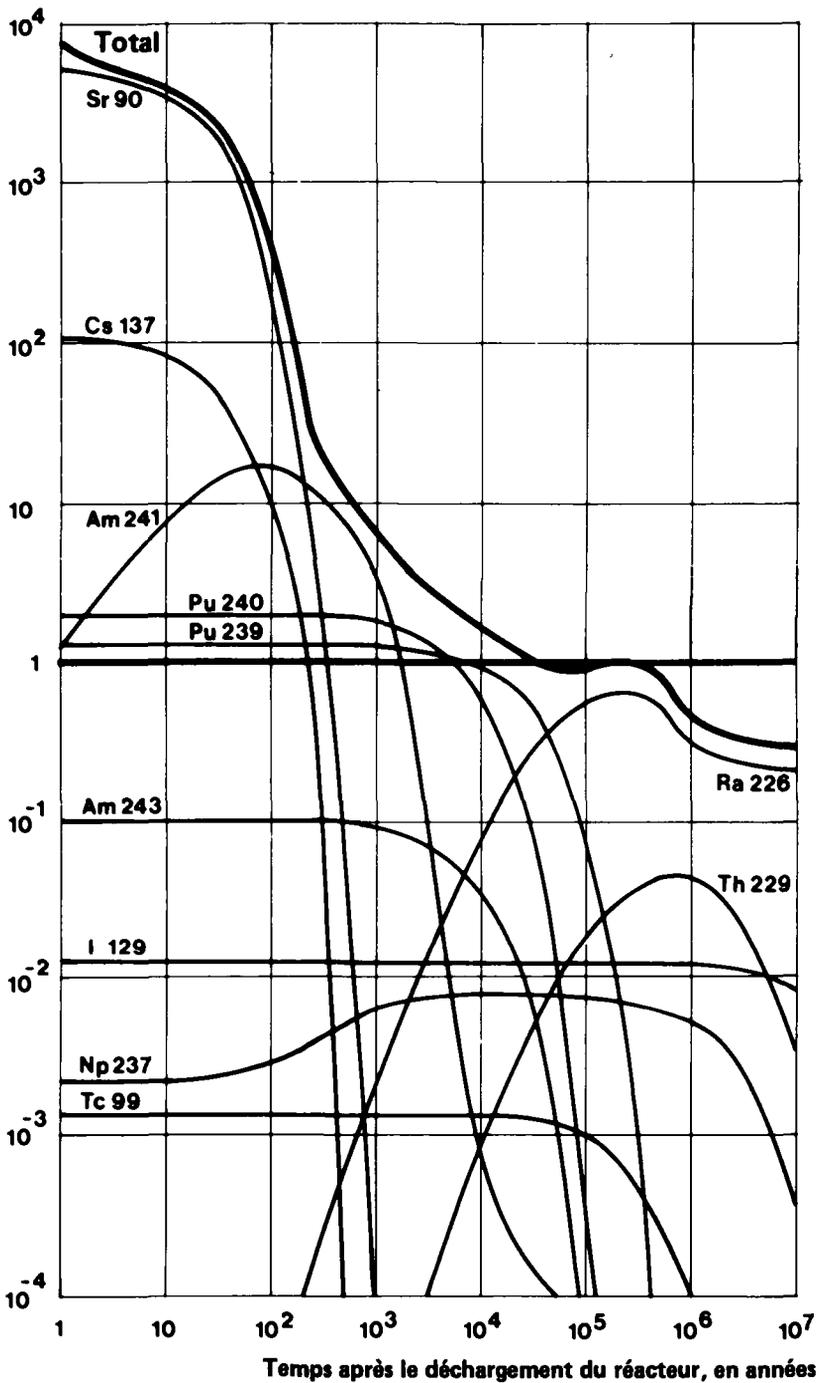


Figure 2. Indice de risque de divers nucléides pour 1 tonne de combustible irradié.

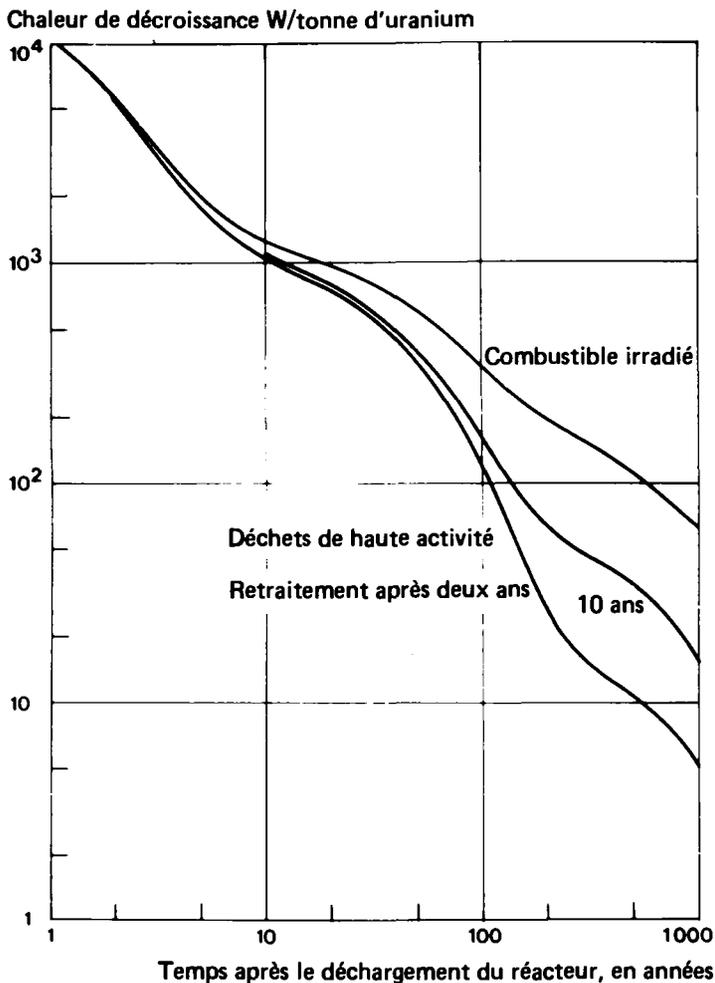


Figure 3. Chaleur de décroissance du combustible irradié et des déchets de haute activité provenant d'un réacteur à eau sous pression.

## PRINCIPE DES BARRIERES MULTIPLES

En avril 1977, le Parlement suédois a adopté une loi qui prescrivait que le propriétaire d'un nouveau réacteur donne des preuves convaincantes de la possibilité de stocker finalement de façon absolument sûre le combustible irradié ou les déchets fortement radioactifs du retraitement du combustible nucléaire avant que soit donnée l'autorisation de charger le réacteur en combustible. C'est à la suite de cette loi que les producteurs suédois d'énergie d'origine nucléaire ont mis sur pied le projet KBS pour étudier la question. Un rapport sur le stockage sûr des déchets vitrifiés de haute activité provenant du retraitement du combustible irradié a été publié en décembre 1977 [1]. Ce rapport a été suivi en septembre 1978

d'un second rapport sur le stockage final du combustible irradié non retraité [2]. Ces rapports décrivent un système à barrières multiples, artificielles et naturelles, qui isolent les déchets ou le combustible irradié de la biosphère de façon suffisante pour limiter les effets sur l'environnement à des niveaux acceptables. Ces barrières ont des propriétés et des fonctions protectrices différentes qui se renforcent et se complètent mutuellement. L'étude de sûreté était fondée sur une analyse des conséquences d'une rupture ou d'un mauvais fonctionnement des diverses barrières, dans l'hypothèse la plus défavorable.

Le présent exposé se fonde surtout sur l'expérience acquise à l'occasion de la préparation des rapports susmentionnés. La roche cristalline étant la formation géologique prédominante en Suède, aucun autre type de formation n'a été envisagé. Il faut garder présent à l'esprit que les rapports n'ont été établis que pour montrer que le stockage final et sûr est possible dans les limites des techniques actuelles. Ni les rapports ni le présent article n'impliquent que, du point de vue technique ou économique, le système exposé soit la seule solution, ni même une solution optimale.

### **Exigences générales**

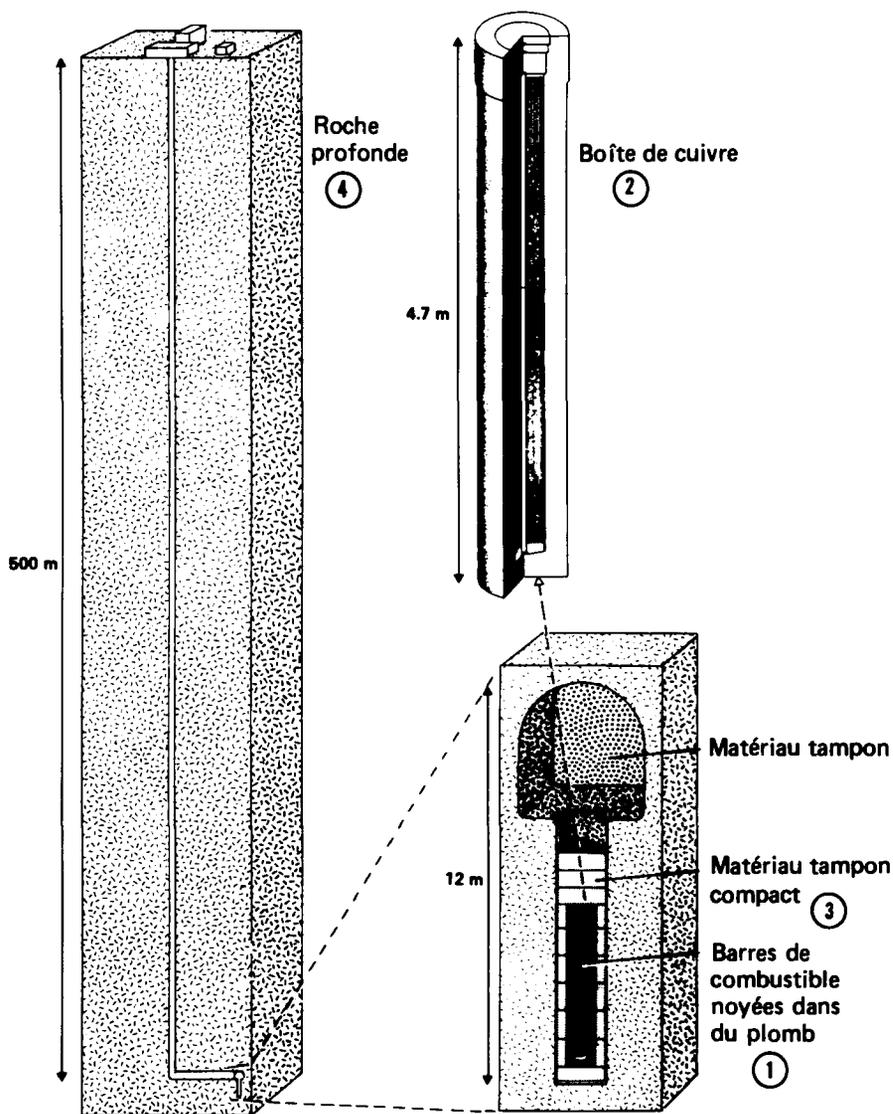
Afin de limiter les conséquences d'une fuite de substances radioactives dans la biosphère, les concentrations qui peuvent se présenter dans les diverses subdivisions de la nature doivent être limitées. On peut y parvenir, soit en isolant les déchets assez longtemps pour que leur radioactivité décroisse jusqu'à des niveaux acceptables, soit en distribuant les rejets sur une période assez longue ou sur une étendue assez vaste pour que des concentrations inacceptables ne se produisent pas. Les études KBS font appel à une combinaison de ces méthodes.

La figure 2 montre que le temps de décroissance peut se diviser en deux phases. Pendant la première phase, c'est-à-dire environ pendant les 1000 premières années, le risque relatif que présentent les déchets est très élevé et tient surtout aux produits de fission du combustible qui émettent des rayonnements bêta et gamma. La seconde phase a, du point de vue pratique, une durée presque infinie, car le risque est surtout dû aux actinides émetteurs alpha à très longue période ou à leurs produits de filiation. Le niveau relatif de risque pendant la seconde phase est 1000 fois inférieur à celui de la première phase. Après le premier million d'années, l'indice de risque du combustible irradié est surtout lié au radium 226, produit de filiation de l'uranium 238. Il en résulte que, bien entendu, un isolement absolu ne peut être garanti pendant la seconde phase alors qu'il est très possible pendant la première. Pendant la seconde phase, il faut assurer la protection de l'environnement en limitant les rejets.

Les barrières utilisées à cette fin doivent être telles que leur fonctionnement puisse faire l'objet de prévisions à l'échelle des temps géologiques. Il est évident que ce genre de prévision n'est pas possible pour les barrières artificielles car l'expérience humaine du comportement des matériaux dans différents types d'environnement est trop courte pour permettre des extrapolations de cet ordre de grandeur. Il faut donc que les barrières naturelles soient extrêmement faibles et prévisibles pendant la seconde phase.

### **La formule KBS**

Le système de barrières décrit ci-dessous se fonde sur la formule KBS qui consiste à placer le combustible irradié, enfermé dans des boîtes de cuivre, dans des trous pratiqués pour chacune des boîtes à la base de galeries creusées jusqu'à 500 mètres de profondeur dans une roche cristalline de bonne qualité. L'espace entre la boîte et la paroi rocheuse du trou est comblé par une argile compactée (bentonite) qui a la propriété de gonfler considérablement quand elle absorbe de l'eau.



**Figure 4. Diagramme schématique du dépôt final. Un certain nombre de barrières empêchent ou retardent la dispersion des éléments radioactifs provenant des déchets.**

Dans l'illustration de la figure 4, les barrières sont les suivantes:

- ① La faible solubilité de la matrice du combustible
- ② La boîte
- ③ Le matériau tampon
- ④ Les propriétés physiques et chimiques de la roche profonde.

#### *La roche cristalline*

“Roche cristalline de bonne qualité” signifie ici une roche aux caractéristiques mécaniques acceptables, ne présentant que des fissures limitées et peu fréquentes, c'est-à-dire à faible conductivité hydraulique pour des volumes suffisamment importants. Le volume de roche de bonne qualité devrait se trouver dans un secteur de faible activité tectonique et être entouré de zones de faiblesse reconnues où des tensions peuvent se libérer sans affecter la roche au voisinage immédiat du dépôt.

Le secteur devrait aussi avoir une topographie plane limitant le gradient hydraulique. La faiblesse de la conductivité et du gradient limite l'écoulement d'eau souterraine et la capacité de transport en ce qui concerne les agents corrodants qui pourraient attaquer le matériau de la boîte. A un stade ultérieur, la faible capacité de transport de l'eau souterraine limite la vitesse de dissolution des matières radioactives.

La chimie de l'eau souterraine profonde est un autre aspect important. Dans la formule KBS, la propriété réductrice de l'eau souterraine, qui a été vérifiée à une bonne profondeur dans le soubassement rocheux suédois, est une caractéristique nécessaire. La présence d'oxydants est un facteur critique pour la corrosion étant donné qu'il y a une grande différence de solubilité des actinides aux différents états de valence des eaux oxydantes et réductrices.

Les 500 mètres de roche qui recouvrent le dépôt fournissent aussi une protection contre les effets de surface tels que la glaciation et les actions militaires.

#### *La matrice de combustible*

La matrice d' $\text{UO}_2$  a un taux de lixiviation très faible encore qu'une partie des produits de fission se rassemble dans les interstices du gainage des barres de combustible. Toutefois, le taux de dissolution des déchets ne dépend pas du taux de lixiviation mais de la quantité d'eau et de la capacité de transport de matières au voisinage immédiat du combustible.

#### *La boîte*

Dans la formule KBS, il a été proposé d'encapsuler le combustible dans une boîte en cuivre (figure 5). Le cuivre offre une barrière absolue contre les fuites tout autour du combustible pendant une très longue période. Cette propriété n'est pas sensiblement affectée par de légers défauts initiaux d'une ou de quelques boîtes. Le cuivre offre aussi un écran contre les rayonnements. La durée de vie utile de la boîte dépend de la concentration d'agents oxydants dans l'eau souterraine et de la quantité d'eau qui entre en contact avec la surface du cuivre.

#### *Le tampon et le remplissage*

L'espace entre la boîte et la paroi rocheuse du trou où elle est déposée est rempli de blocs de bentonite fortement compactés. Lorsqu'elle absorbe l'eau souterraine qui filtre dans les trous contenant les boîtes, la bentonite gonfle et remplit ainsi les crevasses et les espaces d'une argile plastique à très faible conductivité hydraulique ( $10^{-12}$  —  $10^{-13}$  mètres/seconde).

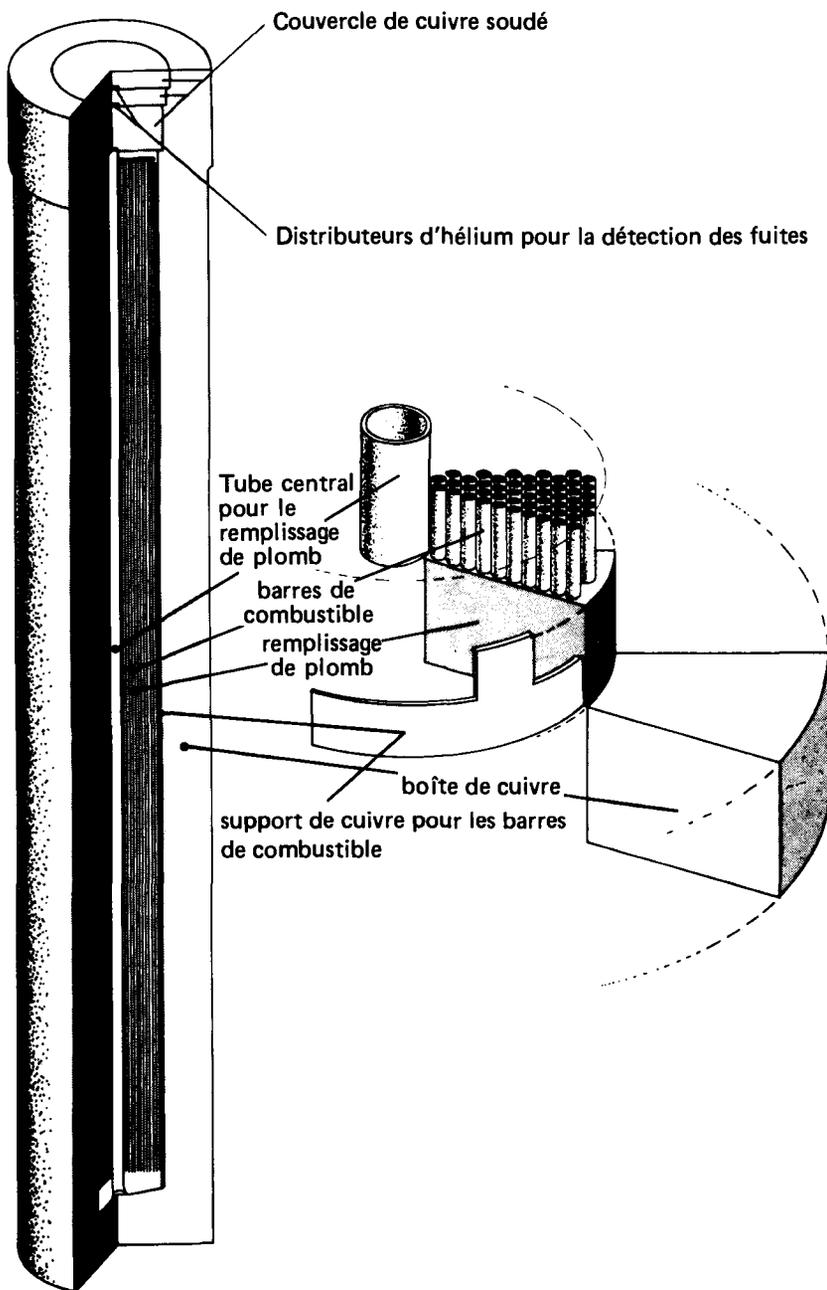


Figure 5. Déchets encapsulés. La boîte de cuivre a 4,7 mètres de long et un diamètre de 0,8 mètre.

Cela signifie que le transport de matières ne peut se produire que par diffusion. La bentonite offre également une grande capacité d'échange d'ions, ce qui retarde considérablement la migration des substances à travers la zone tampon.

Le matériau tampon, qui peut être considéré comme une barrière semi-naturelle, stabilise également le milieu chimique autour de la boîte et assure une protection mécanique contre les faibles mouvements de roche.

#### *La barrière géochimique constituée par la roche*

Si la boîte de cuivre perd son intégrité du fait de la corrosion et que les substances radioactives se dissolvent et commencent à migrer à travers la masse tampon, elles finiront par atteindre l'eau souterraine dans la roche fissurée. Le temps de transport de l'eau souterraine à partir du dépôt peut être calculé si les caractéristiques de la masse rocheuse sont assez bien connues. Toutefois, les substances des déchets se déplaceront beaucoup plus lentement que l'eau souterraine en raison des effets de sorption et de la précipitation sur les surfaces des fissures et du matériau remplissant ces fissures. Il est très probable qu'il se produira également une importante diffusion dans la masse rocheuse entourant les fissures aquifères. Le degré de rétention dépend des caractéristiques des diverses substances des déchets dans le milieu chimique dominant.

#### **Quel effet de barrière peut-on obtenir?**

Dans l'étude KBS, une série d'hypothèses très défavorables a servi de base pour l'analyse de la sûreté. On a pu démontrer que les effets de barrière étaient néanmoins suffisants pour maintenir les doses au groupe le plus exposé à un niveau inférieur aux limites recommandées par la CIPR ainsi qu'aux doses de rayonnement ambiant naturel.

L'étude KBS a montré que:

- Des masses rocheuses suffisamment importantes et de conductivité hydraulique inférieure à  $10^{-9}$  mètres/seconde existent en Suède;
- Une boîte de cuivre de 20 cm d'épaisseur assurerait une isolation absolue d'au moins plusieurs centaines de milliers d'années dans l'état actuel de la chimie des eaux souterraines;
- Le temps nécessaire pour la dissolution et le transport de tous les déchets à travers la couche tampon serait d'au moins 500 000 années;
- Le temps de transport de l'eau souterraine d'une profondeur de 500 mètres jusqu'à la surface pourrait être d'environ 3000 ans si la masse rocheuse choisie a une faible conductivité et une topographie relativement plane;
- La rétention chimique des substances radioactives importantes dans les voies d'écoulement à travers la roche profonde aurait un effet de retard tel que les doses maximales ne se produiraient pas avant plus d'un million d'années.

#### **COÛTS**

Une étude de faisabilité n'est pas complète si elle ne mentionne pas les coûts estimatifs. On a procédé à une première estimation des coûts d'investissement et d'exploitation pour l'ensemble des opérations depuis le déchargement du combustible du réacteur jusqu'à l'évacuation finale et à la fermeture du dépôt, en passant par le stockage intermédiaire pendant 40 ans. On a calculé que le coût total, intérêt non compris, se situe entre 5 et 10% du coût de production de l'énergie dans un système à 12 réacteurs.

## CONCLUSIONS

Les résultats de l'étude KBS montrent clairement que le stockage final et sûr du combustible nucléaire irradié dans une roche cristalline est possible avec les techniques actuelles et à un niveau de sûreté qui satisfait largement aux limites recommandées par la CIPR. Cette conclusion se fonde non seulement sur le fait que les doses calculées dans l'étude KBS étaient acceptables, mais aussi et surtout sur la possibilité de choisir les dimensions des barrières artificielles ainsi que la profondeur du dépôt et, dans une certaine mesure, la qualité de la roche d'accueil.

Le Gouvernement suédois a envoyé le rapport KBS sur le combustible irradié, pour étude scientifique, à plusieurs institutions et experts nationaux et étrangers. Ceux-ci ont en grande majorité exprimé l'avis que la formule concept KBS offre un moyen techniquement réalisable de stocker de façon sûre et définitive le combustible nucléaire irradié. Etant donné les hypothèses prudentes qui ont servi de base aux études KBS et la diversité des efforts scientifiques qui se poursuivent dans plusieurs pays, il semble évident que des solutions plus satisfaisantes encore seront trouvées dans le proche avenir.

Le présent article n'étudie pas la question de savoir si le combustible nucléaire irradié devrait ou non être traité comme déchet et évacué définitivement dans les profondeurs du sol. Il vise seulement à étayer la conclusion selon laquelle le stockage final et sûr du combustible irradié dans une roche cristalline est possible avec les techniques actuelles.

### Références

- [1] Handling of Spent Nuclear Fuel and Final Storage of Vitrified High-Level Reprocessing Waste, KBS Project, Stockholm (1977).
- [2] Handling and Final Storage of Unreprocessed Spent Nuclear Fuel, KBS Project, Stockholm (1978).