

# **不確実性への対応 -使用済燃料の直接処分技術に 関する調査研究の現状-**

**日本原子力研究開発機構**

## 原子力政策大綱(原子力委員会、平成17年10月11日)

「国、研究開発機関、事業者等は、長期的には、技術の動向、国際情勢等に不確実要素が多々あることから、それぞれに、あるいは協力して、状況の変化に応じた政策選択に関する柔軟な検討を可能にするために使用済燃料の直接処分技術等に関する調査研究を、適宜に進めることが期待される。」

## 原子力機構における対応

- ・ 高レベル放射性廃棄物やTRU廃棄物の地層処分に係る研究開発の成果や技術・経験、直接処分を採用する諸外国における研究開発動向に関する情報などを活用して、使用済燃料の直接処分技術に関する技術的な知見や情報の収集・整理を主体とした取り組みを行う。
- ・ 本調査研究の成果については、平成21年度末頃を目途に報告書として取りまとめる。

- 我が国において直接処分を採用する場合，成立性やコストへの影響の観点から不確定要因があるとされた項目(原子力委員会，2004)のうち，以下の項目を対象に調査

1. 放射線分解や酸化還元フロント進展の挙動と影響
2. 廃棄体発熱量などの処分場設計への影響評価
3. 廃棄体定置方法および地下施設設計手法
4. 臨界回避・評価
5. 燃料集合体の発熱量，核種量の評価・設定

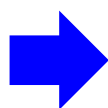
- これまでに海外の研究機関(SKB(スウェーデン)，POSIVA(フィンランド))における1.及び3.を中心とした既存情報や技術開発動向について調査・整理を実施

# **「放射線分解や酸化還元フロント進展の 挙動と影響」に関する調査の現状**

**概要：使用済燃料からの放射線分解の影響により、どのように本来の還元状態が酸化状態に変化するのか、またその安全評価(被ばく線量等)への影響はどうかについて調査する。**

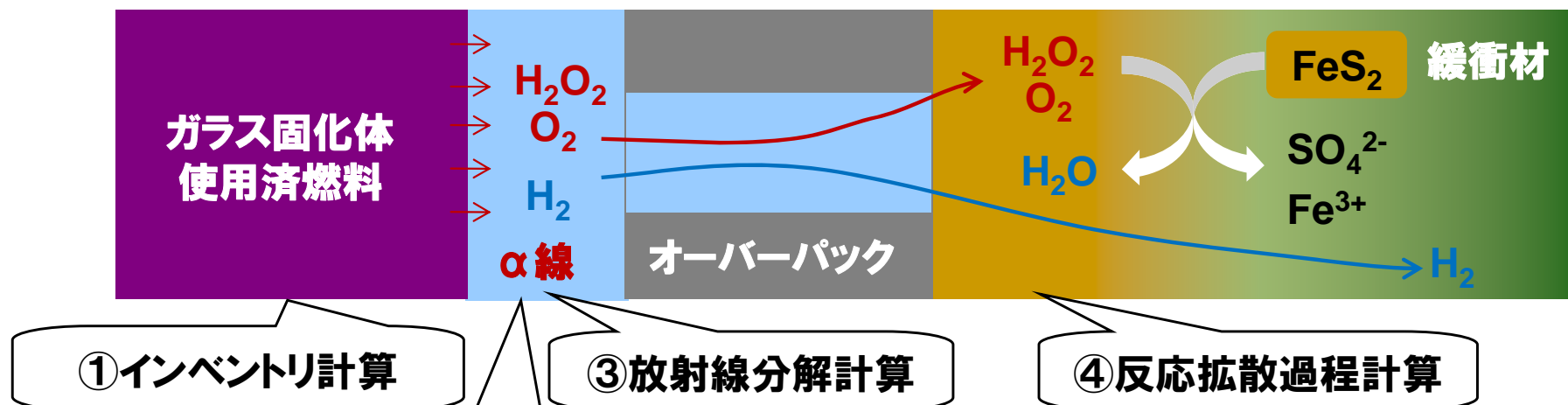
「地層処分における酸化還元フロントに及ぼす放射線の影響に関する既往研究調査」JAEA-Review 2008-050(印刷中)

- **SITE-94\*の影響評価(原子力委員会(2004)で参考)は非常に保守的**
  - 放射線分解による酸化性化学種生成速度を過大に設定
  - 酸化性化学種の全量が緩衝材内に移行すると仮定(\*SKI Report 96:36)
- **使用済燃料の溶解挙動に関する研究の進展**
  - 処分環境を模擬した還元雰囲気(水素溶存)では $\text{UO}_2$ の酸化的溶解が著しく抑制される(但し抑制機構については諸説あり決着していない)  
(Jonsson et al., 2007)
  - モデルの高度化については、キャニスター破損形状・鉄腐食の影響・溶存水素影響・再沈澱の影響を考慮することにより、酸化性化学種の移行は抑制される傾向にある(Johnson and Smith, 2000)
  - 最近の性能評価(SKBのSR-Can(2006)など)では、地下水の放射線分解による人工バリア中の酸化還元フロントの影響はもはや考慮されていない

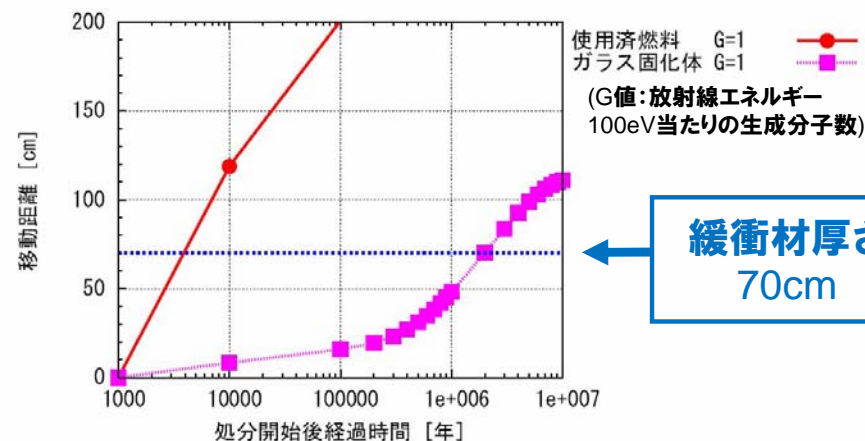


処分環境やキャニスター(鉄)の影響を考慮すると、放射線影響は顕著ではない可能性を示している。

# 酸化還元フロントの移行に関する簡略的な解析



オーバーパック  
影響は無視



## 1次元反応拡散モデルによる計算

- 緩衝材組成: クニゲルV1(ケイ砂30%混合), 乾燥密度  $1.6 \text{ g cm}^{-3}$
- パイライト含有率 0.5 wt% ( $47 \text{ mol m}^{-3}$ ,  $700 \text{ eq m}^{-3}$ )
- 実効拡散係数  $5 \times 10^{-11} \text{ m}^2/\text{s}$

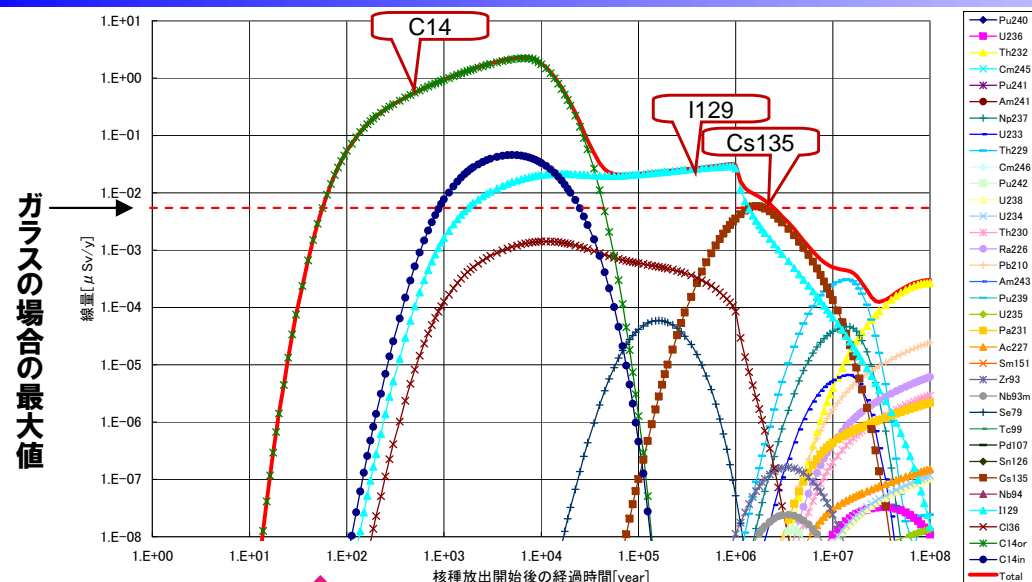
## 酸化還元フロント移動距離

試解析の結果, 酸化還元フロントが緩衝材領域を通過するのに要する時間は,

使用済燃料 : 約4000年

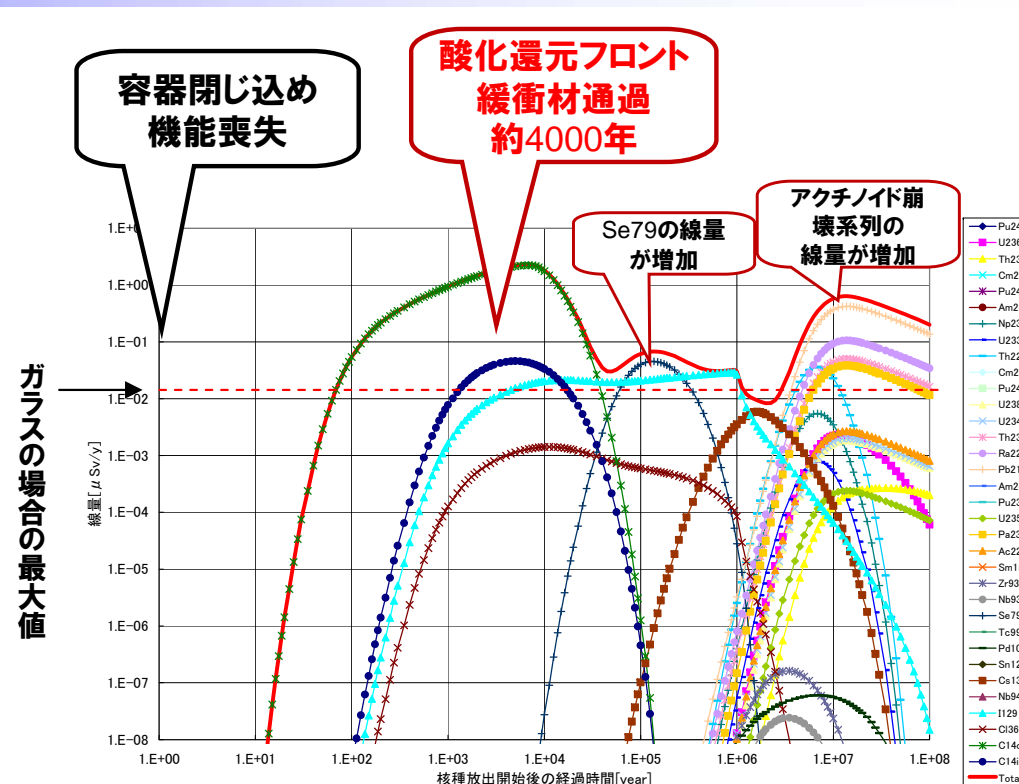
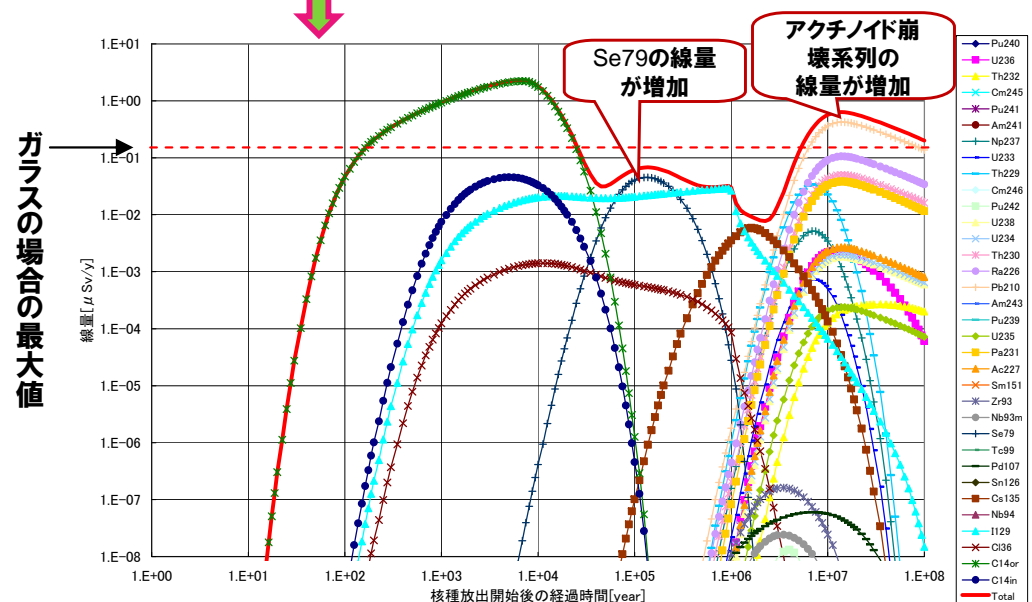
ガラス固化体: 約200万年

# 酸化還元フロントの進展を考慮した直接処分に関する核種移行の簡略的な解析結果



還元ケース(レファレンス)

酸化ケース



酸化還元フロント進展ケース

Se, U, Npは酸化性で溶解度が大きくなるため、酸化ケースおよび酸化還元フロント進展ケースでの線量が増加  
(天然バリアは還元状態)

酸化状態への変化を考慮しても、その影響は顕著ではない可能性を示している。

# **「廃棄体定置方法および地下施設設計手法」 に関する調査の現状**

**概要：使用済燃料の形状を考慮した場合，現実的な定置方法はどのようなものか，また定置方法による処分坑道の大きさへの影響はどの程度かを調査する。**



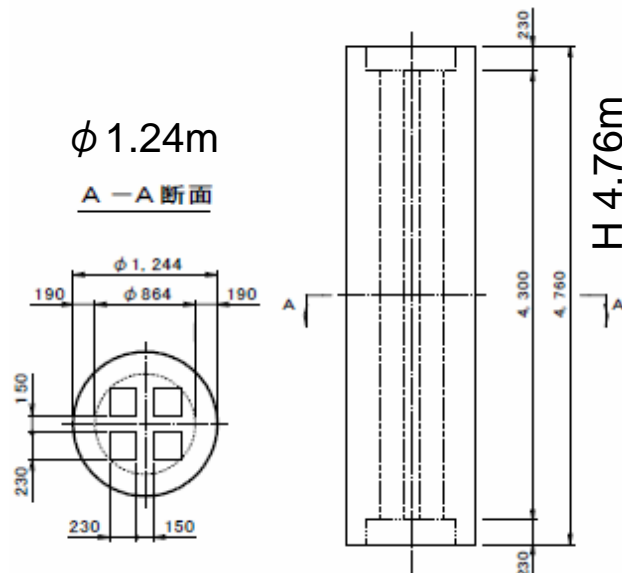
# わが国の直接処分検討例

(硬岩の場合:原子力委員会, 2004)



## キャニスター(4体収納)

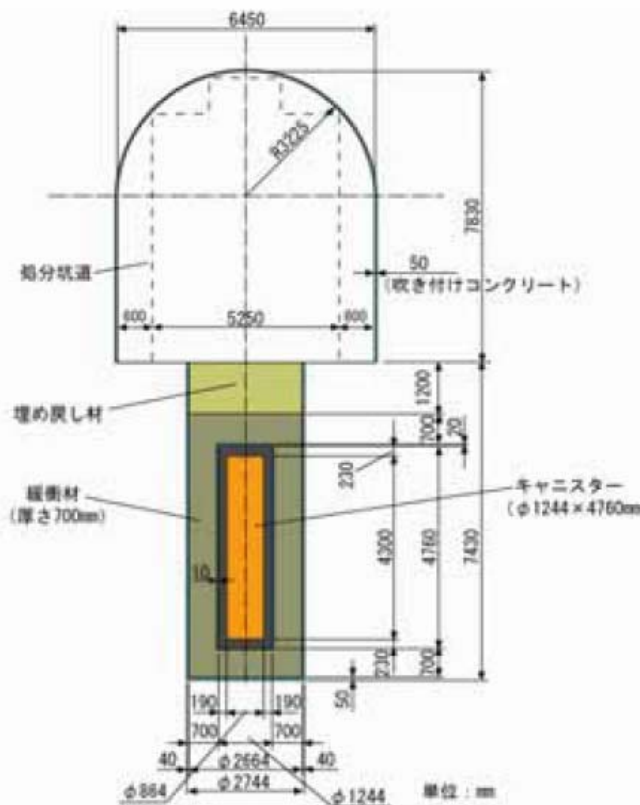
厚さ:190mm  
(蓋:230mm)  
材質:炭素鋼



(原子力委員会, 2004)

## 処分坑道・処分孔の仕様

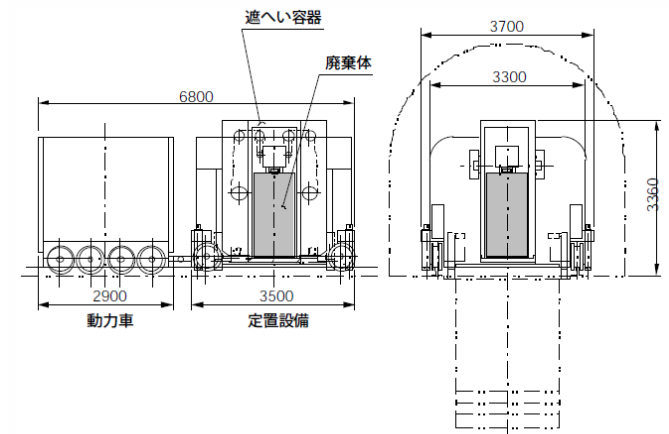
処分坑道:H7.8m, W6.5m  
処分孔:φ2.70m, H7.40m



(原子力委員会, 2004)

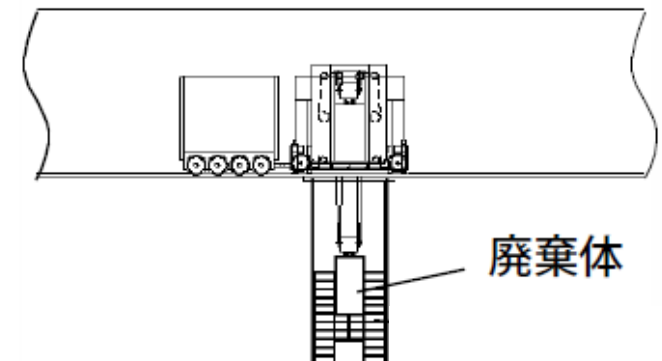
## 定置方法

縦置き運搬・定置(ガラス固化体と同様)



(核燃料サイクル開発機構, 1999)

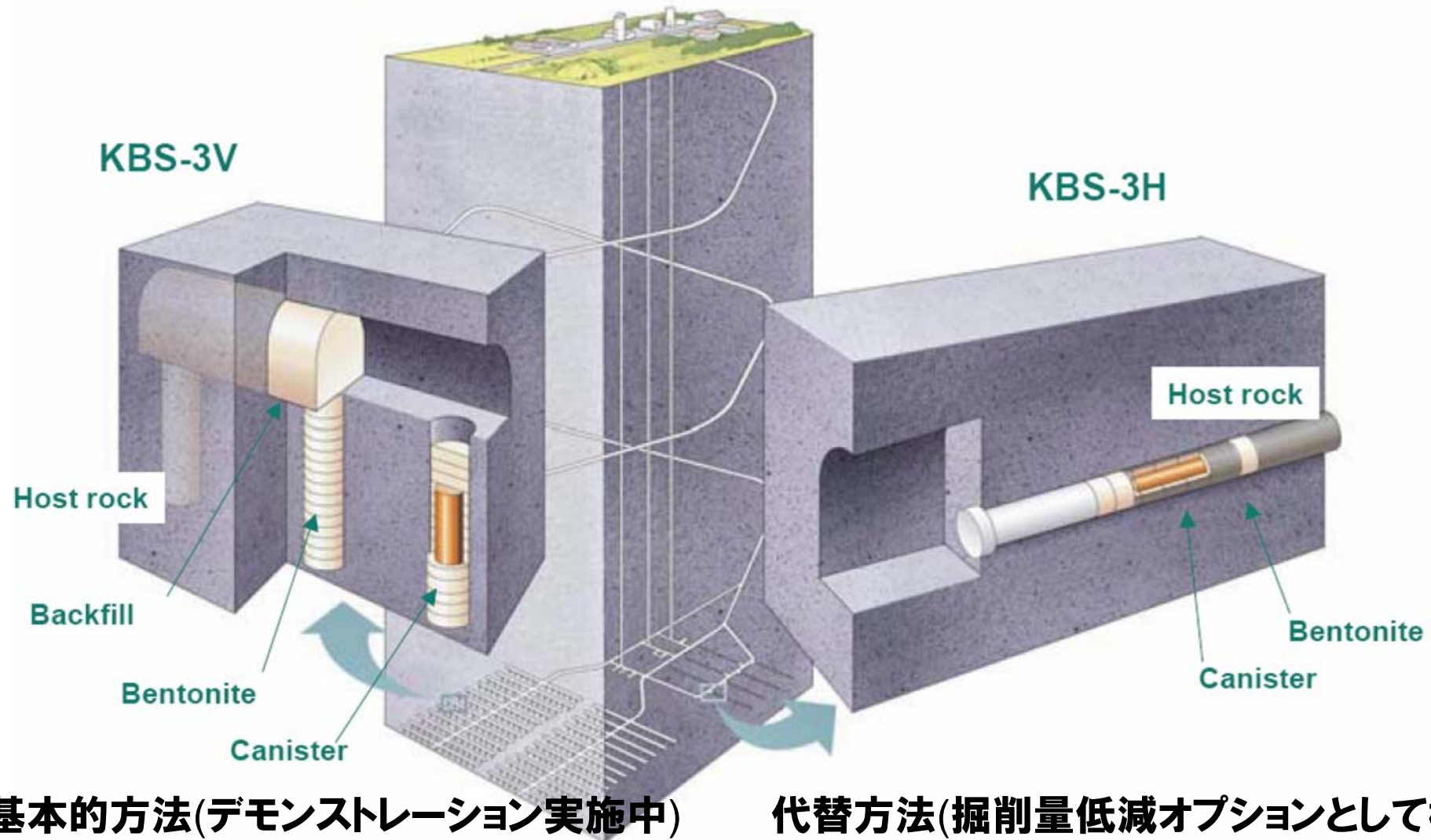
単位:mm



(核燃料サイクル開発機構, 1999)

# 2つの埋設方法(スウェーデン, フィンランド)

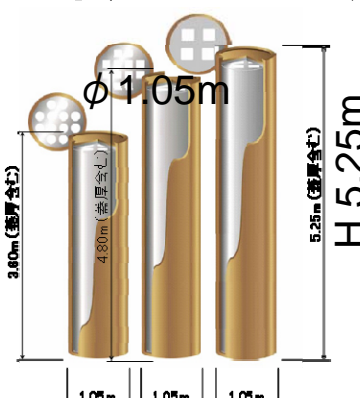
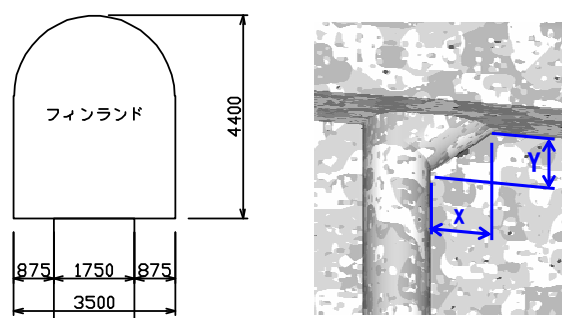


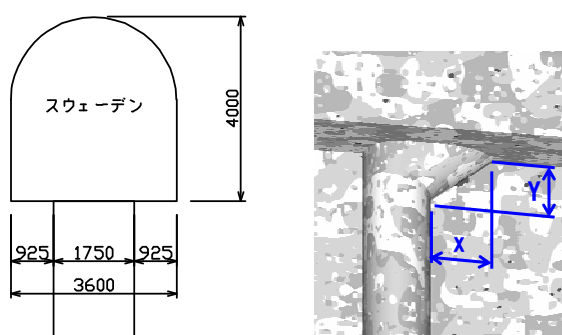
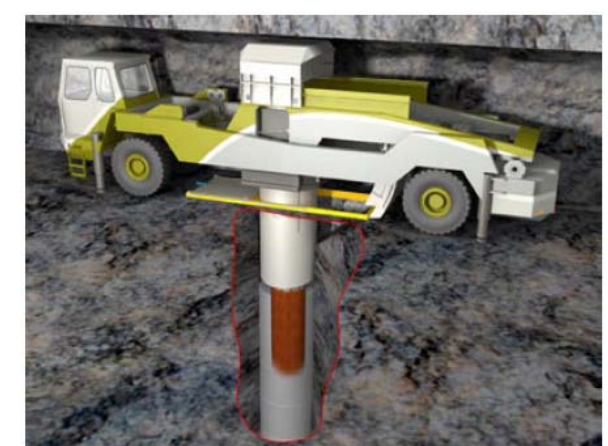
## KBS-3 disposal concept: two alternatives



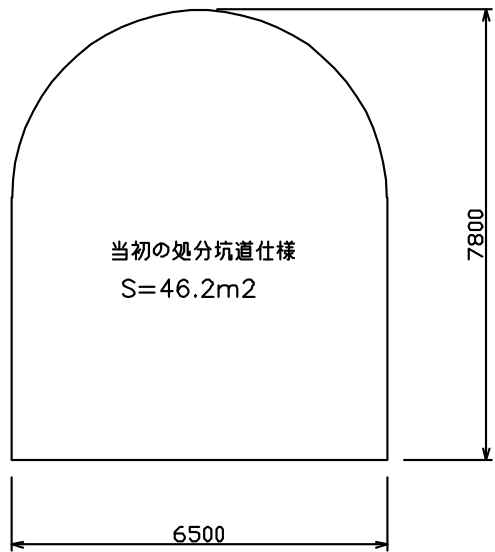
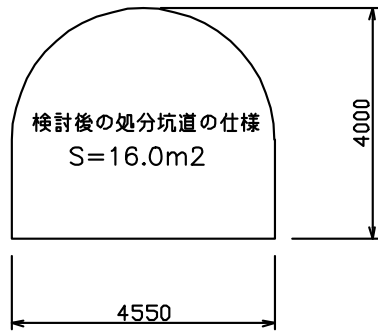
基本的方法(デモンストレーション実施中)

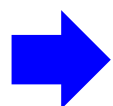
代替方法(掘削量低減オプションとして検討)

# 海外の直接処分検討例

種別	キャニスター	処分坑道・処分孔の仕様	運搬・定置方法
フィンランド(硬岩)	<p>厚さ:50mm (側部48mm) 外側:銅, 内側:鋳鉄</p>  <p>(Raiko, 2005に加筆)</p>	<p>処分坑道:H4.4m, W3.5m 処分孔:φ1.75m, H8.25m スロープ:X1.0m, Y1.0m</p> 	<p>横置き運搬・縦置き定置</p>  <p>(Saanio et al., 2007)</p>
スウェーデン(硬岩)	<p>厚さ:50mm 外側:銅 内側:鋳鉄</p>  <p>50 mm copper Estimated weight (kg): Copper canister 7,400 Insert 13,600 Fuel assemblies (BWR) 3,600 Total 24,600</p> <p>(Andersson, 2002)</p>	<p>処分坑道:H4.0m, W3.6m 処分孔:φ1.75m, H7.83m スロープ:X1.6m, Y1.2m</p> 	<p>横置き運搬・縦置き定置</p>  <p>(SKB, 2007)</p>

- 原子力委員会(2004)での仕様とフィンランド(POSIVA)やスウェーデン(SKB)の定置方法を参考に検討した結果の比較を以下に示す。

原子力委員会(2004)の仕様	検討後の仕様
<p>H=7.8m, W=6.5m, S=46.2m<sup>2</sup></p>  <p>当初の処分坑道仕様 S=46.2m<sup>2</sup></p>	<p>H=4.0m, W=4.6m, S=16.0m<sup>2</sup> ⇒左記断面積より約65%減少</p>  <p>検討後の処分坑道の仕様 S=16.0m<sup>2</sup></p> <p>(幅については、作業性を考慮してスウェーデンの仕様を参考に低減)</p>



硬岩系における処分坑道断面積は原子力委員会(2004)より約65%減少する可能性がある。



- 原子力機構は、基本的に国際共同研究などから得られる情報に基づき、使用済燃料の直接処分にとって重要な5課題のうち、「放射線分解や酸化還元フロント進展の挙動と影響」、「廃棄体定置方法および地下施設設計手法」の2課題について調査研究を進めた。
- その結果、前者についてはその影響は小さいこと、後者については処分坑道断面積を低減できることの見通しが得られた。今後さらにPOSIVAやSKBの動向を踏まえ詳細な調査、整理を行う。
- 残りの3課題についても上記2機関の動向を踏まえ実施する。  
なお、使用済燃料の種類、発生量等についての調査研究は経験を有する適切な関係諸機関が実施することが有効と考えられる。

- Andersson, C. G. (2002): “Development of Fabrication Technology for Copper Canisters with Cast Inserts—Status Report in August 2001”, TR-02-07
- 原子力委員会 新計画策定会議 技術検討小委員会 (2004): “基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書”
- Johnson, L. H. and Smith, P. A. (2000): “The Interaction of Radiolysis Products and Canister Corrosion Products and the Implications for Spent Fuel Dissolution and Radionuclide Transport in a Repository for Spent Fuel”, Nagra NTB 00-04
- Jonsson, M., Nielsen, F., Roth, O., Ekeröth, E., Nilsson, S. and Hossain, M. M. (2007): “Radiation Induced Spent Nuclear Fuel Dissolution under Deep Repository Conditions”, *Environ. Sci. Technol.*, 41, pp.7087-7093
- 核燃料サイクル開発機構 (1999): “わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—分冊2 地層処分の工学技術”, JNC TN1400 99-022
- Raiko, H. (2005): “Disposal Canister for Spent Nuclear Fuel—Design Report”, POSIVA 2005-02
- Saanio, T., Kirkkomäki, T., Keto, P., Kukkola, T. and Paiko, H. (2007): “Preliminary Design of the Repository - Stage 2”, Working Report 2006-94
- SKB (2007): “RD&D Programme 2007—Programme for Research, Development and Demonstration of Methods for the Management and Disposal of Nuclear Waste”, TR-07-12
- Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Corporation (2006): “Fuel and Canister Process Report for the Safety Assessment SR-Can”, SKB TR-06-22
- Swedish Nuclear Power Inspectorate (1996): “SKI SITE-94 : Deep Repository Performance Assessment Project”, SKI Report 96:36