

# 使用済燃料の直接処分概念に関する検討

平成16年8月10日

- ・ 目的

使用済燃料を再処理し、ウラン、プルトニウムを軽水炉あるいはF B Rで再利用するオプションと使用済燃料を再利用しないオプションとのコストを比較することが求められている。

本検討は、上記の比較評価に資するために、使用済燃料の直接処分に関する基礎的な情報、データを提供することを目的とする。

- ・ 検討内容

使用済燃料を直接処分する場合の概念を想定した上で、予備的な核種移行評価および直接処分のコスト試算を実施するとともに、不確定要素を整理する。

- ・ 前提条件

日本での直接処分に関する研究実績が無いため、研究、事業化が進んでいる海外事例等を参照

人工バリア、天然バリア等に関して、可能なものはガラス固化体処分研究成果を参照

- ・ 検討項目

核燃料サイクル開発機構による第2次取りまとめや海外事例を基に直接処分場の概念構築

直接処分場の仕様の設定

予備的な核種移行評価

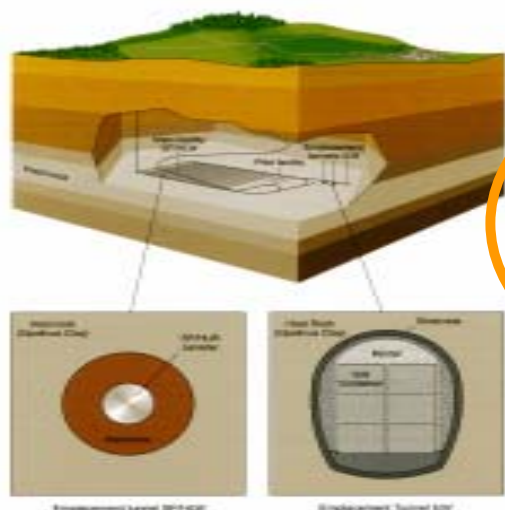
予備的な直接処分のコスト試算

# 直接処分に関する海外事例

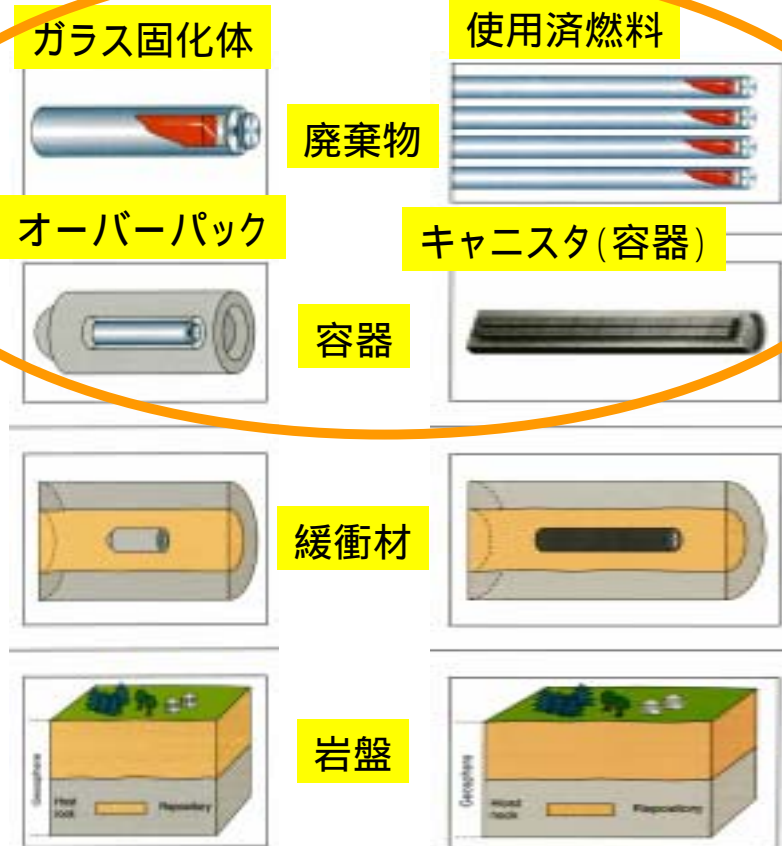
## 高レベル放射性廃棄物処分に関する各国の現状

	処分サイト	処分施設	処分廃棄物
国名	処分場の候補サイト 候補岩種	処分深度 処分場の規模	対象廃棄物 処分費用 処分量
	フィンランド ユーロヨキ自治体 オルキルオト 岩種: 結晶質岩	深度: 500m (基本ケース) 面積: 0.3km <sup>2</sup> 処分坑道延長距離: 13km (処分量 2,600t ベース)	使用済燃料 (BWR、VVER) 処分費用: 約8億5千万ユーロ (約1,006億円) (2,600t ベース) 既存原子炉40年運転を想定 処分量: 6,500t (ウラン換算) 新規原子炉追加を想定
	米国 ネバダ州ユッカマウンテン 岩種: 凝灰岩	深度: 200m ~ 500m 面積: 4.65km <sup>2</sup> 処分坑道延長距離: 69km	ガラス固化体 (国防用が主) 使用済燃料 (商業用が主: BWR・PWR他) 処分費用: 約575億US\$ (約6兆9,580億円) (使用済燃料が86,300t (ウラン換算)、ガラス固化体約22,000本を前提) 処分場における処分量: 70,000t (ウラン換算) (使用済燃料65,333t, ガラス固化体4,667t)
	スウェーデン オスカーシャム及び エストハンマル 岩種: 結晶質岩	深度: 400 ~ 700m 面積: 1 ~ 2km <sup>2</sup> 処分坑道延長距離: 45km	使用済燃料 (BWR、PWR) 処分費用: 約240億SEK (約3,359億円) (R & D, 輸送を除く) 処分量: 9,300t (ウラン換算)
	ドイツ ニーダーザクセン州 ゴアレーベン 岩種: 岩塩ドーム	深度: 840 ~ 1,200m 面積: 未定	ガラス固化体と使用済燃料 (PWR・BWR他) 処分費用: 未定 処分量: 24,000m <sup>3</sup>
	フランス サイトは未定 岩種: 未定	深度: 未定 面積: 未定	カテゴリーC廃棄物 (ガラス固化体) (PWR他) 処分費用: 未定 処分量: (処分対象廃棄物の1998年末の貯蔵量ガラス固化体1,630m <sup>3</sup> )
	スイス サイトは未定 岩種: 花崗岩 オパリナス粘土	深度: 400 ~ 1,000m 面積: 未定	ガラス固化体と使用済燃料 (BWR・PWR) 処分費用: 約44億SFr (約3,564億円) (内、建設14億4,000万SFr) 処分量: 4,412t (ウラン換算)
	日本 サイトは未定 (2002年公募開始) 岩種: 未定	深度: 300m以上 面積: 未定 処分坑道延長距離: 未定	ガラス固化体 (BWR・PWR) 処分費用: 約2兆9千億円 (4万本ベース) 処分量: ガラス固化体 4万本以上

# 処分概念(地層処分)



ガラス固化体と使用済燃料の地層処分において、多重バリアシステム(人工バリアと天然バリアの組合せ)という概念は共通である。その内容は、安定な地質環境の地下数百mに掘削した坑道内に、適切に人工バリアを施工(廃棄体を定置)するというものである



(スイスの例)

## 米国における高レベル放射性廃棄物の処分計画

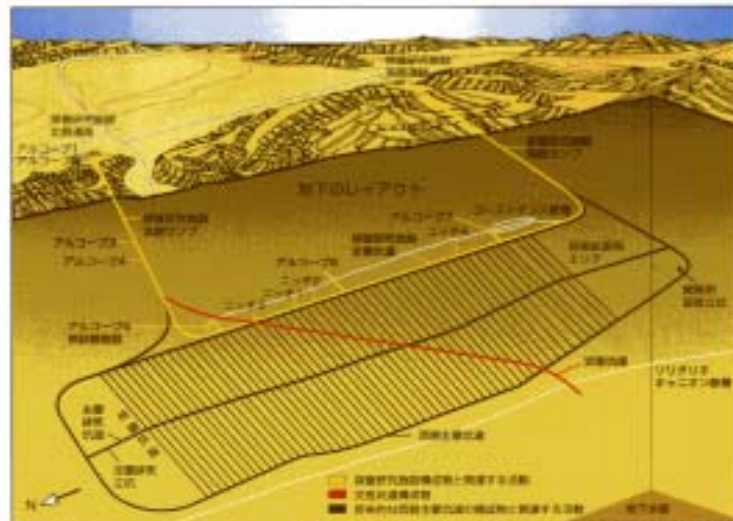
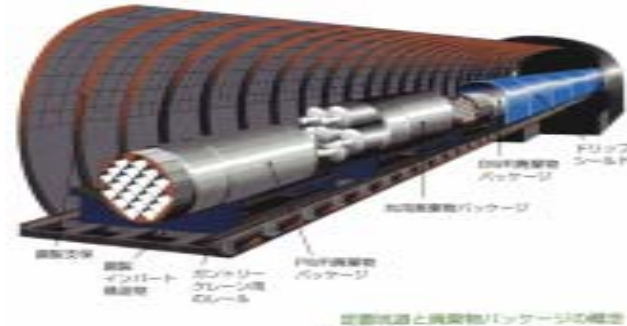
- ユッカマウンテンは砂漠地帯
- 処分場は地下水面より約300m上方に建設
- 外側が高ニッケル基合金、内側がステンレス鋼の2重構造の容器に封入
- 閉鎖後の1万年までの安全性評価<sup>1</sup>
- 再取り出し性の確保<sup>2</sup>

1 ネバダ州などによる訴訟についての連邦控訴裁判判決により、環境保護庁（EPA）規制での1万年の環境放射線防護規準遵守期間は無効とされ、エネルギー省（DOE）、EPA及び連邦会議が現在対応方法を検討中。

2 1982年放射性廃棄物政策法（1987年修正）使用済燃料の処分 第122条（抜粋）

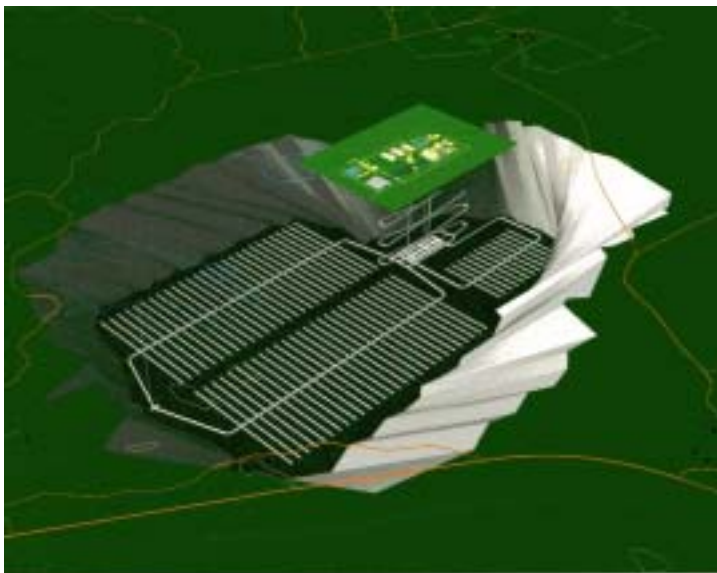
処分場は、いかなるものも、当該施設の妥当な操業期間中、住民の健康及び安全又は環境等に関する理由から、又は、かかる使用済燃料中の経済的に重要な含有物の回収を図る目的で、かかる処分場に定置された使用済燃料を再び取り出すことができるよう設計・建設されなければならない。

砂漠地帯であること、閉鎖後の強制換気システム設計等により処分廃棄体が高温でも処分可能であることと評価している。



ユッカマウンテンで検討されている処分場の概念図  
(国産放射性廃棄物プログラム・プラン第3版より作成)

## スウェーデンにおける高レベル放射性廃棄物 (使用済燃料) 処分計画



- ・ 地下約500mの結晶質岩中に使用済燃料を処分
- ・ 多重バリアシステム：キャニスタ、緩衝材（ベントナイト）および地層
- ・ 外側が銅製、内側が鋳鉄製の2重構造の容器に封入して処分
- ・ 処分は段階的に計画しており処分量の10%を処分技術の実証のために処分し、結果を評価した後、本格的に処分。



# 予備的な核種移行評価・コスト試算の方法

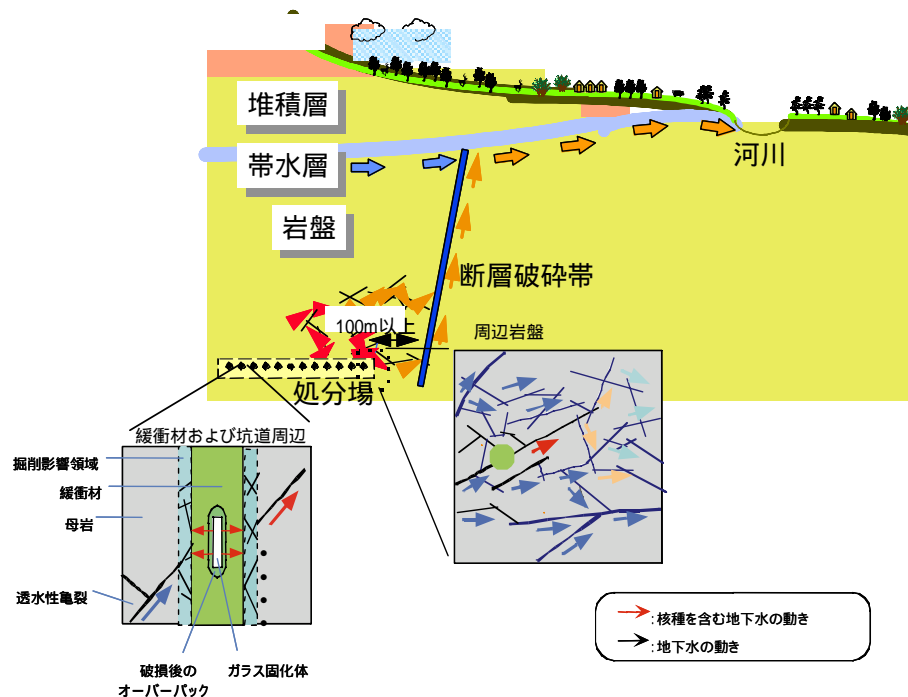


# 予備的な核種移行評価の手順(1)

本検討は、使用済燃料の直接処分を想定した場合について、人工バリアなどのシステム性能の成立性を核種移行評価(含む線量評価)の観点から予備的に検討し、あわせて不確定要素を洗い出すことを目的とする。

## 1.核種移行評価の概念(移行経路等)の設定

### 核種移行評価の概念(ガラス固化体の場合)



ガラス固化体からの核種溶出  
(本検討では使用済燃料からの核種溶出を考慮)

緩衝材中の核種移行

周辺岩盤(母岩)中の核種移行  
(処分場下流から断層までの100m)

断層破碎体中の核種移行  
(処分場深度から帯水層までの800m)

核種の河川への流入, 地表環境での核種移行および被ばく

## 予備的な核種移行評価の手順(2)

### 2.使用済燃料からの核種の溶出モードの設定

使用済燃料の模式図(スイスEN2002より)

「燃料ペレット中のクラック / 燃料棒内の隙間」等からの核種の瞬時溶出

「UO<sub>2</sub>マトリクス」の溶解に伴う核種溶出

「構造材」の溶解に伴う核種溶出

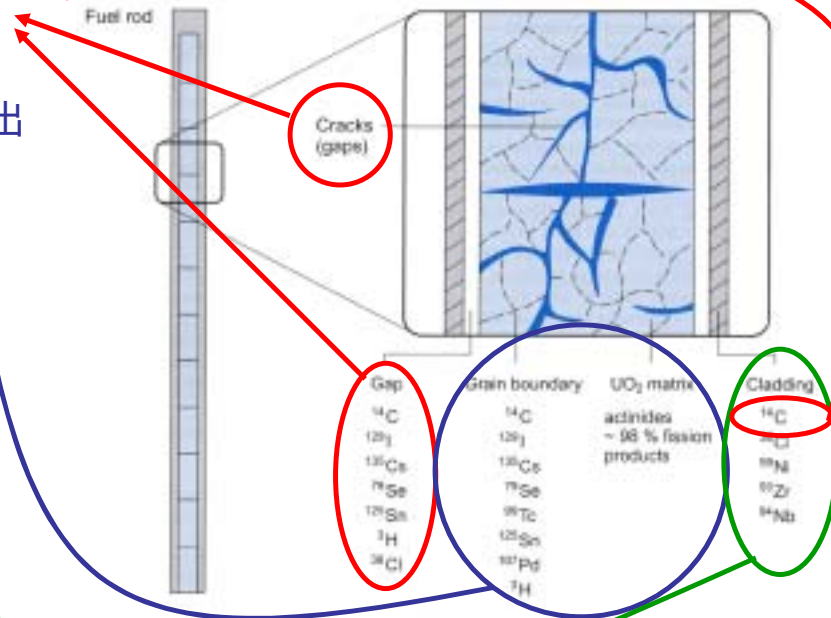


Fig. 4.5-2: Schematic illustration of the distribution of radionuclides within a fuel rod (based on Johnson & Tait 1997)

\* UO<sub>2</sub>マトリクス: 燃料ペレットの基質部 (UO<sub>2</sub>)

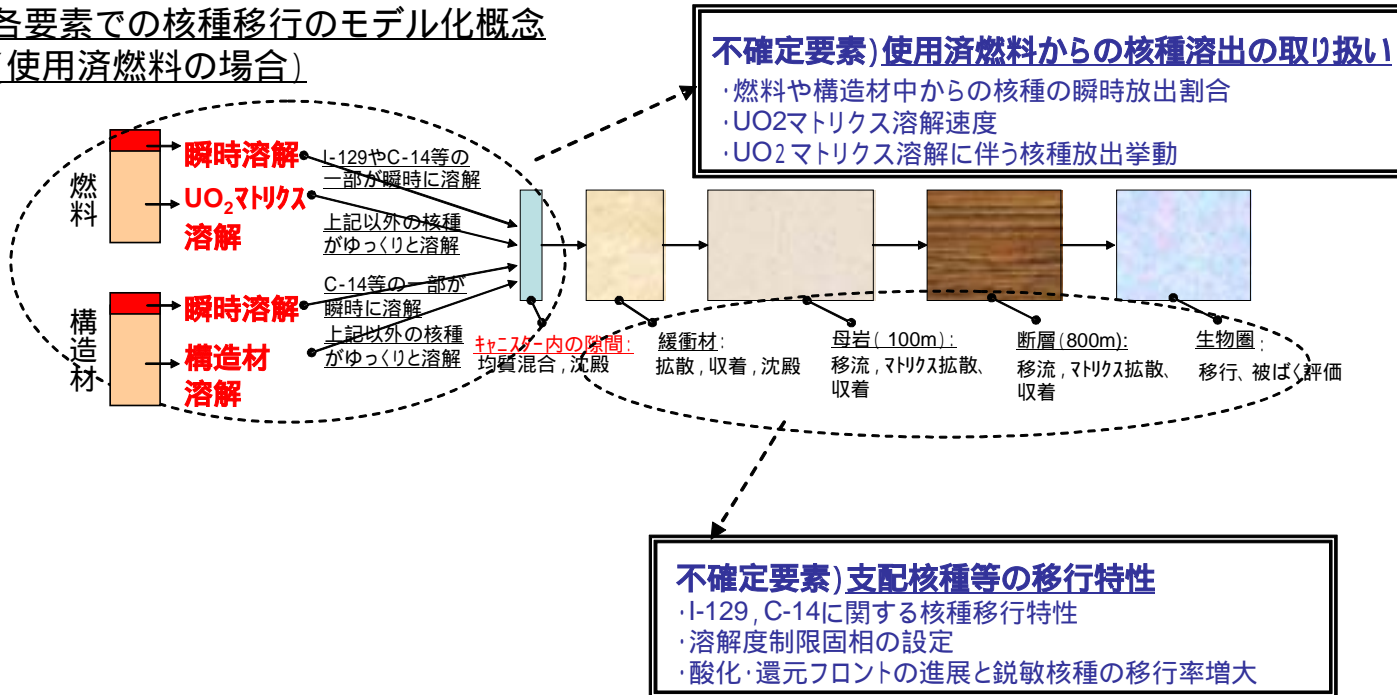
\* 構造材: 燃料ペレットを入れる被覆管

\* 瞬時溶解: 水との接触によりただちに水中に溶解すること

## 予備的な核種移行評価の手順(3)

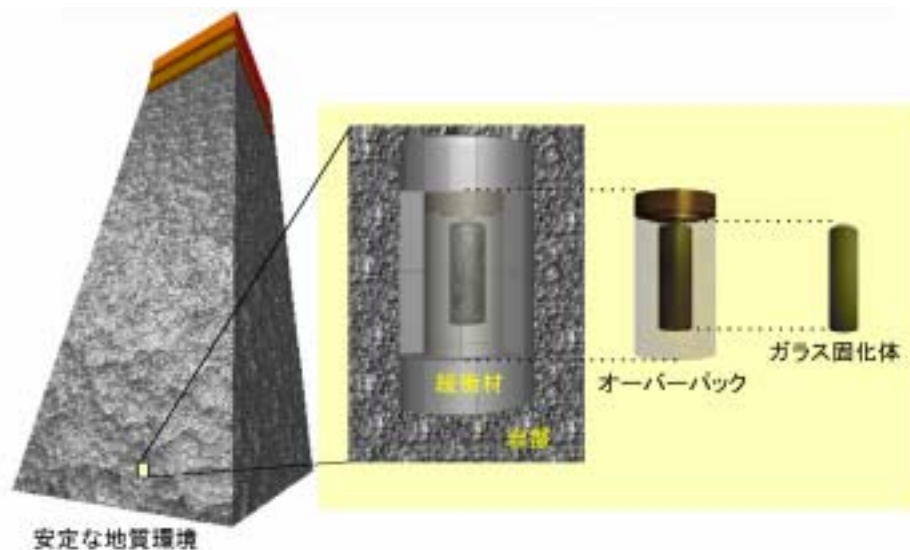
### 3.人工バリア中及び天然バリア中の核種移行のモデル化概念(移行挙動等)の設定

## 各要素での核種移行のモデル化概念 (使用済燃料の場合)

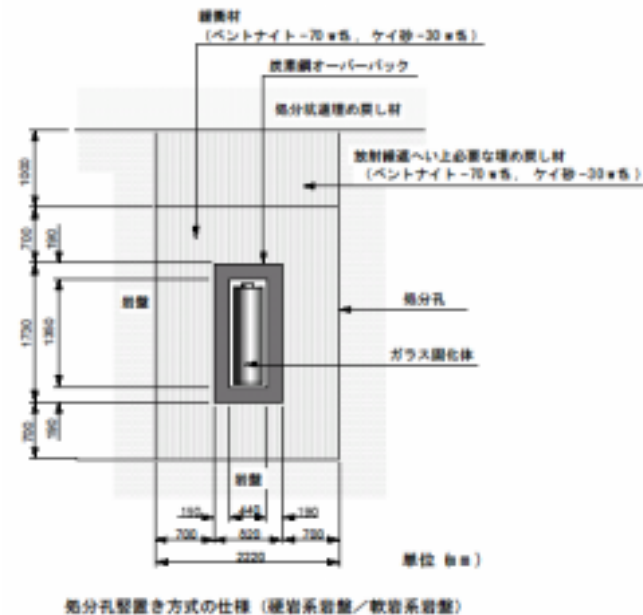


- 4.核種移行解析に用いるモデルの設定(核種の溶出モード、移行挙動等)
- 5.核種移行解析に用いるパラメータの設定(核種インベントリ、核種の各溶出モードのパラメータ、核種の移行特性等)
- 6.解析ケースの設定
- 7.解析の実施と解析結果のまとめ

## 参考: ガラス固化体処分の概念(1)



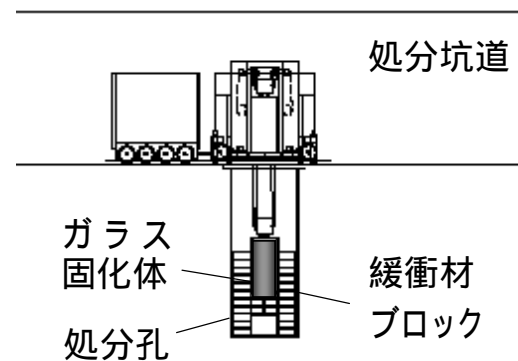
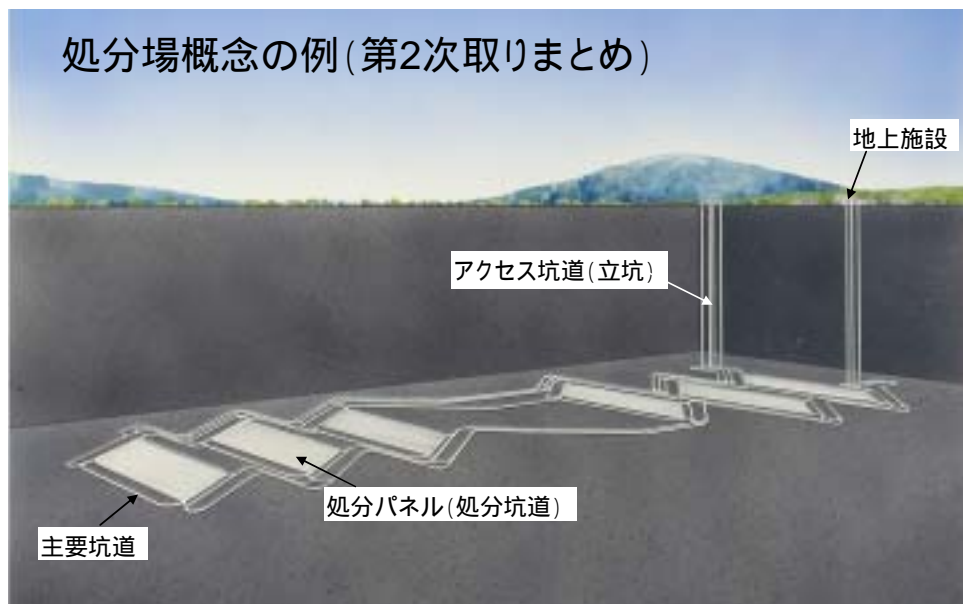
地層処分システムの構成要素  
(第2次取りまとめより)



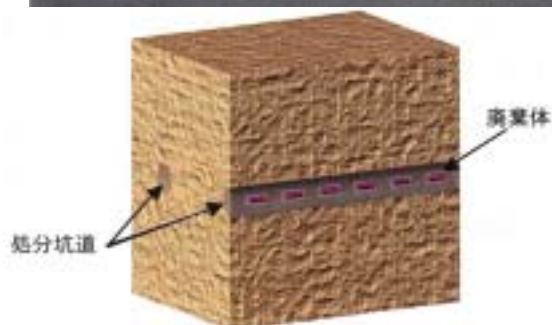
人工バリアの仕様例  
(第2次取りまとめより)

## 参考: ガラス固化体処分の概念(2)

処分場概念の例(第2次取りまとめ)



ガラス固化体定置作業概念  
(処分孔縦置き方式の例)  
(第2次取りまとめより)



処分坑道横置き方式



処分孔縦置き方式

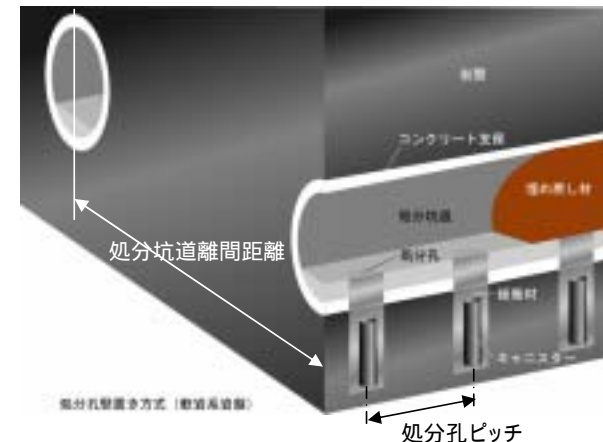
廃棄体定置概念例(NUMO-TR-04-01より)

# 予備的な直接処分のコスト試算の手順(1)

1. キャニスター仕様の設定  
SKBのKBS-3・PWR Type  
炭素鋼単体
2. 処分坑道、処分孔仕様の設定
  - － 軟岩・円形、硬岩・幌型を想定
  - － キャニスター定置装置寸法を考慮した設定(処分坑道)
  - － キャニスターノ緩衝材寸法、施工時クリアランス等を考慮した設定(処分孔)
3. 処分パネル仕様、パネルレイアウトの設定
  - － 緩衝材の制限温度及び空洞の力学的安定性を考慮した坑道離間距離、処分孔ピッチの設定  
(熱解析及び空洞安定評価の実施)
  - － ガラス固化体処分における検討に準拠した設定(パネル数、レイアウト等)

## 不確定要素) (1.～3.に対応)

- ・設計の精緻・詳細化
- ・臨界対策
- ・寸法増への対応  
(処分坑道、支保工等)
- ・キャニスター寿命(材質等)
- ・回収可能性 等



## 予備的な直接処分のコスト試算の手順(2)

### 4. 地上施設・設備，地下施設・設備，アクセス施設・設備等の設定

処分施設：総合エネルギー調査会中間報告や第2次取りまとめの考え方に基づき，インフラ施設，地上施設，地下施設を設定(下表参照)。

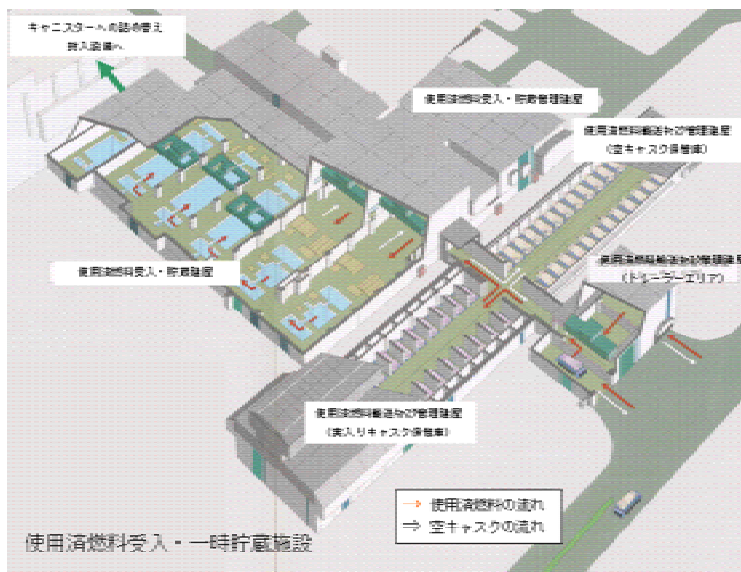
地上施設については，使用済燃料輸送・貯蔵容器を受け入れ，使用済燃料を取り出して一時保管する施設として，日本原燃料再処理施設の使用済燃料受入れ・貯蔵施設がほぼ能力的に同様と考え，同様の施設を想定する。また，使用済燃料をキャニスターへ装荷・封入する施設として，海外の事例等を参考に作業工程等を想定して施設仕様を設定する。(次頁概念図，作業工程概念参照)

	想定施設，設備
インフラ施設	岸壁クレーン等の港湾施設 港湾から処分場まで陸上輸送する専用道路，電源設備 等
地上施設	使用済み燃料を受け入れる施設／設備，キャニスターを封入する施設／設備 緩衝材・埋め戻し材製作施設，受変電設備 管理棟及び掘削ズリ捨て場 等
地下施設	アクセス坑道（キャニスター・緩衝材の搬送，換気・排水，人員・資材の運搬等） 処分孔，処分坑道，主要坑道 キャニスター／緩衝材用搬送・定置設備 等



### 予備的な直接処分のコスト試算の手順(3)

地上施設：使用済燃料受入・一時貯蔵施設，キャニスター装荷・封入施設の概念

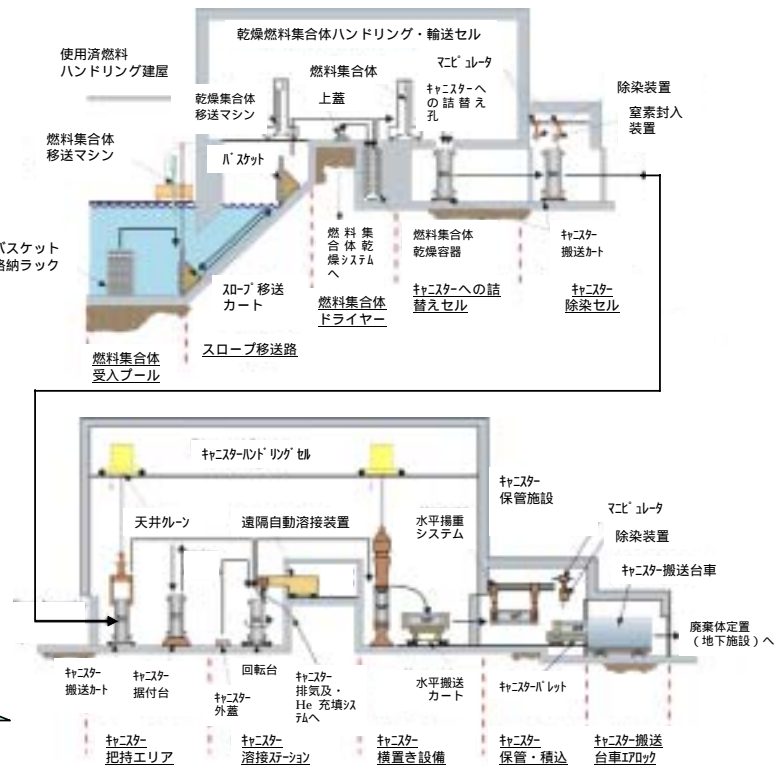


使用済み燃料受入・一時貯蔵施設概念図  
(JNFLパンフレットの使用済み燃料受入れ・貯蔵施設図を用いて作成)



**不確定要素)**

- ・施設、設備に関する設計の未実施
- ・保障措置やテロ対策
- ・燃料集合体の健全性対策 等



キャニスター装荷・封入施設で想定される作業工程概念  
【原典：Yucca Mountain Science and Engineering  
Report Rev 1 DOE/RW-0539-1】



# 予備的な直接処分のコスト試算の手順(4)

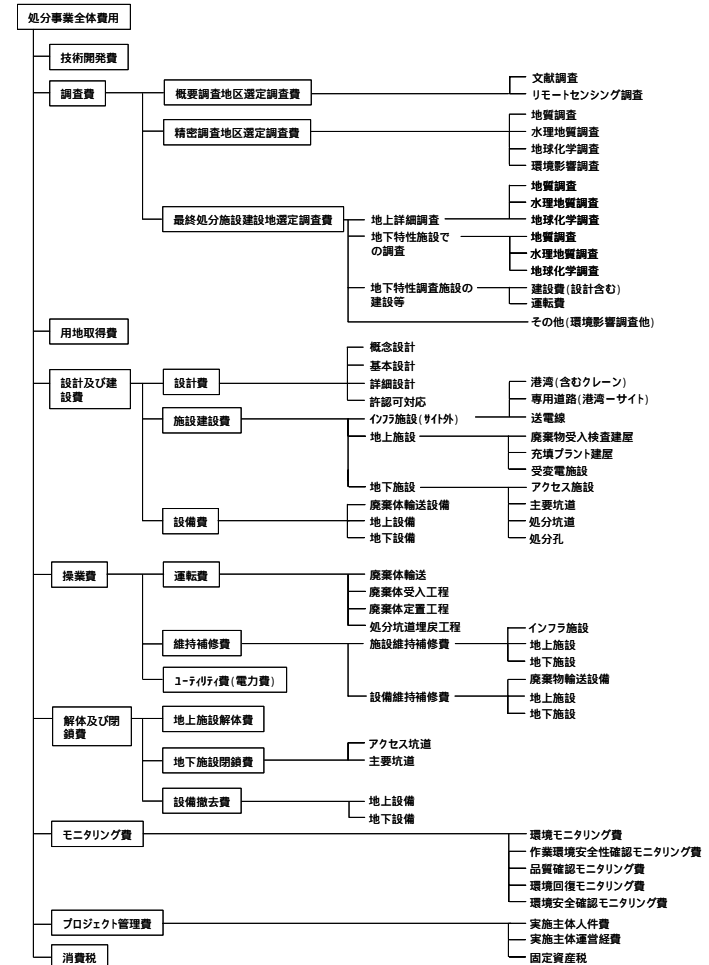
## 5. 事業スケジュールの設定

期間	内容
00年	実施主体設立
00～09年(10年間)	処分予定地の選定段階
10～24年(15年間)	サイト特性調査及び処分技術の実証段階
25～84年(60年間)	建設及び操業段階 ・建設開始：25年 ・操業開始：35年（使用済み燃料受入期間40年） ・操業終了：84年
85～94年(10年間)	解体・閉鎖段階
95～394年(300年間?)	閉鎖後管理（モニタリング）段階

**不確定要素)**

・モニタリング期間の設定 等

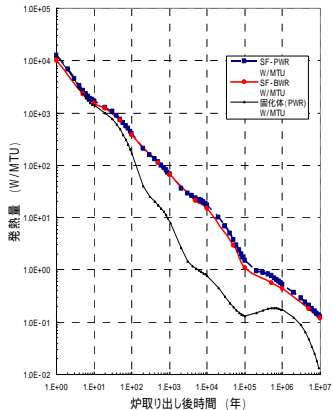
## 6. 対象とするコスト



## 使用済燃料直接処分における暫定的な仕様の設定

### (不確定要素)

- |   |   |  |
|---|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計の精緻・詳細化</li> <li>・施設、設備に関する設計の未実施</li> <li>・寸法増への対応（処分坑道、支保工等）</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・臨界対策</li> <li>・保障措置やテロ対策</li> <li>・モニタリング期間の設定</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料集合体の健全性対策</li> <li>・キャニスター寿命（材質等）</li> <li>・回収可能性 等</li> </ul> |
|---|---|--|

項目	ガラス固化体処分 (第2次取りまとめ)	使用済燃料直接処分	設定 (暫定値)	備考
燃料仕様 (燃焼条件等)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・日本原燃(株)固化体(PWR)をレファレンス。                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 濃縮度：4.5%</li> <li>- 比出力：38.0MW/MTU</li> <li>- 燃焼度：45 GWD/MTU</li> <li>- 運転日数：1184.21日</li> </ul> </li> </ul>	<p>【PWR】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・HLW処分と同様[1]                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 濃縮度：4.5%</li> <li>- 比出力：38.0MW/MTU</li> <li>- 燃焼度：45GWD/MTU</li> <li>- 運転日数：1184.21日</li> </ul> </li> </ul> <p>【BWR】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・9×9型燃料集合体の設定例[2]                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 濃縮度：3.7%（集合体平均）</li> <li>- 比出力：25.8MW/t</li> <li>- 燃焼度：45GWD/t（取出平均燃焼度相当）</li> <li>- 集合体当りのウラン金属重量：174kgU(B型相当)</li> </ul> </li> </ul> <p>本検討での設定 設定方法としては次のようなものが考えられる。 BWRとPWRの条件の厳しい方を代表させる。 両者の平均を取る 両方の評価を行う。 本検討では、発熱量が大きいこと、ガラス固化体処分での設定との整合を考慮して、<b>PWR燃料</b>とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PWR燃料</li> </ul> 	<p>発熱量のパラメータサーベイでBWRもカバーされる。</p>
原子炉から取出し後時間 (処分時期)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・54年を基本。（原子炉から取出し後4年後に再処理）</li> </ul>	<p>本検討での設定方法 原子炉取出し後54年（ガラス固化体処分と同様） 原子炉取出し後約90年（ガラス固化体処分時の発熱量と合せる） 本検討では、ガラス固化体処分と比較すること、を設定した場合に使用済燃料貯蔵期間延長になることから、<b>の原子炉から取出し後54年後の処分とする。</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉取り出し54年後分</li> </ul>	<p>同上</p>

項目	ガラス固化体処分 (第2次取りまとめ)	使用済み燃料直接処分	設定 (暫定値)
溶出開始時間 (容器破損時間)	・ 処分後1,000年 金属のオーバーバック(厚さ約190mm)が1,000年で全数破損する。	本検討での設定 ガラス固化体処分との整合を考慮し、本検討の核種移行評価ではガラス固化体処分で設定されている溶出開始時間(容器破損時間)として、処分後1,000年で全数破損とする。	・ 処分後1,000年
処分量	・ 32,000トン(ウラン換算) - ガラス固化体40,000本	本検討での設定 ガラス固化体処分で設定されている処分量と同等として、32,000トンとする。ただし、処分シナリオの検討結果との整合を必要とする。	・ 32,000トン
処分形態	・ 金属のオーバーバックにガラス固化体を封入。	[海外の処分形態] 海外の例として、スウェーデン・SKBの容器、スイス・Nagraの処分容器(キャニスター)の仕様を次に示す。 ・ SKB(KBS-3)[3][5] - BWR type: 使用済み燃料(燃料集合体) 12本を収納 - PWR type: 使用済み燃料(燃料集合体) 4本を収納  ・ Nagra[6] BWR typeおよびPWR typeがある。 - BWR type: 使用済み燃料(燃料集合体) 9本を収納 - PWR type: 使用済み燃料(燃料集合体) 4本を収納  本検討での設定 本検討では処分容器の設計作業は、海外における使用済み燃料の処分容器概念を参考として設定する。 : SKB KBS-3 PWR type 収納本数については要検討	・ SKB KBS-3 PWR type
処分容器の仕様 *ここでの仕様は、外側金属層を対象とする。	[オーバーバック仕様] 溶出開始時間(破損時期)を1,000年とし、炭素鋼をレファレンスとして試設計を実施。 - 炭素鋼厚さ190mm	本検討での設定 [キャニスター仕様] キャニスターの外側金属層(SKBS-3の銅50mm部分)については、ガラス固化体処分のオーバーバック仕様に準じて、材質を炭素鋼、厚さを190mmに設定する。 *燃料集合体を保持する部分については、SKBのKBS-3・PWR typeの仕様とする。	・ 材質: 炭素鋼 ・ 厚さ: 190mm

項目	ガラス固化体処分 (第2次取りまとめ)	使用済み燃料直接処分	設定 (暫定値)
人工バリアの構成要素	<ul style="list-style-type: none"> <li>人工バリアの構成要素 <ul style="list-style-type: none"> <li>オーバーバック</li> <li>緩衝材</li> </ul> </li> </ul> <p>[緩衝材仕様] 第2次取りまとめにおける仕様を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>材料：ベントナイト70wt%，ケイ砂30wt%</li> <li>厚さ：700mm (オーバーバック周囲に均等設置)</li> <li>密度：1.6Mg/m<sup>3</sup></li> </ul> <p>*その他物性は第2次取りまとめ参照。</p>	<p>本検討での設定 [人工バリアの構成要素] <u>人工バリアの構成要素としては</u> <u>・キャニスター</u> <u>・緩衝材</u> とする。</p> <p>[緩衝材仕様] <u>ガラス固化体処分と同様とする。</u> ：材料 ベントナイト70wt%，ケイ砂30wt% ：厚さ 700mm (キャニスター周囲に均等設置) ：密度 1.6Mg/m<sup>3</sup></p>	<p>[人工バリアの構成要素] ・キャニスター ・緩衝材</p> <p>[緩衝材仕様] ・材料： ベントナイト70wt% ケイ砂30wt% ・厚さ：700mm (キャニスター周囲に均等設置) ・密度：1.6Mg/m<sup>3</sup></p>
処分場の概念	<p>[岩種および深さ] ガラス固化体処分では、次を設定 - 硬岩系岩盤：1,000m - 軟岩系岩盤：500m</p> <p>[定置方式] ガラス固化体処分では、次を設定 - 縦置き - 横置き ガラス固化体処分費用（拠出金の算出）では、縦置きでの費用を用いている。</p>	<p>本検討での設定 [岩種および深度] 処分概念の設定としては、以下の方法が考えられる。 ガラス固化体処分と同じ硬岩系/1,000m，軟岩系/500mの両者を設定する。 ガラス固化体処分費用算出におけるコストの高い方（軟岩系）とする。 温度条件として厳しい方（硬岩系）とする。 ；第2次取りまとめの設定：地表温度15℃，温度勾配3℃/100m ここでは、ガラス固化体処分費用（拠出金）の試算で硬岩系の場合と軟岩系の場合の平均した値を用いていることから として、 <u>：硬岩系 / 1,000mおよび軟岩系 / 500m</u> <u>を設定する。</u></p> <p>[定置方式] 定置方式に関しては、<u>ガラス固化体処分コストとの整合をとるため縦置き方式を設定する。</u> ：縦置き</p>	<p>[岩種および深度] ・硬岩系 / 1,000m ・軟岩系 / 500m</p> <p>[定置方式] ・縦置き</p>

#### 参考文献

- [1]核燃料サイクル開発機構：“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 (1999)
- [2]“沸騰水型原子炉に用いられる9行9列型の燃料集合体について”，原子炉安全基準専門部会報告書，平成6年3月3日 原子力安全委員会了承
- [3] SKB: SR 97 Waste, repository design and sites, SKB TR-99-08 (1999)
- [4] “原子力図面集”，電気事業連合会HomePageより
- [5] Andersson C-G: Development of fabrication technology for copper canisters with cast inserts. Status report in August 2001, SKB TR-02-07 (2002)
- [6] Nagra: Project Opalinus Clay. Safety Report. Demonstration of disposal feasibility for spent fuel, vitrified high-level waste and long-lived intermediate-level waste (Entsorgungsnachweis), NTB 02-05 (2002)
- [7]核燃料サイクル開発機構：“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 (1999)