

# 参 考 资 料

## 参考資料リスト

- 参考資料 1 「基本的考え方」の概要
- 参考資料 2 - 1 放射性廃棄物の全体概要
- 参考資料 2 - 2 長半減期低発熱放射性廃棄物の特徴
- 参考資料 2 - 3 長半減期低発熱放射性廃棄物の推定発生量
- 参考資料 2 - 4 長半減期低発熱放射性廃棄物の放射性物質濃度
- 参考資料 3 「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について」(平成 16 年 6 月、原子力安全委員会了承)の概要
- 参考資料 4 これまでの長半減期低発熱放射性廃棄物処理・処分の検討経緯等
- 参考資料 5 - 1 安全評価の中での相互影響因子の位置付け
- 参考資料 5 - 2 併置処分における相互影響因子の取り扱い
- 参考資料 5 - 3 相互影響範囲の評価に用いた地質環境条件
- 参考資料 5 - 4 相互影響因子(「熱」)の影響範囲の評価
- 参考資料 5 - 5 相互影響因子(「有機物」)の影響範囲の評価
- 参考資料 5 - 6 相互影響因子(「硝酸塩」)の影響範囲の評価
- 参考資料 5 - 7 相互影響因子(「高アルカリ性地下水」)の影響範囲の評価

- 参考資料 5 - 8 相互影響因子の影響範囲の評価結果
- 参考資料 5 - 9 相互影響因子の影響範囲の時間的变化
- 参考資料 5 - 1 0 長半減期低発熱放射性廃棄物の処分施設設計（軟岩系岩盤）の一例
- 参考資料 5 - 1 1 併置処分が調査、建設、操業、閉鎖、管理等の工程等を与える影響
- 参考資料 5 - 1 2 諸外国における高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体・使用済燃料）と長半減期低発熱放射性廃棄物の地層処分の状況
- 参考資料 5 - 1 3 スイスにおける高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体・使用済燃料）と長半減期低発熱放射性廃棄物の併置処分概念図
- 参考資料 5 - 1 4 仏国における高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体・使用済燃料）と長半減期低発熱放射性廃棄物の併置処分概念図
- 参考資料 6 - 1 仏国 C O G E M A 社再処理工場での低レベル廃液の処理の概要
- 参考資料 6 - 2 ビチューメン固化体と低レベル放射性廃棄物ガラス固化体の比較
- 参考資料 6 - 3 低レベル放射性廃棄物ガラス固化体の処分概念
- 参考資料 7 - 1 「基本的考え方」に示された主な技術開発課題に対する「第2次 T R U レポート」における取組状況
- 参考資料 7 - 2 「第2次 T R U レポート」における今後の技術開発の概要

# 「基本的考え方」(注)の概要

## (背景)

再処理施設やウラン-プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料加工施設からは、その操業・解体に伴い超ウラン核種を含む放射性廃棄物が発生する。

これらに含まれる放射性核種の濃度は、放射性物質が付着した紙タオル等のような低いものから、使用済燃料を切断して硝酸に溶解した後の被覆管の断片等(ハル・エンドピース)といった比較的高いものまで幅広い範囲に及んでいる。

さらに、「R1:研究所等廃棄物」のうちアルファ核種濃度が一応の区分目安値(1GBq/t)を超えるものについては、超ウラン核種を含む放射性廃棄物の処分方策に準じて基準等の整備を順次実施する必要があるとされている。

原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会は、これらの廃棄物を対象として、既存の処分方策を参考にしつつ、当該廃棄物の特徴を踏まえた安全かつ合理的な処分の基本的考え方について検討を行った。

## (処分方策の検討に当たっての考え方)

放射性廃棄物処分の基本的考え方

- ・放射性廃棄物の処分にあたっては、廃棄物に含まれる放射性核種が生活環境に対して影響を及ぼすことを防止することが必要である。
- ・このためには、処分方法に適した形態に処理した後、放射性物質(放射線)の影響が安全上支障のないレベルになるように処分することが基本となる。

我が国でこれまでに検討されてきた処分方法

- ・低レベル放射性廃棄物の管理処分(浅地中トレンチ処分、浅地中ピット処分、余裕深度処分)及び高レベル放射性廃棄物の地層処分対象廃棄物の処分方法の考え方
- ・共通の性状を有するものについては共通の処分概念に集約することにより、処理処分の安全確保の実効性を高めることができると考えられる。
- ・また、異なる施設から発生する廃棄物についても、処分概念を共有することが可能になれば、処分費用などの点で一層合理的な対応ができるようになると考えられる。
- ・このような観点から、当該廃棄物についてこれまで示されてきている処分方法の適用可能性を検討した。

## (各処分方法の適用可能性について)

これまで示されてきている処分方法の適用可能性を検討

- ・当該廃棄物のうち放射性核種の濃度が比較的低いものについて、浅地中ピット処分(浅地中のコンクリートピットへの処分)あるいは余裕深度処分(一般的であると考えられる地下利用に対して十分余裕を持った深度:例えば50~100m)への処分の適用可能性について検討(被ばく線量の試算等)し、これらの処分概念により処分できるものが比較的多く存在し処分を適用できる可能性があると考えられる。対象廃棄物のうちアルファ核種濃度が一応の区分目安値(原子炉施設から発生する放射性廃棄物の浅地中ピット処分の埋設濃度上限値:1GBq/t)を大きく超えないものについては、余裕深度への処分を適用できる可能性がある。
- ・アルファ核種濃度一応の区分目安値を超える全ての廃棄物(ハル・エンドピース等)及びベータ核種であるI-129の濃度が高い廃棄物(廃銀吸着材)については、処分施設概念及び当該廃棄物の特徴を考慮(適切に分類し各々のグループの特性に応じた人工バリアを構成、比較的大きな地下空洞内にまとめて処分)した被ばく線量試算結果から、地層処分の安全を確保することが可能であると考えられる。

技術開発課題について

- ・処分施設設計の合理化・詳細化と安全評価の信頼性向上に役立つ、対象廃棄物処分に特有な現象(充填材等にされるセメントの変質、アルカリ性による緩衝材や岩石への影響、廃棄物に含まれる硝酸塩の影響、金属等の腐食によるガス発生)の解明
- ・処分の合理化と安全性向上に役立つ、廃棄体によるよう素の閉じ込め性能向上を目指す研究
- ・廃棄体に関するデータベースの整備充実及び廃棄体の品質管理・検認手法の整備

## (事業の責任分担と諸制度の整備)

責任分担の在り方と実施体制

- ・当該廃棄物は、廃棄物の発生に関わる者の責任(「発生者等」)において処分を実施。
- ・処分事業を行う者は、処分の安全な実施及び長期の処分場管理を行うに十分な技術的、経済的能力が要求されるほか、処分の安全確保に関する法律上の責任を負う。
- ・国は安全基準・指針の制度などを図り、厳正な規制を行うとともに、廃棄物の管理や処分を安全かつ合理的に実施するよう、関係法令に基づき事業者への指導監督などの必要な措置を講じる。なお、地層処分が適当と考えられる廃棄物については、より安全かつ合理的な処分の実施に向けての研究開発や処分費用確保の検討を進めつつ、将来的には高レベル放射性廃棄物の地層処分を考慮し、合理的な対応が行われる必要がある。

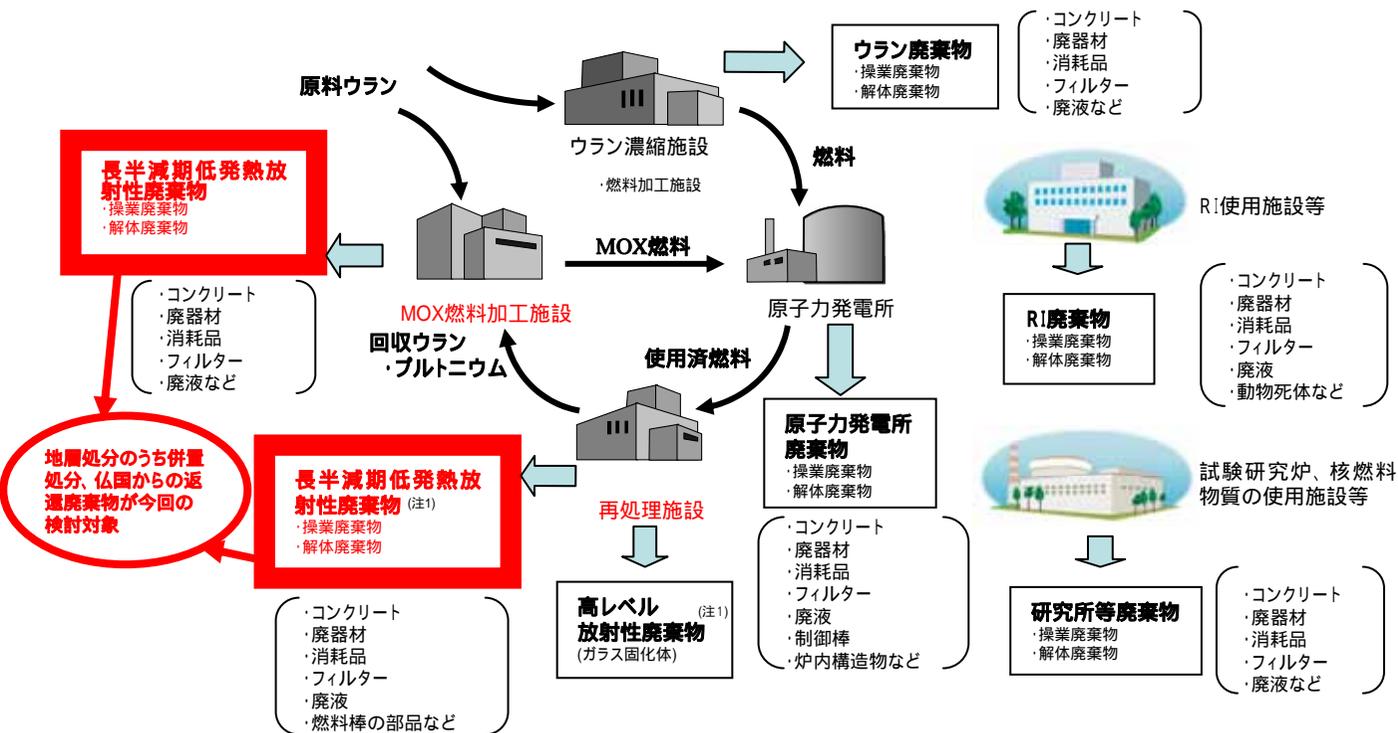
今後の放射性廃棄物全体の処分計画、再処理施設の運転開始スケジュール等を踏まえ、

- ・当該廃棄物の発生者等や処分事業を行う者は、廃棄物の区分及び物量を明確にして合理的積算を行った上で適正な処分費用を確保しなければならない。国は処分費用の確保に必要な諸制度の検討を行う必要がある。
- ・国は安全規制や安全基準などについて検討し、R1廃棄物は原子炉等規制法と整合性を図りつつ関係法令を整備する必要がある。放射性廃棄物全体の処分計画を踏まえた的確で分かりやすい情報を積極的に提供することが不可欠である。処分事業の各段階において必要とされる情報を分かりやすく提供できる体制を整える必要がある。

(注)「基本的考え方」:「超ウラン核種を含む放射性廃棄物の処理処分の基本的考え方について」(平成12年4月、原子力委員会決定)

# 放射性廃棄物の全体概要

放射性廃棄物は、原子力発電所や再処理施設、ウラン濃縮・燃料加工施設などの核燃料サイクル施設、医療機関や研究機関等の操業や廃止措置に伴い発生。



(注1)海外からの返還廃棄物を含む

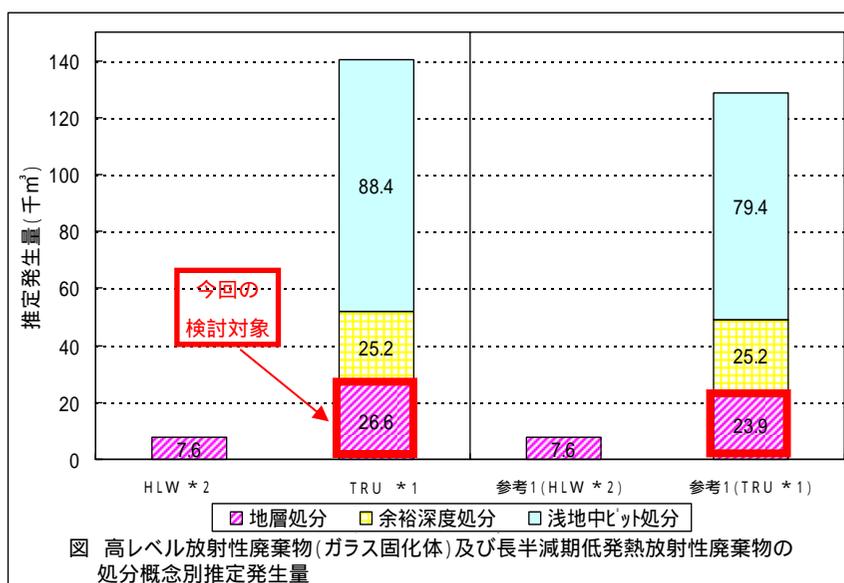
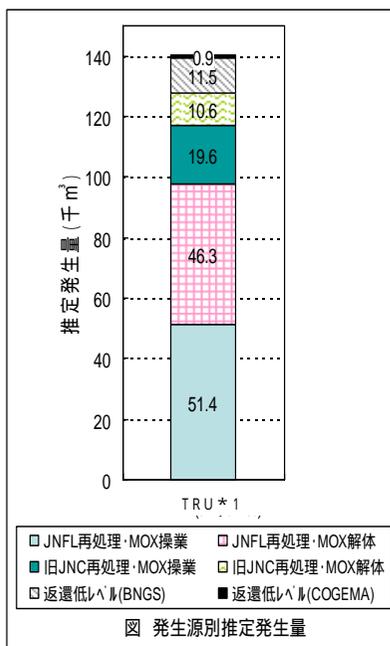
# 長半減期低発熱放射性廃棄物の特徴

処分方法	地層処分		余裕深度処分・浅地中処分	
	ハル	エンドピース	濃縮廃液等	難燃性廃棄物 ゴム手袋 不燃性廃棄物 工具 金属配管
概要				
廃棄体イメージ	(例)	(例)	(例)	(例)
特徴	<ul style="list-style-type: none"> <li>発熱量が比較的大</li> <li>C-14を含む</li> <li>有機物を含む</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>I-129を含む</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>硝酸塩を含む</li> </ul>	-

[出典:「第2次TRUレポート」より]

# 長半減期低発熱放射性廃棄物の推定発生量

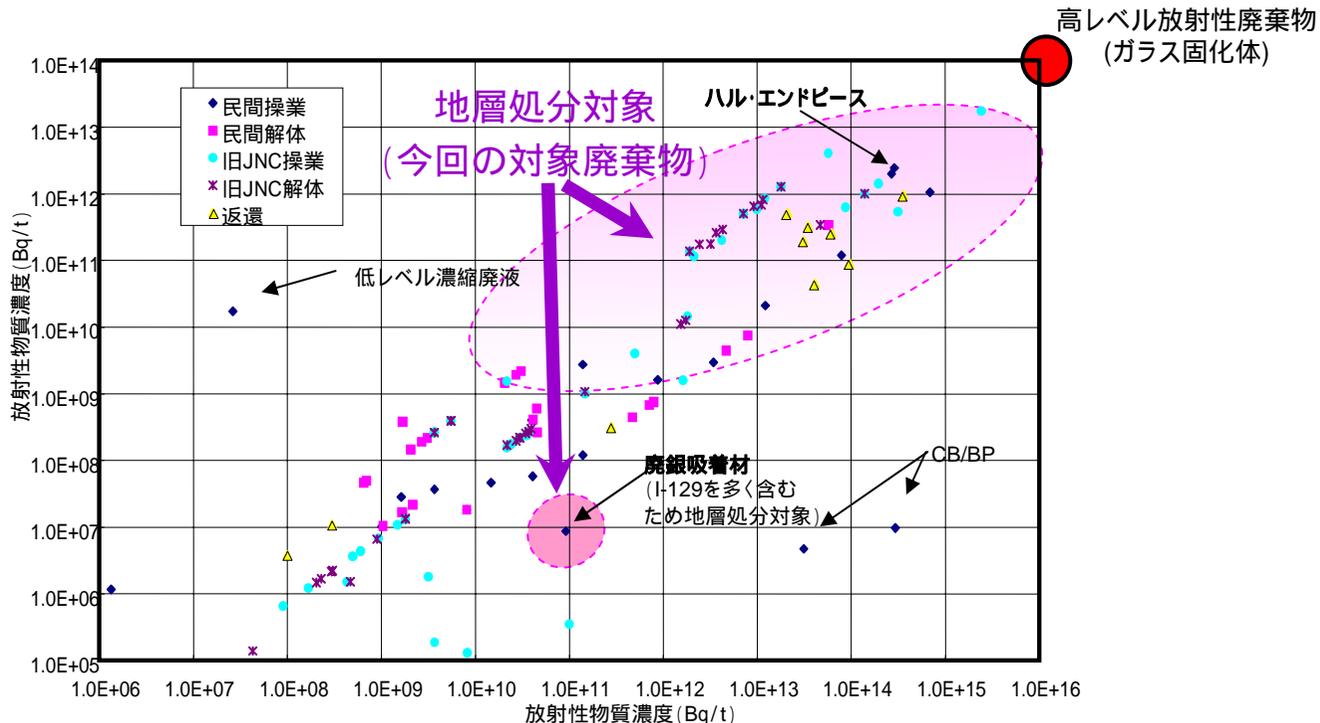
発生源別及び処分概念別の廃棄物発生量を下図に示す。



\*1: 長半減期低発熱放射性廃棄物  
 \*2: 高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)  
 参考1: 英国 BNGSの低レベル放射性廃棄物の高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)への交換、仏国COGEAMAのピチューメン固化体の低レベル放射性廃棄物ガラス固化体へ変更の場合

[出典:「第2次TRUレポート」より]

# 長半減期低発熱放射性廃棄物の放射性物質濃度



	単位	高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)	地層処分長半減期低発熱放射性廃棄物 (核種濃度1GBq/t以上)
放射線物質濃度	Bq/t	:約1.0E+16, :約1.0E+14 <sup>*1</sup>	:1.7E+14, :4.0E+11 <sup>*3</sup>
総放射線物質質量	Bq	:約2.0E+20, :約2.0E+18 <sup>*2</sup>	:1.7E+19, :3.9E+16
発熱量	W/本	2,300 <sup>*1</sup>	61(JNFLハル・エンドピース)

注) JNFL: 日本原燃  
 旧JNC: 旧核燃料サイクル開発機構  
 CB: チャンネルボックス  
 BP: バーナブルポイズン

\* 1: (財)原子力環境整備促進・資金管理センター 放射性廃棄物ハンドブック(平成17年度版)より  
 \* 2: 放射線物質濃度から、ガラス固化体重量: 約500kg/本、発生量: 40,000本として算出  
 \* 3: 総放射線物質質量を地層処分対象廃棄体の総重量: 約98,000tonで除して算出

[出典: 「第2次TRUレポート」より]

# 「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について」(平成16年6月、原子力安全委員会了承)の概要

## (背景)

放射性廃棄物の処分に係る安全規制にあたっては、他の原子力施設の安全規制と異なり、放射線防護上の管理を基本的に実施しない管理期間終了後においても安全が保たれるかどうかという、長期的安全確保について特段の注意を払う必要がある。

各種の性状の放射性廃棄物処分の安全規制に共通する基本的考え方を示すべく審議を行い、低レベル放射性廃棄物から高レベル放射性廃棄物処分の安全規制を考える上で共通する重要事項を取り上げ、世界的動向を参考にしつつ、我が国の今後の検討の方向性を示す。

## (安全規制における共通的な重要事項について)

各廃棄物の処分方法に対応した安全確保の要件、それに対応した安全評価手法を整備していく必要がある。

処分の対象となる放射性廃棄物には、核種の種類や放射能濃度に大きな幅がある。種々の廃棄物の処分には、その特徴を踏まえた処分方法を選択することが重要である。

安全評価の対象となる期間が、処分場の管理期間や通常の原子力施設に比べて非常に長いことが特徴である。

安全評価にあたっては、極めて多様な自然現象や人為的事象等が関与する可能性に加えて、長期ゆえに派生する不確かさを考慮した検討が必要である。

## (管理期間終了後における安全評価シナリオ)

安全評価シナリオは、設定される評価経路と対応する評価モデル及び評価パラメータによって構成される。

自然過程を介して人間生活に影響を及ぼす経路を想定するシナリオ(例:地下水シナリオ、地震・断層、火山、隆起・浸食作用)と、人為過程を介する経路(不注意による人の行為)を想定するシナリオとに分けて考える。

シナリオ想定に際しては、安全裕度を十分に見込む配慮が必要。また評価期間が長いことに伴い派生する不確実性も考慮する必要。不確実性を考慮した安全評価には、リスク論的考え方に基づく手法がある。

リスク論的考え方に基づく安全評価手法には、確率と影響の程度との積の総和をとる統合アプローチと、発生の可能性に応じて解析を行い、その結果を個別に評価するという線量/確率分解アプローチというものが国際放射線防護委員会で提案されている。

複数のバリアを物理的及び機能的に適切に組み合わせることによるシステム全体の安全裕度を考慮するという考え方が国際的に提案されている。

わが国においても、その適用の方法や有効性について検討しておくことが重要と考えられる。

## (放射線防護基準の国際的動向)

国際放射線防護委員会(ICRP)では放射性廃棄物処分全般にわたる放射線防護方策を公表し、放射性廃棄物処分の公衆被ばくの管理を勧告している。(ICRP Publ.77(1998)、ICRP Publ.81(1999))

-線量拘束値として、年あたり0.3mSv(年あたり $10^{-5}$ オーダーのリスク拘束値に相当)を超えない値が適切。年あたり1mSv以下となるべく防護の最適化を行うべき。

-長期的被ばく管理の観点から、「介入」という概念を示しており、10~100mSv/年までの線量を勧告。

諸外国の状況

- ・米国:低レベル放射性廃棄物;0.25mSv/年、高レベル放射性廃棄物;0.15mSv/年、評価の対象期間 処分後1万年間を規定。
- ・フランス:高レベル放射性廃棄物のみ;0.25mSv/年。(低レベル放射性廃棄物は、放射能濃度等の規制で対応)
- ・ドイツ:0.3mSv/年(線量限度であり、線量拘束値ではない)。
- ・英国:中低レベル放射性廃棄物だけを対象。管理期間中は一つの線源に関する拘束値を0.3mSv/年、一つの処分サイト全体に対する拘束値として0.5mSv/年、管理期間以降は、目標値として $10^{-6}$ /年。
- ・スウェーデン:高レベル放射性廃棄物をはじめとする新規の放射性廃棄物処分; $10^{-6}$ /年以下。
- ・フィンランド:高レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物のいずれも線量拘束値0.1mSv/年。ただし、高レベル放射性廃棄物処分の評価において想定される事象のうち、放射線の影響が大きいような極めてまれな事象については、その発生可能性に関する想定限度のめやすとして $10^{-6}$ /年。低レベル放射性廃棄物処分は、偶発的事象に対しては5mSv/年を上限。
- ・スイス:通常シナリオとして0.1mSv/年、また発生の可能性が低いシナリオについて $10^{-6}$ /年をめやす。
- ・カナダ: $10^{-6}$ /年を定めていたが、処分事業の実実施計画が中断。安全規制のあり方についても、見直し作業中。

## (我が国における放射線防護基準等の検討の方向性)

わが国においても諸外国の例を参考にしつつ、国情を踏まえて放射線防護に係る安全規制上の要件を定めることが適当。

現在、わが国では、浅地中処分可能な低レベル放射性廃棄物に係る安全規制において、通常シナリオに対して一般公衆が受けるかもしれない年線量の評価値が $10\mu\text{Sv}$ を超えないこと、発生頻度が小さいシナリオに対して評価値がその値を著しく超えないこと、を管理期間終了後の安全確保に必要な放射線防護上のめやすと決めている。

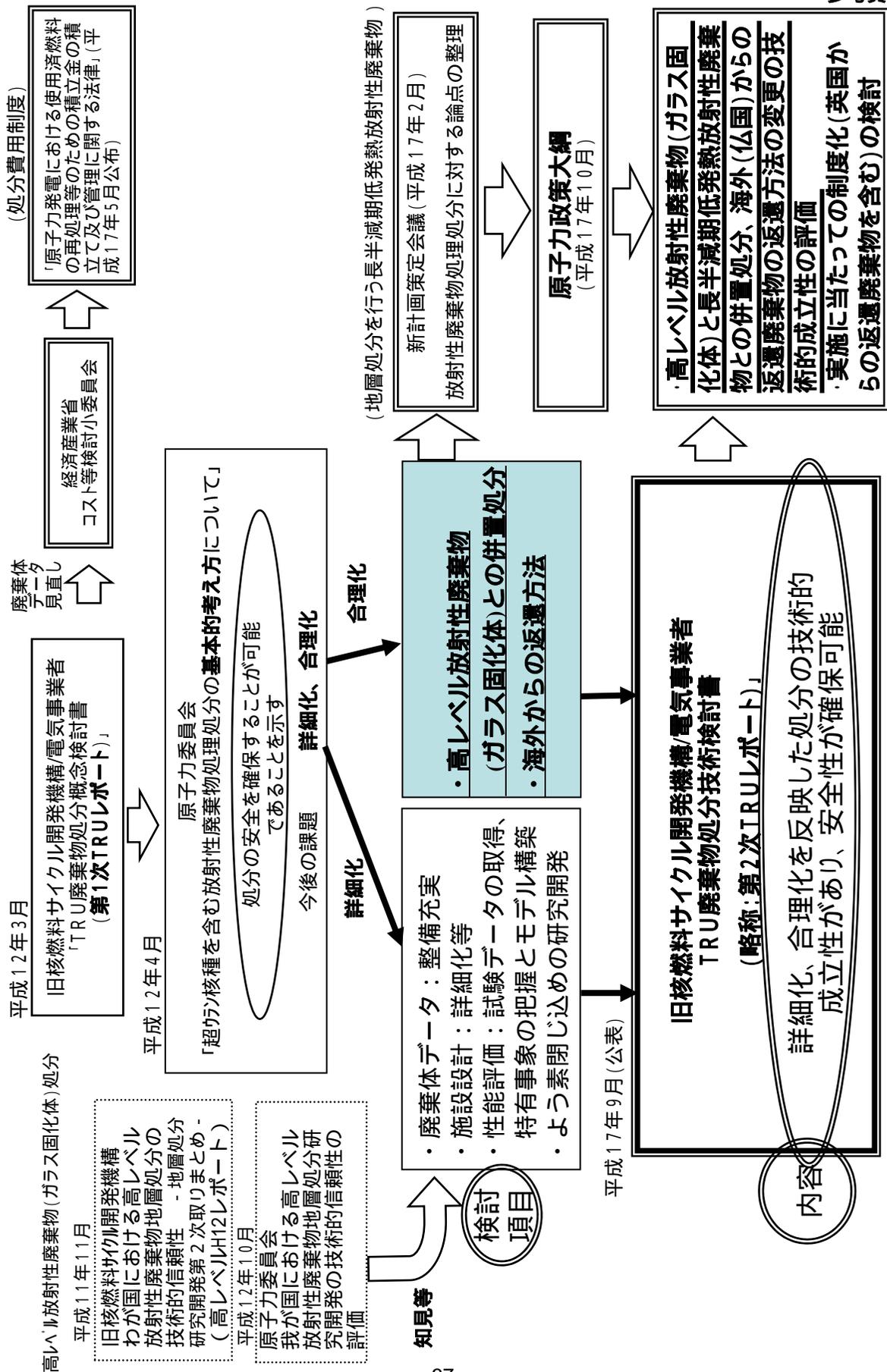
一方、高レベル放射性廃棄物など、管理期間内に放射能レベルが十分な減衰を期待できない廃棄物に関する規制要件については、低レベル放射性廃棄物に対する規制要件との整合性を図りつつ、高レベル放射性廃棄物処分に係る安全規制の基本的考え方を踏まえて、今後決めていく必要がある。

シナリオの発生の可能性を考慮したリスク論的考え方を基礎とした規制の早期導入を検討すべき。

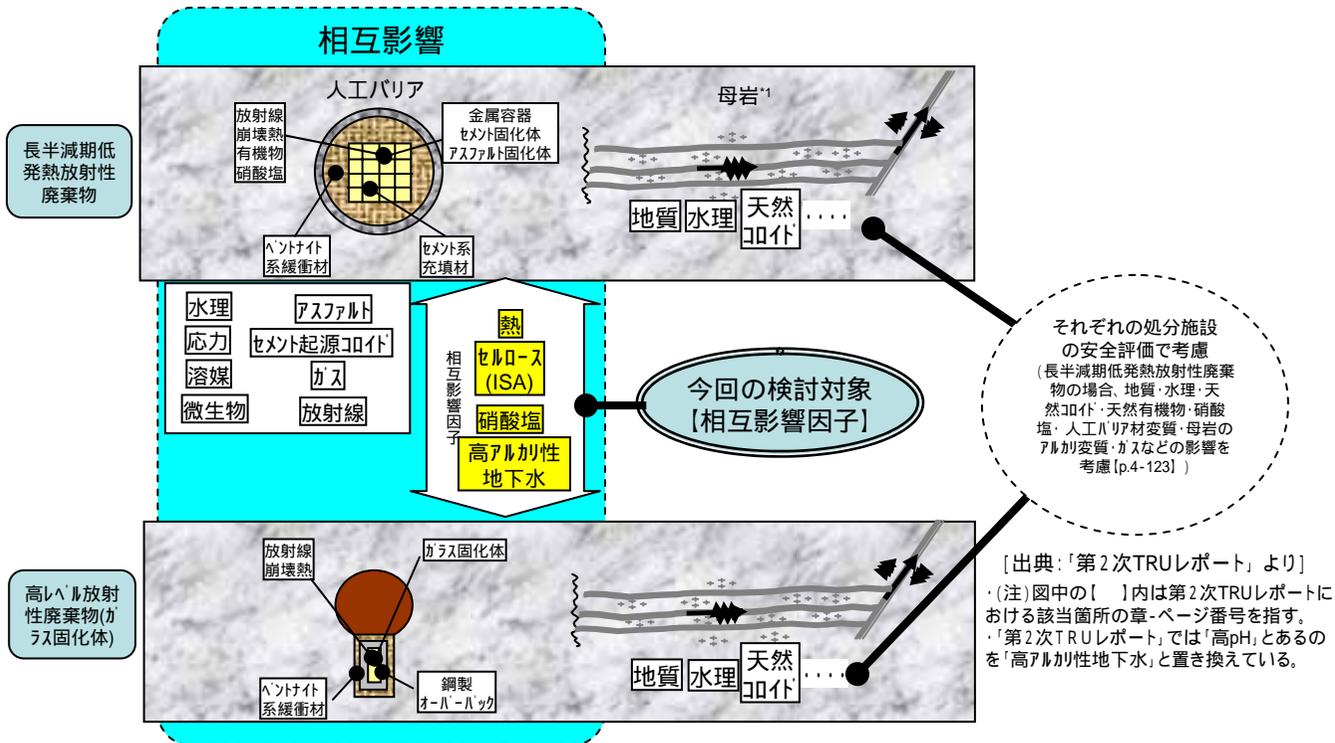
評価期間に関する検討を、諸外国の例を参考にしながら安全規制の観点から開始すべき。

人為過程に関して、将来の可能性に対する配慮を、できるだけ設計の段階から払っておくことが重要であり、倫理的観点から将来世代に対してできるだけの配慮をしておくことが好ましいとする考え方も参考にすべき。

# これまでの長半減期低発熱放射性廃棄物処理・処分の検討経緯等



(注)核燃料サイクル開発機構(JNC)は、平成17年10月1日に日本原子力研究所と統合して日本原子力研究開発機構(JAEA)として発足。



\* 1: 母岩における放射性核種の移行解析については、高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)処分の評価と同様に3次元の亀裂ネットワークモデル(亀裂頻度は0.3本/m)をほぼ近似できる1次元平行平板モデルの重ね合わせを採用 [p.4-140]。

## 併置処分における相互影響因子の取り扱い

TRU: 長半減期低発熱放射性廃棄物  
HLW: 高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)

影響因子	方向	影響の可能性	発生源側の施設での取扱い	隔離をとる場合の相手側への相互影響への拡張	併置処分相互影響評価での取扱い
T: 熱	熱	TRU HLW	発熱による温度上昇で人工バリアの変質が促進される可能性がある。	発熱するグループ2のILU・EDビスについて母岩の温度が80 以下になるよう廃棄体定置密度及び坑道間距離を確保。その他廃棄体は温度の考慮不要	影響は限定的と考えられる <b>温度を評価</b>
	熱	HLW TRU	同上	同上(緩衝材の温度が100 以下となるように廃棄体の定置密度を確保)	
H: 水理	地下水流動(核種移行経路)	TRU HLW	・核種移行挙動は水理場に依存・隣接して処分施設が形成されることによって、広域の水理場が乱れる可能性がある。	・リファレンス及び変動幅の水理条件下で地層処分が成立する見通し。 ・施設近傍の局所的な地下水流動を変化させても処分場全体の平均的な水理条件を乱さないよう設置されれば、水理への影響は廃棄体定置場所近傍に限定となる。	実際に処分サイトが決まっ てからは、その場所の地質 環境条件に応じて、場の条 件として改めて具体的に検 討する。
M: 応力	岩盤応力	TRU HLW	坑道が近接しすぎると崩落する可能性がある。	坑道(坑道径D)の安定性から坑道間距離を確保(長半減期放射性廃棄物(非発熱性)用大断面坑道でも3~4D)	各処分施設で設計されてお り、応力の影響範囲は坑道 径の数倍の範囲であり限定 的と考えられる。
C: 化学	アスファルト	TRU HLW	分解生成物が核種の溶解度及び分配収着性能に影響する可能性がある。	還元性でpH的にはアスファルトの劣化が生じにくく、分解生成物の錯体形成能は低い。	影響は小さいと考えられる
	溶媒(TBP等)	TRU HLW	同上	pHが環境下での溶解度計算により有意な影響は与えない	影響は小さいと考えられる
	セルロース	TRU HLW	同上	イソカリ酸(ISA)の錯体形成による収着分配係数の低下を考慮	核種移行に影響する可能性 がある
	硝酸塩	TRU HLW	・高イオン強度及び酸性化条件によりバリア材の収着分配現象に影響する可能性がある。 ・酸化還元雰囲気及び金属腐食等に影響する可能性がある。	硝酸イオンによる収着分配係数の変化を考慮	核種移行及びオーバーパ ックの寿命に影響する可能 性がある
	セメント高アルカリ性地下水	TRU HLW	高アルカリ性地下水により、ガラスの溶解、オーバーバックの腐食、ベンタイトの変質、核種の溶解・沈殿及び収着に影響する可能性がある。	高アルカリ性地下水による収着分配係数の変化を考慮	核種移行及び人工バリア材 の安定性に影響する可能 性がある。
	コロイド(セメント起源)	TRU HLW	セメントコロイドとの相互作用により、核種の移行挙動(移行速度、収着性等)が変化する可能性がある。	ベンタイト層による過効果が期待でき、また高イオン強度環境によるコロイド濃度の上限から収着への影響は小さい。	影響は限定的と考えられる
	ガス	TRU HLW	ガスにより、処分施設周辺の水理条件が変化する可能性がある。	圧力は上昇するが、透気することからバリアの破損にまでは至らない。処分施設内の間隙水が排出される可能性があるが、周辺岩盤の地下水の平均的な流れは変わらない。	実サイトでの配置で考慮す るものと考えられる
R: 放射線	放射線	TRU HLW	照射損傷によってバリア材の特性を変化させたり、水の放射線分解に伴い酸化還元電位を変化させることで核種移行挙動に影響する可能性がある。	人工バリアの性能を損なう可能性は放射性物質質量から判断して考えにくく、構造物による遅い効果がある。	影響は限定的と考えられる

[出典:「第2次TRUレポート」より]  
・「第2次TRUレポート」では「高pH」とあるのを「高アルカリ性地下水」と置き換えている。

# 相互影響範囲の評価に用いた地質環境条件

項目		設定値等		備考	
熱的 条件	熱伝導率 (W/m·K)	ガラス固化体	1.2	出典:高レベルH12レポート	
		オーバーバック	51.6	出典:高レベルH12レポート	
		緩衝材	0.78	出典:高レベルH12レポート	
		結晶質岩	2.8	出典:高レベルH12レポート	
		堆積岩	2.2	出典:高レベルH12レポート	
	比熱 (J/kg·K)	ガラス固化体	960	出典:高レベルH12レポート	
		オーバーバック	470	出典:高レベルH12レポート	
		緩衝材	590	出典:高レベルH12レポート	
		結晶質岩	1,000	出典:高レベルH12レポート	
		堆積岩	1,400	出典:高レベルH12レポート	
水理 条件	透水係数(m/s)	セメント	4E-6	保守的設定(砂程度)	
		ベントナイト	2E-11	出典:高レベルH12レポート	
		母岩	1E-10, 1E-9, 1E-8		
	動水勾配	0.01			
	間隙率(%)	結晶質岩	2	出典:高レベルH12レポート	
堆積岩		30			
移行 条件	実効拡散係数 (m <sup>2</sup> /s)	セメント	8E-10	出典:佐藤ら(1992), PNCTN8410 92-164に基づき、セメント間隙率を0.19として算出	
		ベントナイト	3E-10		
		結晶質岩	8E-11		
		堆積岩	1.2E-9		
	吸着 分配係数 (m <sup>3</sup> /kg)	有機物	セメント	0.17	出典:Van Loon and Glaus(1997)
			ベントナイト	0	保守的設定
			母岩	0	保守的設定
		硝酸塩	セメント	0.0001	出典:澁谷ほか(1999), 陶山ほか(2004)(岩石/鉱物に対するIの分配係数より設定)
			母岩	0.0001	
	分散長	移行距離の1/10		出典:Gelhar(1985)ほか	
地下水組成 (高アルカリ性地下水の評価で考慮)		降水系地下水, 海水系地下水		地質環境条件の多様性を考慮して設定	

[出典:「第2次TRUレポート」より]

・「第2次TRUレポート」では「高pH」とあるのを「高アルカリ性地下水」と置き換えている。

# 相互影響因子(「熱」)の影響範囲の評価

## 【影響源】

・長半減期低発熱放射性廃棄物の発熱率は高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)より小さいので、高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)側から長半減期低発熱放射性廃棄物への影響を評価 [p.6-7]

## 【影響の概要】

・高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)からの伝熱により長半減期低発熱放射性廃棄物の充填材(セメント系材料)の温度が80を超えると放射性核種の吸着性に影響が生じる。 [p.6-8]  
 ・長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設のうち、廃棄体グループ2の処分施設は、ハル・エンドビスの発熱により施設内温度が79.5まで上昇するが、その支配核種はCo-60であるため、30年後には76以下になる。  
 ・温度上昇が数以下であれば、施設材料・断面寸法・坑道間距離等、設計上の工夫により対応可能である。

## 【判断目安】

・長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設内の温度:80以下

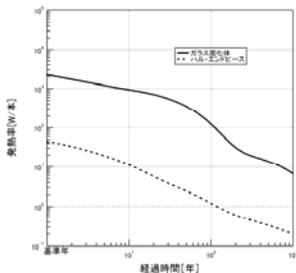


図 高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)と長半減期低発熱放射性廃棄物(HLEW)の発熱率 [p.6-7]

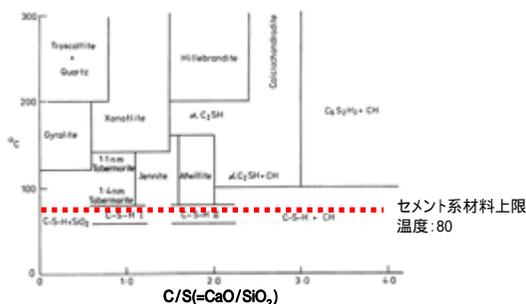
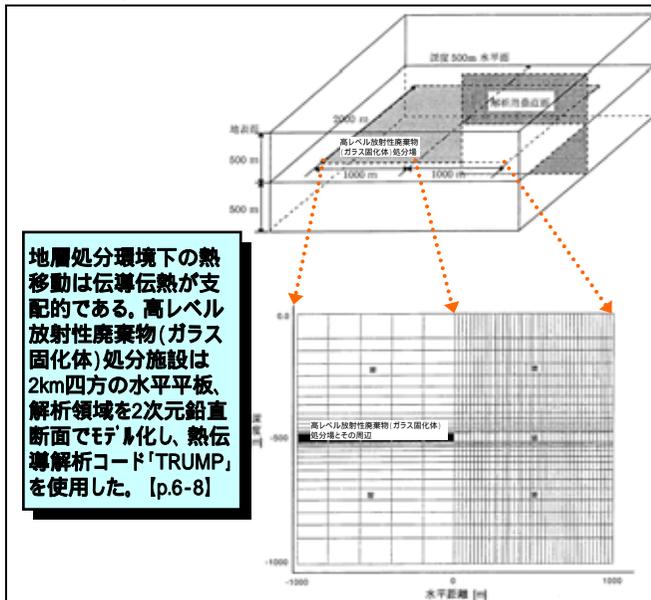


図 セメント系材料の熱変質温度 (Atkinson et al. 1989)

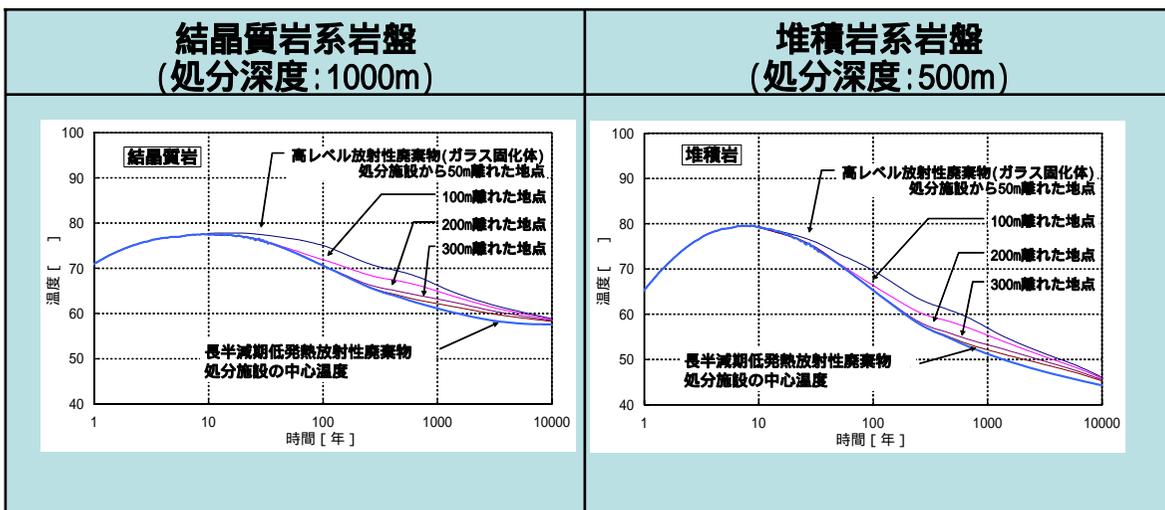
## 【解析体系】



地層処分環境下の熱移動は伝導伝熱が支配的である。高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)処分施設は2km四方の水平平板、解析領域を2次元鉛直断面でもデルモデル化し、熱伝導解析コード「TRUMP」を使用した。 [p.6-8]

Atkinson, A and Hwarne, J. A., "The hydrothermal Chemistry of Portland Cement and its Relevance radioactive Waste Disposal", NSS/R187(1989)

## 【解析結果】



高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)処分地下施設から約50m以遠において、80以下となった。

[出典:「第2次TRUレポート」より] (注)図中の[ ]内は第2次TRUレポートにおける該当箇所の章-ページ番号を指す。

# 相互影響因子(「有機物」)の影響範囲の評価

【影響源】

含有する有機物  
セルロース系有機物  
廃溶媒  
アスファルト 等

【影響の概要】

・国内外の知見に基づけば、セルロースの分解生成物であるISA(イソサッカリン酸)が放射性核種の収着性に影響する(Van Loon & Glaus, 1997)。  
・ISA濃度が $1 \times 10^{-6} \text{ mol/dm}^3$  (mol/L)を超えると、放射性核種の溶解度及び収着分配係数に有意な影響が生じる。(Greenfield et al., 1995; Tits et al., 2002)。[p.6-13]

【判断目安】

ISA濃度で  
 $1 \times 10^{-6} \text{ mol/dm}^3$  (mol/L)  
以下

【影響】

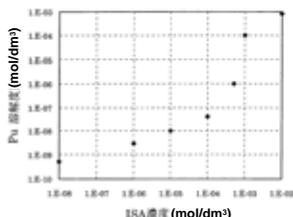


図 Pu溶解度のISA濃度依存性 (Greenfield et al., 1995)

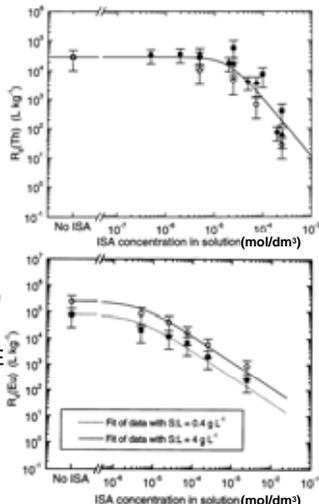
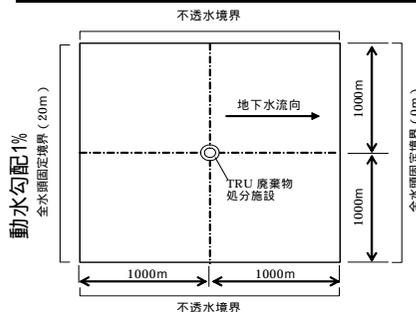


図 分配係数のISA濃度依存性 (Tits et al., 2002)

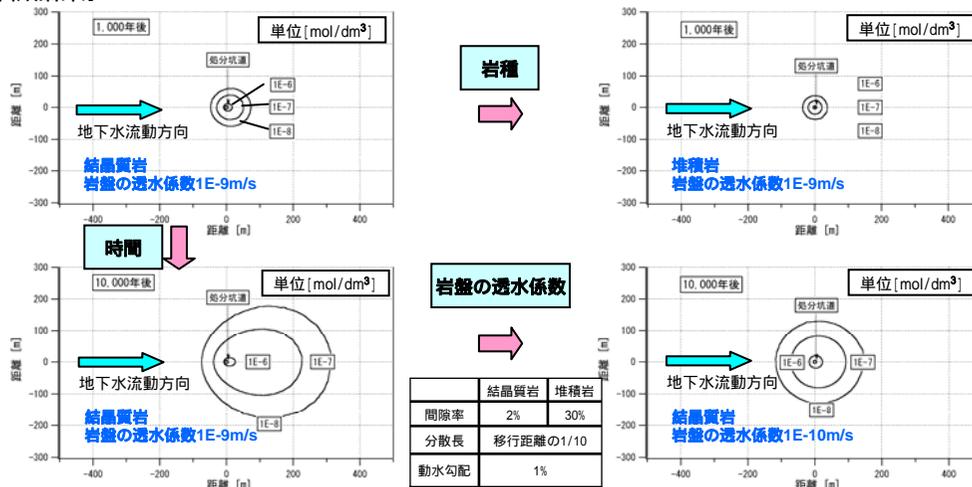
【解析体系】

解析体系は処分施設及び周辺岩盤をモデル化した2次元鉛直断面  
使用コード: 2次元物質移行解析コード「AZURE」



Greenfield and Holtom (1995): MRS Symp. Proc., Vol.353  
Tits et al.(2002): NAGRA NTB 02-08  
Van Loon and Glaus (1997): Journal of Environmental Polymer Degradation, Vol.5, No.2, pp.97-109

【解析結果】



【ISA濃度が $10^{-6} \text{ mol/dm}^3$ 以上となる領域】

・10,000年以内でISAの拡がり最大となるため、1,000年と10,000年での結果を表示した。  
・結晶質岩の透水係数が $10^{-9} \text{ m/s}$ のケースの1,000年後では、上流側と横方向のいずれの場合も10m以内の範囲である。  
・同じケースの10,000年後では、ISAは下流方向には30mまで拡がるものの、上流側と横方向への拡がりには変化はなく、いずれの場合も10m以内の範囲である。  
・岩盤の透水係数を低下させる( $10^{-10} \text{ m/s}$ )と、ISAの拡がり相対的に小さくなるが、 $10^{-6} \text{ mol/dm}^3$ の拡がり相対的に小さくなり、上流側と横方向のいずれの場合も20m以内の範囲に拡大する。  
・堆積岩の場合、結晶質岩に比べて間隙率が高いことによる希釈効果のため、ISAの拡がり相対的に小さくなり、上流側と横方向のいずれの場合も10m以内の範囲である。

長半減期低発熱放射性廃棄物処分地下施設から上流側及び横方向約20m以遠において、ISA濃度が $1 \times 10^{-6} \text{ mol/dm}^3$  (mol/L) 以下となった。

【出典:「第2次TRUレポート」より】 (注) 図中の [ ] 内は第2次TRUレポートにおける該当箇所の章・ページ番号を指す。

# 相互影響因子(「硝酸塩」)の影響範囲の評価

【影響源】

再処理施設で発生する硝酸塩がグループ3廃棄物に含まれる

【影響の概要】

硝酸イオンによる人工バリア及び天然バリアの特異的な鉱物学的変質は認められない(武井ほか,2002,2003,藤田ほか,2003,金子ほか,2004)。  
 ・放射性核種移行抑制機能への影響(核種の吸着性の変化)はNa<sup>+</sup>濃度に対するCs<sup>+</sup>の吸着分配係数(澁谷ほか,1999,陶山ほか,2004)より、0.1mol/dm<sup>3</sup>(mol/L)程度ではイオン競合反応による放射性核種吸着性への影響はないと考えられる[p.6-24]。  
 ・酸化性化学種としての影響としては、オーバーパック(炭素鋼)の局部腐食への影響として、不動態化した場合を想定すると、4.5×10<sup>-4</sup>mol/dm<sup>3</sup>(mol/L)以下であれば局部腐食の駆動力とならないと考えられる。

【判断目安】

硝酸塩濃度で1×10<sup>-4</sup>mol/dm<sup>3</sup>(mol/L)以下(金属の局部腐食を生じない濃度)

【影響】

・岩盤への吸着分配係数

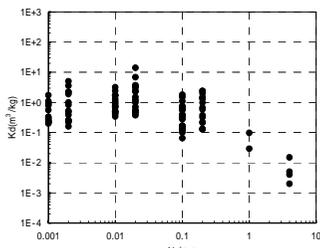


図 Na濃度とCsの岩盤への吸着分配係数の関係(澁谷ほか, 1999, 陶山ほか, 2004)

【解析体系】

解析体系は、長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設とその周辺の岩盤をモデル化した2次元鉛直断面

使用コード:2次元物質移行解析コード「Dtransu2D-EL」



藤田ほか(2003):コンクリートの化学的侵食・溶脱に関するシンポジウム論文集, pp.207-214.;  
 金子ほか(2004):日本原子力学会, 2004年秋の大会予稿集(第 分冊), p.676.;  
 武井ほか(2002): JNC TJ8400 2002-020.; 武井ほか(2003): JNC TJ8400 2002-041.;  
 澁谷ほか(1999): JNC TN8400 99-050.; 陶山ほか(2004): JNC TN8410 2003-018.

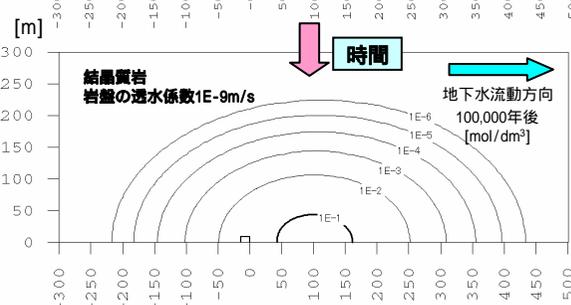
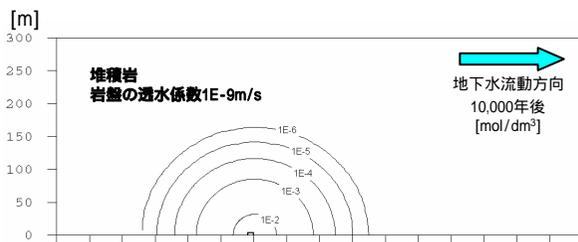
・オーバーパックの局部腐食

高レベルH12レポートの「放射線分解による腐食への影響」を参考にすると、不動態保持電流密度相当のカソード電流密度を供給する緩衝材外側の硝酸イオン濃度は4.5×10<sup>-4</sup>mol/dm<sup>3</sup>である。[p.6-25]

【解析結果】

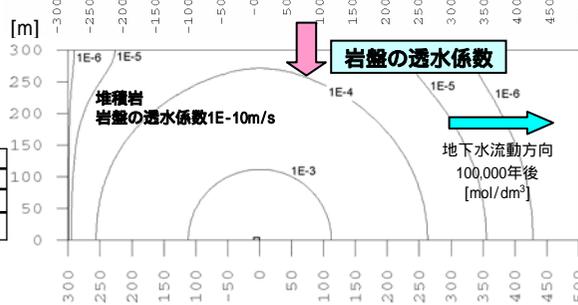


岩種



岩種

	結晶質岩	堆積岩
空隙率	2%	30%
分散長	移行距離の1/10	
動水勾配	1%	



**【硝酸塩濃度が10<sup>-4</sup>mol/dm<sup>3</sup>以上となる領域】**

- ・結晶質岩の岩盤の透水係数が10<sup>-9</sup>m/sのケースの10,000年後では、上流側90m、横方向70m以内の範囲である。
- ・時間が経過し100,000年後では、上流側150m、横方向160m以内の範囲に拡大する。
- ・岩種を堆積岩に変えると、結晶質岩に比べて空隙率が大きい希釈効果により硝酸塩濃度が非常に高い領域は長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設付近に限定されたものとなる。ただし、拡散係数が結晶質岩に比べ大きいことから、10,000年後では上流側120m、横方向120m以内の範囲である。
- ・岩種が堆積岩のケースでさらに岩盤の透水係数を低下させると、地下水流速が低下し、硝酸塩は拡散により拡がり100,000年後では上流側260m、横方向300m以内の範囲に拡大する。
- ・なお、「高レベルH12レポート」に示されている高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)のオーバーパックの担保期間は1,000年であるのに対し、硝酸塩が300mまで拡がる時期は100,000年程度経過した後であるため、その保持期間より十分長い時間を考慮したもとなっている。

長半減期低発熱放射性廃棄物処分地下施設から上流側及び横方向約300m以遠において、硝酸塩濃度が1×10<sup>-4</sup>mol/dm<sup>3</sup>(mol/L)以下となった。

[出典:「第2次TRUレポート」より] (注)図中の[ ]内は第2次TRUレポートにおける該当箇所の章-ページ番号を指す。

# 相互影響因子(「高アルカリ性地下水」)の影響範囲の評価

【影響源】

長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設の支保・充填材等で使用されるセメントにより地下水が高アルカリ性となる。

【影響の概要】

・天然バリアへの影響としては、岩盤の構成鉱物の溶解、二次鉱物の生成等による空隙構造の変化が想定される。長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設周囲の岩盤領域を対象とした検討より、それらの変化は長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設近傍に限定されると考えられる [p.4-57]。

【判断目安】

pH11以下(緩衝材の安定に影響を及ぼさないpH)

想定される高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)処分施設の人工バリアへの影響  
・高アルカリ性地下水(pH11以上)によるベントナイト成分の溶解(SKB,2004)  
・高アルカリ性環境(ベントナイト周りの地下水pH12.5以上)で炭素鋼が不働態化(谷口ほか,2002)  
・高アルカリ性環境でのガラス固化体の溶解(pH11以上で顕著な変質が生じる)(Gin et al., 2001)

【解析体系】

施設内のアルカリ成分の周辺岩盤中での拡がり、岩盤に含まれる反応性鉱物との反応が少なければ、より遠方まで拡がる。そこで、解析体系としては、二次元体系より、周辺岩盤中の反応性鉱物を保守的に評価し高アルカリ性地下水が最も遠方まで拡がる一次元体系で、緩衝材を設けていない長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設とその周辺の岩盤をモデル化した。

使用コード:地球化学-物質移行連成解析コード「PHREEQC-TRANS」

【影響】

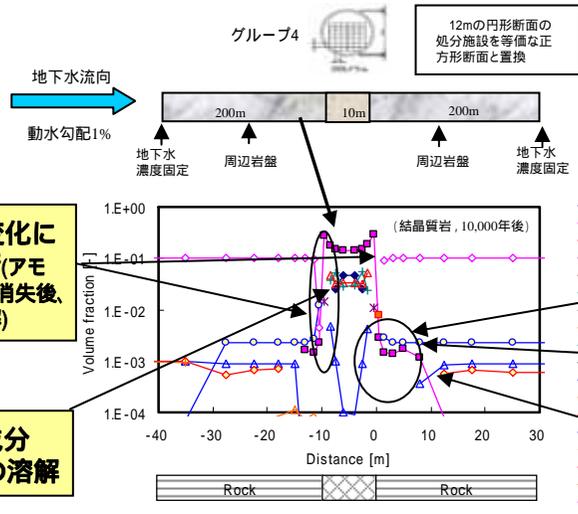
岩盤成分の変化によるpHの緩衝(アモルファスシリカの消失後、カルセドニの溶解)

セメント成分 Ca(OH)<sub>2</sub>の溶解

ゼオライトの生成 (Na,Kの固定化)

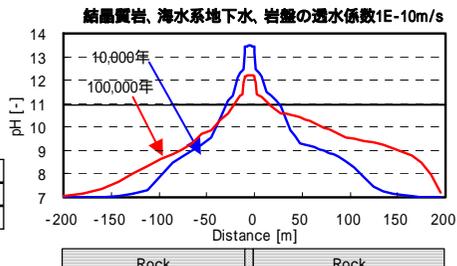
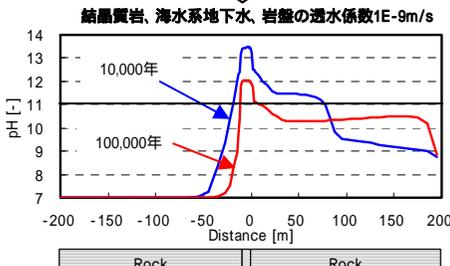
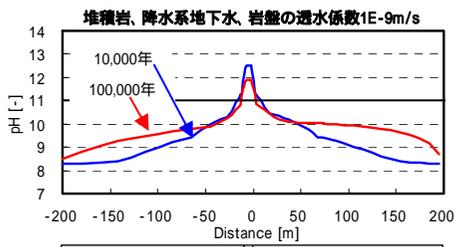
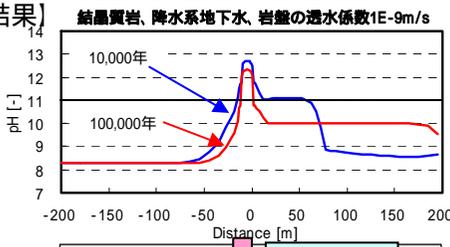
CSH(Ca/Si=0.9)の生成 (Caの固定化)

アモルファスシリカの溶解 CSH(Ca/Si=0.4)の生成 (Caの固定化)



SKB(2004):SKB-R-04-33. 谷口直樹,川上達,森田光男(2002);JNC TN8400 2001-025. Gin, S. and Mestre, J.P (2001);Journal of nuclear materials Vol.295, pp.83-96.

【解析結果】



岩種

岩盤の透水係数

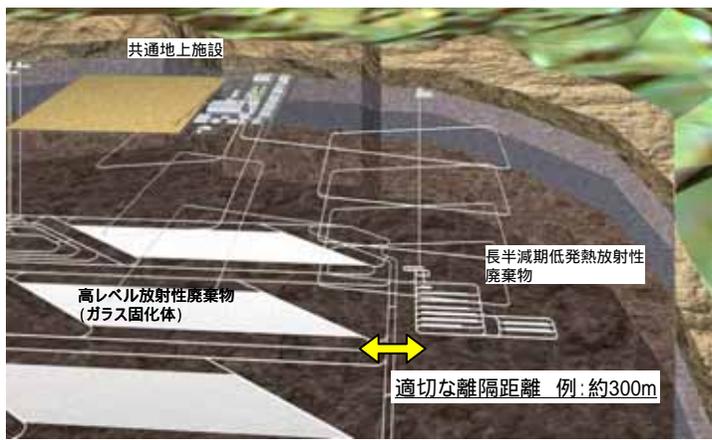
	結晶質岩	堆積岩
間隙率	2%	30%
動水勾配	1%	

【pHが11以上となる上流側領域】  
・結晶質岩、降水系地下水、岩盤の透水係数が10<sup>-9</sup>m/sのケースでは、アルカリ成分は移流により下流側へ拡がる。上流側でpH11以上となるのは10,000年後で10m以内となる。100,000年後では遊離アルカリ成分が散逸し、同じく10m以内の範囲である。  
・地下水組成を海水系地下水としたケースにおいても、物質移行特性が同じであることから、上流側でpH11以上となるのは10,000年後で10m以内となる。100,000年後では遊離アルカリ成分が散逸し、同じく10m以内の範囲である  
・さらに岩盤の透水係数を低下させると、拡散による移行が主となり、上流側でpH11以上となるのは30m以内の範囲である。地下水の流れに対して垂直となる横方向についても、この拡散が支配的な条件で拡がり最大となり、上流側への拡がりと同様となる。  
・岩種を堆積岩に変えると、結晶質岩に比べて空隙率が大きい実流速が小さくなり、拡散による移行が支配的であり、上流側で10m以内の範囲である。

長半減期低発熱放射性廃棄物処分地下施設から上流側及び横方向約30m以遠において、pH11以下となった。

【出典:「第2次TRULレポート」より】  
・(注) 図中の [ ] 内は第2次TRULレポートにおける該当箇所の章-ページ番号を指す。  
・「第2次TRULレポート」では「高pH」とあるのを「高アルカリ性地下水」と置き換えている。

# 相互影響因子の影響の評価結果

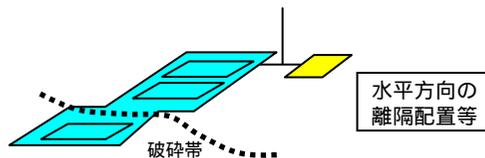


\*: 上の施設鳥瞰図は、イメージであり、実際の縮尺を示したものではありません。

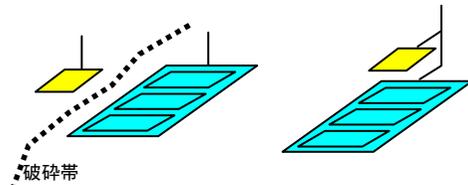
相互影響因子	影響	離隔距離の目安
熱(HLW <sup>1</sup> TRU <sup>2</sup> )	セメントの吸着性低下	約50m
有機物(TRU <sup>2</sup> HLW <sup>1</sup> )	溶解度上昇, 収着分配係数低下	約20m
硝酸塩(TRU <sup>2</sup> HLW <sup>1</sup> )	収着分配係数低下, 金属腐食	約300m
高アルカリ性地下水 (TRU <sup>2</sup> HLW <sup>1</sup> )	ペントナイト変質, 金属腐食, ガラスの溶解	約30m

処分場の条件に応じた種々の配置

(堆積岩の例) 平面方向に比較的広く層厚が比較的小さい場合



(結晶質岩の例) 破砕帯により平面方向の広がりが比較的小さい場合



破砕帯を挟んで別岩盤に配置

\*1: 高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体) \*2: 長半減期低発熱放射性廃棄物  
[出典: 「第2次TRUレポート」より]

相互影響因子のうち、最もその影響範囲が遠方まで及ぶとされたと評価されたのは硝酸塩であり、その場合でもそれぞれの地下施設間が約300mあればその影響が十分小さいと分かった。ただし、この値は相互影響の対象である高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体) のオーバーバックに期待される閉じ込め期間である約1,000年に比べて保守的に約100,000年先までの硝酸塩の広がりを評価して得られた影響範囲に基づくものであり、今後の高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体) 等での技術知見が深まれば、この大きさの保守性が必要かどうかの再検討によりこの距離を短くできる可能性も考えられる。また、実際の処分サイトにおいては、高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体) の場合と同様、多様な地質環境条件に応じて、適切な離隔距離を考慮した処分地下施設の配置 (立体配置、別岩盤配置)、工学的対策 (プラグ等) など有効な措置を組み合わせることで影響の広がりを十分小さくする対応も可能と考えられる。

# 相互影響因子の影響範囲の時間的変化

相互影響は、過去の天然現象の活動履歴から天然事象の影響の程度と範囲が小さいことが見通せるとされている将来10万年程度の時間スケールの中で評価しうる現象である。

硝酸塩、有機物、高アルカリ性地下水の影響範囲の時間的変化は、その場の透水係数によって大きくは変わらない。

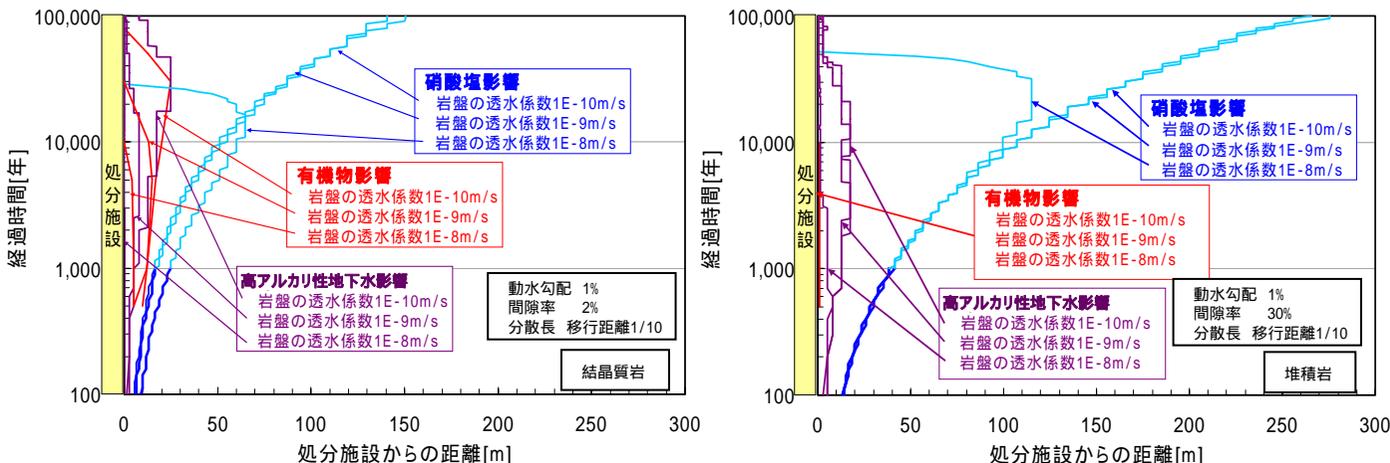


図 相互影響因子の影響範囲の時間的変化 (左: 結晶質岩、右: 堆積岩)

[評価結果]

因子	判断の目安	影響範囲が最大となる時期又は評価対象期間
熱	80 以下	1,000年以内で影響は最大となる。
有機物	10 <sup>-6</sup> mol/dm <sup>3</sup> (mol/L) 以下	10万年以内に影響範囲は最大となる。
硝酸塩	オーバーバックの腐食抑制の点から 10 <sup>-4</sup> mol/dm <sup>3</sup> (mol/L) 以下	オーバーバックの設計上の機能維持期間(1,000年)に100倍程度の余裕を見たとしても、硝酸塩の広がりの評価対象となる期間は10万年程度に収まる。
高アルカリ性地下水	pH11以下	10万年以内に影響範囲は最大となる。

[出典: 「第2次TRUレポート」より]

(注) 図中の [ ] 内は第2次TRUレポートにおける該当箇所の章-ページ番号を指す。  
・「第2次TRUレポート」では「高pH」とあるのを「高アルカリ性地下水」と置き換えている。

# 長半減期低発熱放射性廃棄物の処分施設設計 (軟岩系岩盤)の一例

表 各廃棄体グループの特性と  
処分坑道断面レイアウトの例

グループ	内容 (発生量)	特性	バリア	円形処分坑道の例 (単位: m)
1	廃銀吸着材のセメント固化体 (300m <sup>3</sup> )	半減期が長く地下水と共に移行しやすい核種(I - 129)を含む	止水性能の高いバリア(緩衝材)を設置する	
2	ハル・エンドピース圧縮収納体 (6,700m <sup>3</sup> )	発熱がある 半減期が長く地下水と共に移行しやすい核種(C - 14)を含む		
3	アスファルト固化体等の濃縮廃液固化体 (6,200m <sup>3</sup> )	硝酸塩を含む	止水性能の高いバリア(緩衝材)は設置しない	
4	焼却灰, 不燃物セメント固化体等 (13,400m <sup>3</sup> )	-		

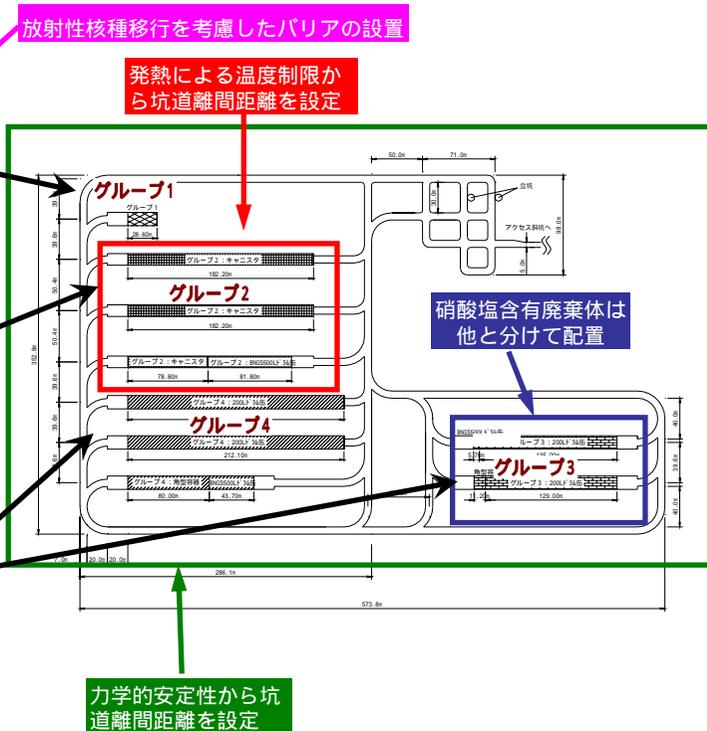


図 処分場平面レイアウトの例

[出典:「第2次TRUレポート」より]

# 併置処分が調査、建設、操業、閉鎖、管理等の工程等に与える影響

段階	高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)処分施設での内容	長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設で考えられる内容	併置処分の場合の影響
1	概要調査地区選定 ・文献調査 ・地震等の自然現象による地層の著しい変動の記録がなく、かつ、将来にわたってそれらが生じる恐れが少ないと見込まれること等の確認	・天然バリアに期待する機能は高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)と共通であり、調査段階で確認すべきサイト特性はほぼ同じであると考えられる。したがって、両者の多くの調査は共通化を図ることが可能であり、調査の手順、内容はほぼ同じものとなる。	・調査サイト数は共通化できる。 ・長半減期低発熱放射性廃棄物に必要な面積は少ないので、全体の調査範囲が大きいは変わらないと考えられる。
2	精密調査地区選定 ・ボーリング調査、地表踏査、物理探査、等 ・最終処分を行おうとする地層及びその周辺の地層が安定していること、坑道の掘削に支障がないこと、地下水の水流等が地下施設に悪影響を及ぼすおそれが少ないと見込まれること等の確認		
3	最終処分施設建設地の選定 ・地上からの調査、地下の調査施設での測定・試験等 ・最終処分を行おうとする地層の物理的・化学的性質等が最終処分施設の設置に適していることと見込まれること等の確認		
4	用地取得 ・用地を取得する	・同左	・同上
5	処分場の設計・建設 ・敷地及び道路等インフラを整備し地上施設を建設する。必要に応じて港湾施設を建設する。 ・地上での準備が整い次第、地下施設(処分坑道等)を建設する。	・同左。受入規模等は高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)と異なる。 ・同左。地下施設の断面構造は高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)と異なる。	・インフラ施設などの共用化を図ることができる。 ・実際のサイトの状況に依存し全体的な配置設計の工夫は必要である。
6	処分場の操業 ・順次、廃棄体を受入れ、処分坑道の建設・廃棄体の定置・定置後の埋め戻しを行う	・同左。物量や線量率によって操業期間や操業方法は高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)と異なる可能性がある。	・操業エリアは独立していることから、併置処分がそれぞれの操業の障害にはならないと考えられる。 ・一部の施設・設備については、共用化を図ることができる可能性がある。実際の処分サイトでの設計段階で、それぞれの操業工程が輻輳しないよう検討することで、相互影響は回避可能である。
7	地下施設の閉鎖 ・操業終了後、長期安全性を確認し、連絡坑道・アクセス坑道の埋め戻しを行い地下施設を閉鎖する。	・同左。	・特に問題ないと考えられる。
8	地上施設解体撤去 ・全ての地上施設を解体・撤去する	・同左。	・特に問題ないと考えられる。
9	閉鎖後の管理 ・必要に応じモニタリングを実施	・放射エネルギーと面積は高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)より少ないが、長い半減期の核種を含んでおり、地層での隔離を期待するため高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)と同様なモニタリングになると考えられる。	・モニタリング項目等は高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)と共通性が高いと予想されること並びに長半減期低発熱放射性廃棄物の処分面積は小さいため、事業を推進する上では問題ないと考えられる。
10	全体のプロジェクト管理 ・各段階で、地質・土木・機電・操業・広報等の人員が必要	・同左。	・人員の共用化を図ることができる
11	管理終了後 ・すべての地上施設を撤去して、跡地利用	・放射エネルギーと面積は高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)より少ないが、長い半減期核種を含んでおり、地層での隔離を期待するため高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)と同様な扱いになると考えられる。	・特に問題ないと考えられる。

・両処分施設では、それぞれの施設の構造及び建設・操業期間が異なる可能性があるが、調査・建設・操業・閉鎖・管理等の全体的な事業の流れは共通である。  
・廃棄体、人工バリア仕様の違いから建設・操業・閉鎖については、それぞれ独立したエリアで行われることになるので、それぞれが互いに影響を及ぼす可能性は小さい。

したがって、両処分施設を併置する場合に、それぞれの処分事業の各段階(調査、建設、操業、閉鎖、管理等)に大きな影響を与えることはないとする。

[出典:「第2次TRUレポート」より]

# 諸外国における高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体・使用済燃料)と長半減期低発熱放射性廃棄物の地層処分の状況

国名	スイス	仏国	ベルギー	ドイツ	英国	アメリカ
処分方式	<b>併置処分</b> 長寿命・中低レベル廃棄物* 高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体及び 使用済燃料)	<b>併置処分</b> カテゴリ-B廃棄物* 高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体及び 使用済燃料)	<b>併置処分</b> カテゴリ-B廃棄物* カテゴリ-C廃棄物の一部* 高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体及び 使用済燃料)	<b>併置処分</b> 発熱性廃棄物* 非発熱性廃棄物の一部* 高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体及び 使用済燃料)	<b>併置処分</b> 長寿命・中低レベル廃棄物* 高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体及び 使用済燃料)	<b>単独処分</b> 長半減期低発熱放射性 廃棄物 (軍事用)
岩種・深度	オハリス粘土:約650m 結晶質岩:約1,000m	堆積岩:約500m 結晶質岩:未定	ブーム粘土:約240m	未定 (サイト選定見直し中) (ゴアレーベンの場合、岩塩 層:840~1,200m)	未定	操業中 (ニューメキシコ州 カールスバッド近郊) 岩塩層:約650m
レイアウト	同一地層で高レベル放射 性廃棄物(ガラス固化体・ 使用済燃料)処分エリアと 長半減期低発熱放射性 廃棄物処分エリアは高pH に考慮して数百m離され る。	同一地層で高レベル放射 性廃棄物(ガラス固化体・ 使用済燃料)処分エリアと 長半減期低発熱放射性 廃棄物処分エリアに区分さ れている。(離間距離は 公開情報なし)	同一地層で高レベル放射 性廃棄物(ガラス固化体・ 使用済燃料)処分エリアと 長半減期低発熱放射性 廃棄物処分エリアに区分さ れている。(離間距離は 今後検討)	未定	同一地層で高レベル放射 性廃棄物(ガラス固化体・ 使用済燃料)処分エリアと 長半減期低発熱放射性 廃棄物処分エリアは数百m 離される。	-

\* : 日本では、地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物に相当する。

スイス: Kristallin- , Safety Assessment Report, NTB93-22, 1994, Nagra ; Project OPALINUS Clay, Safety Report, NTB 02-05, 2002, Nagra

仏国: DOSSIER 2005 ARGILE, 2005, ANDRA

ベルギー: SAFIR2, NIRONDE 2001-05 E 2001, ONDRAF/NIRAS

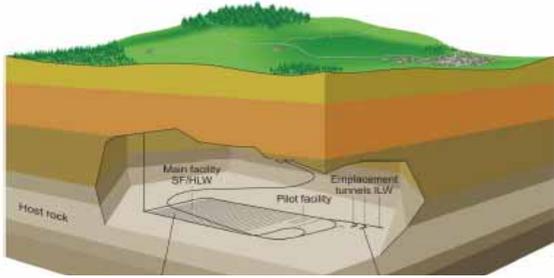
ドイツ: Environmental Policy Joint Convention on The Safety of SF and R/W Management, DBE Webサイト: <http://www.dbe.de/>

英国: King, S.J. and Poole, M. : Issues Associated with the Co-disposal of ILW/LLW and HLW/SF in the United Kingdom, WM 02

アメリカ: WIPP Webサイト: <http://www.wipp.ws/>

[出典:「第2次TRUレポート」より]

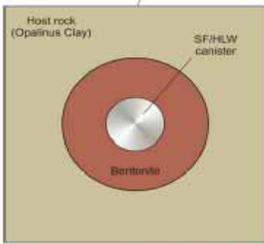
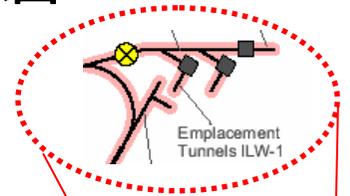
# スイスにおける高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体・使用済燃料)と長半減期低発熱放射性廃棄物の併置処分概念図



Note that seals are considered to comprise highly compacted bentonite, along with concrete bulkhead. Plugs at the entrances to ILW emplacement tunnels are compact concrete.

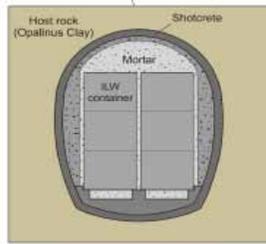


シール: 高圧縮ベントナイト  
プラグ: コンクリート



Emplacement tunnel SF/HLW

高レベル放射性廃棄物



Emplacement tunnel ILW

長半減期放射性廃棄物(非発熱性)

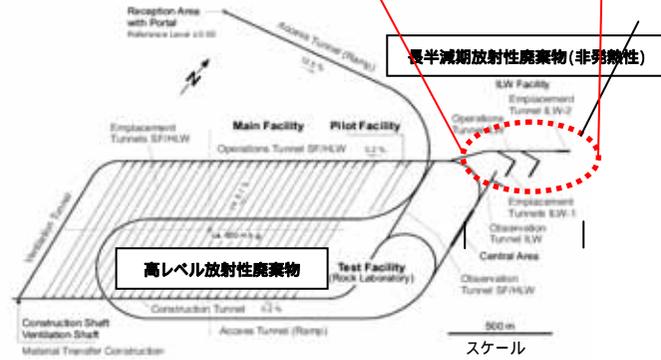
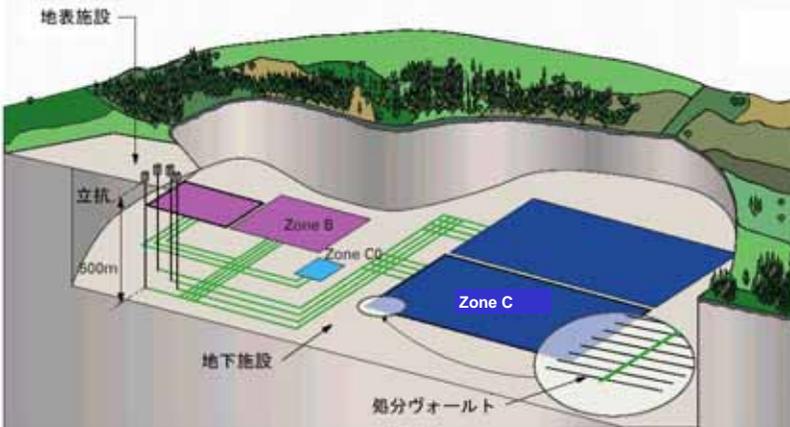


図 オパリナス粘土層における地層処分場レイアウト

出典: Nagra NTB 02-05: Project Opalinus Clay

図 オパリナス粘土層における地層処分施設断面図

# 仏国における高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体・使用済燃料)と長半減期低発熱放射性廃棄物の併置処分概念図



- Zone B: 中レベル放射性廃棄物\*1 (アスファルト固化体、セメント固化体等)
- Zone C: 高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体及び使用済燃料)
- Zone C0: ガラス固化体のうち、マルケールのガラス固化試験装置(PIVER)及びマルケールガラス固化施設(AVM)で製造されたもの

\*1: 日本では、地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物に相当する。

出典: Dossier 2005 Argile(2005)

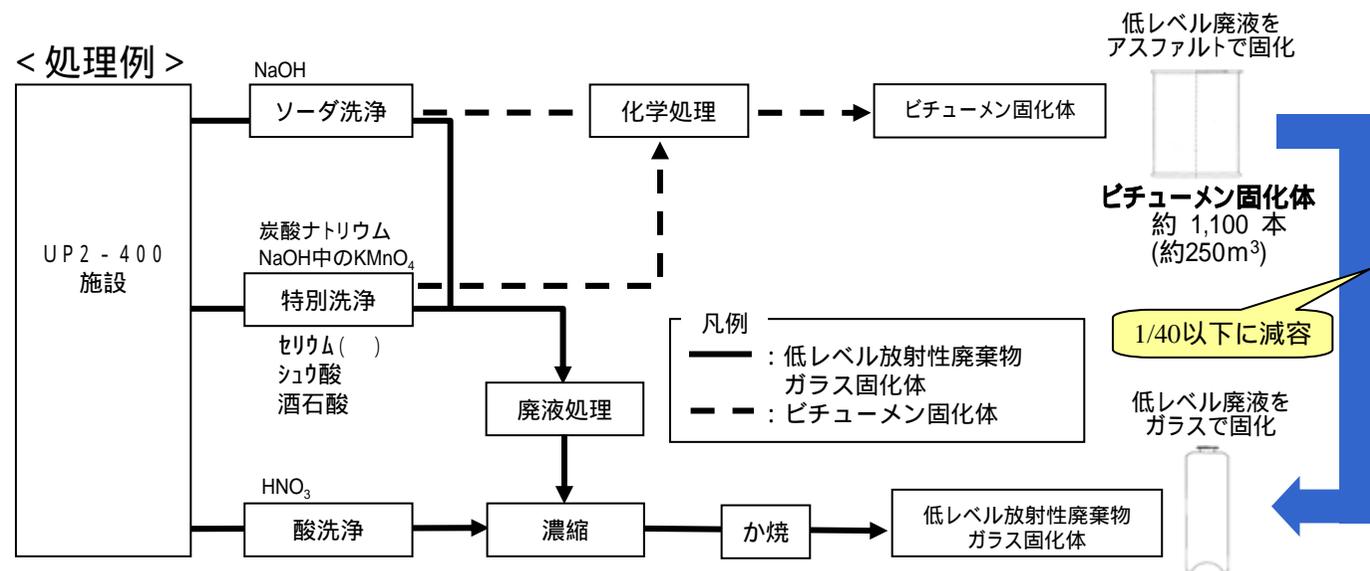
図 仏国における地層処分場の鳥瞰図



図 セル構造一例: カテゴリー-B廃棄物用

# 仏国COGEMA社再処理工場での低レベル廃液の処理の概要

低レベル廃液の起源は、UP2 - 400施設の廃止措置に伴う洗浄廃液であり、洗浄廃液の特性に応じて廃液処理の後、低レベル放射性廃棄物ガラス固化体に処理される。



ソーダ洗浄 : NaOHにより洗浄。廃液処理され、濃縮し、か焼の後ガラス固化される。ただし、ガラス固化のNa含有量の制限を越えるものはピチューメン固化される。

酸洗浄 : HNO<sub>3</sub>により洗浄。濃縮し、か焼の後ガラス固化される。

特別洗浄 : 炭酸ナトリウム、KMnO<sub>4</sub>、セリウム、シュウ酸、酒石酸等による洗浄を想定。それぞれ廃液処理され、濃縮し、か焼の後ガラス固化される。ガラス固化のNa含有量の制限を越えるものはピチューメン固化される。

[出典:「第2次TRUレポート」より]

# ピッチューメン固化体と低レベル放射性廃棄物ガラス固化体の比較

項目		ピッチューメン固化体	ガラス(ほうけい酸ガラス)固化体
耐性	温度	軟化点:38~53 (照射されると高温側に移動) 高温では形状が変化	失透化温度:500 前後 処分環境で想定される程度の温度であれば良好な耐性を有する
	水理	マトリクス・固化体そのものは不透水性	マトリクス・固化体そのものは不透水性
	力学	針入度:7~10mm(照射されると硬化する) 塑性変形(レオロジー的)	曲げ強度:75MPa 脆性破壊
	水化学	有酸素条件、強酸、強アルカリ条件以外では溶解性は安定。	強酸、強アルカリ条件以外では溶解性安定。
	放射線	照射によって特性変化が生じる(例:硬化等)	良好な耐放射線性を有する
閉じ込め性	容器	密封性なし 材質:JIS SUS316L又はSUS430LX相当 肉厚:約1mm	密封性あり 材質:JIS SUH 309 相当 肉厚:約5mm
	核種保持	廃棄体周囲を不透水マトリクスが覆うことで核種と水との接触を防止(可視スケール)	ガラスの網目構造中に核種を保持(微視スケール)
	核種放出モデル	瞬時放出モデル(保守的)	浸出率モデル(定常的な長期溶解速度)
	特記事項	廃棄物として含有される硝酸塩は、多重バリアの性能に影響を及ぼす可能性がある。	高温での固化プロセスとなるため、硝酸塩は分解されている可能性があると同時に、一部の核種は揮発する可能性がある。
線量への寄与		レファレンスケースにおける長半減期低発熱放射性廃棄物の地層処分全体の線量評価(最大)約0.002mSv/yの100分の1程度。	ピッチューメン固化体の線量評価に比べ1桁減少する。ただし、全体に対する影響は変化なし。

線量評価の条件  
-放射放射性物質

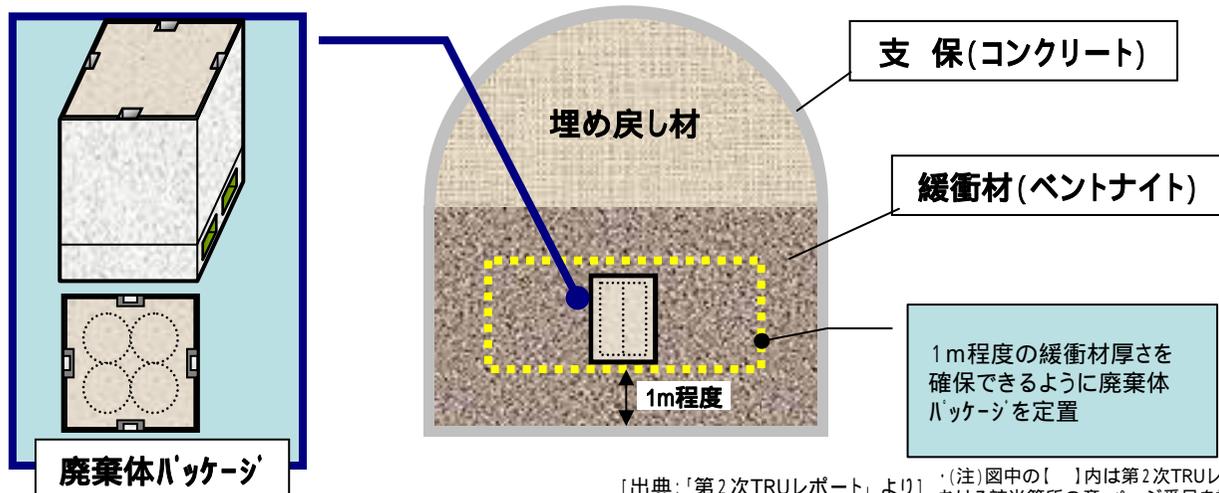
非常に良好な耐性を有する : 良好な耐性を有する

低レベル放射性廃棄物ガラス固化体の放射性物質量はピッチューメン固化体の放射性物質量と同量と仮定  
-浸出率  
固化体中のNa成分が比較的高いことから高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)(10<sup>-5</sup>/y)よりも浸出率を10~100倍程度高いと仮定

[出典:「日本原子力産業会議(編):放射性廃棄物管理ガイドブック」ほか]

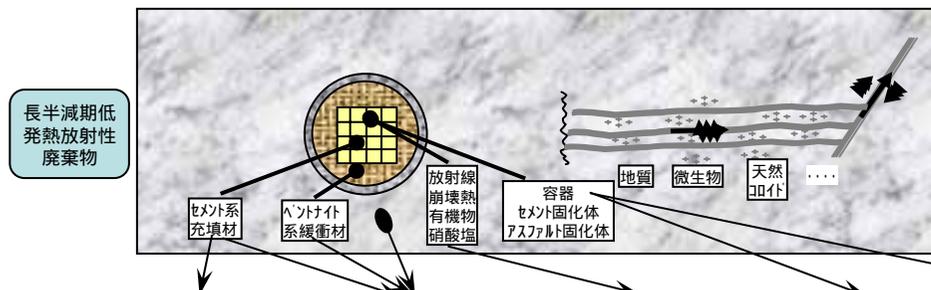
## 低レベル放射性廃棄物ガラス固化体の処分概念

高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)と異なり閉じ込め機能を有するオーバーパック(炭素鋼)がないため、硝酸塩の影響は検討する必要がないが、高アルカリ性地下水の影響を避け、廃棄体周囲に低透水性のベントナイト系材料を設けた、比較的小断面の処分坑道に処分することが可能である。[p.6-59]



[出典:「第2次TRUレポート」より] (注)図中の[ ]内は第2次TRUレポートにおける該当箇所の章-ページ番号を指す。  
・「第2次TRUレポート」では「高pH」とあるのを「高アルカリ性地下水」と置き換えている。

# 「基本的考え方」に示された主な技術開発課題に対する「第2次TRUレポート」における取組状況



「基本的考え方」に示された技術開発課題	セメントの変質	アルカリ性環境下バントナイト/岩反応	硝酸塩挙動	ガス発生影響	よう素閉じ込め性能向上のための研究開発等
第1次TRUレポートでの取扱い	・粉砕したセメントバースト硬化体の浸出試験結果に基づきセメントの長期挙動を検討したが、保守的に初期から変質しているものと仮定した。	・バントナイト、岩ともにデータ不足により定量的な評価ができなかった。	・知見不足により、イオン強度の高い海水系の試験結果を参考に放射性核種の収着分配係数への影響を評価した。	・既存の腐食実験によって取得された文献値より腐食速度を設定しガス発生速度を算出した。	・I-129について固化処理技術の高度化を課題とした。(C-14については記述なし。)
第2次TRUレポートでの取扱い	・セメントバースト硬化体(ブロック状)の通水に伴う変質試験によりpH変化や間隙率の変化に伴う透水性及び力学特性に関わるデータ等を取得した結果、変質に伴う透水性や強度の変化を考慮した物質移行データを設定して、人工バリアの長期安定性の評価が可能となった。	・バントナイトについて、アルカリ性環境下におけるバントナイトの構成鉱物(モンモリロナイト)の溶解速度に関わるデータの取得や二次生成鉱物(評価上セオライトとして設定)の組合せ及びアルカリ性環境下における熱力学データを整備した結果、人工バリアの長期安定性の評価が可能となった。 ・岩について、アルカリ性環境下における岩を構成する鉱物の反応を文献及び試験結果から調査し、化学反応と物質移行を達成した解析を実施した結果、アルカリ性成分による周辺岩盤への影響は施設近傍にとどまることがわかり、放射性核種の移行経路全体への影響の評価が可能となった。	・硝酸塩の影響を考慮した条件におけるセメントバースト硬化体に対する放射性核種の収着分配係数を取得し、硝酸塩条件下での放射性核種の移行挙動の評価が可能となった。 ・硝酸塩の地下深部での化学形態の変化を考慮して、アモン錯体の影響、ガス発生の影響、放射性核種の溶解度及び収着分配係数への影響の評価が可能となった。	・腐食速度が小さいジルコロイやステンレス鋼について、低酸素かつアルカリ性環境下でのガス発生速度を取得した。 ・ガス発生機構として、金属の腐食、有機物の微生物分解及び放射線分解を考慮してガス発生量を算出し、処分システムにおけるより現実的なガスの移行解析を実施した結果、緩衝材(バントナイト系材料)の健全性の評価が可能となった。	・I-129について、具体的な8種類の固定化技術を調査し、開発の現状と取得されているデータを取りまとめた。そのうち4種類の固定化技術についてはよう素の放出抑制期間を10年以上にする可能性についての見通しを得た。 ・C-14について、十分に減衰するまで閉じ込めるための2種類の廃棄体容器の開発の現状を取りまとめた。両容器とも閉じ込め期間を6万年(C-14の半減期の約10倍)にする可能性についての見通しを得た。

[出典:「第2次TRUレポート」より]

# 「第2次TRUレポート」における今後の技術開発の概要

地下深部の原位置でのデータ取得・確認

- ・ 地下深部の原位置での物質の挙動の把握や確認。  
地質媒体中での物質移行挙動への影響に係る知見の拡充 など

さらなる現象の解明や技術的知見の拡充

- ・ 現状の技術検討を基盤として、引き続き理解を深めるべき現象や、より現実的な評価を行うために、継続して確認していくもの。  
長期挙動を主体とした個別現象のさらなる解明や安全評価技術の高度化 など

事業化技術の開発

- ・ 処分事業の事業化にあたっての技術開発。  
サイト条件に応じた併置処分施設設計、建設・操業・閉鎖技術の高度化、モニタリング技術、処分場候補地に依存する地質・水理条件、物質移行挙動データの取得 など

代替技術の開発

- ・ 現状で安全評価上問題ないと考えられるものの、よう素129・放射性炭素14・アスファルト・硝酸塩などを含む長半減期低発熱放射性廃棄物の特性を踏まえ、さらなる廃棄体からの放射性核種放出の抑制や放射性核種移行への影響の緩和に対応するための技術として準備しておくもの。  
よう素固定化技術、放射性炭素14長期閉じ込め技術、低アルカリセメント、硝酸塩分解処理技術 など

[出典:「第2次TRUレポート」より]