

長半減期低発熱放射性廃棄物の地層処分の
基本的考え方

- 高レベル放射性廃棄物との併置処分等の技術的成立性 -

平成18年4月18日

原子力委員会

長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会

目 次

第1章	はじめに	1
第2章	検討の前提となるこれまでの報告、制度整備等	3
2-1.	「基本的考え方」における地層処分に関する検討結果	3
2-2.	地層処分の安全確保の考え方に関する報告等	4
2-3.	処分事業の実施主体のあり方、国の関与のあり方に関する検討及び制度整備等	5
第3章	検討の内容	7
3-1.	地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）との併置処分	7
3-2.	仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更（低レベル放射性廃棄物ガラス固化体）に伴う処分	16
3-3.	「基本的考え方」に示された技術開発課題に対する取組状況	17
第4章	結論	20
4-1.	地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）との併置処分の技術的成立性	20
4-2.	仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更（低レベル放射性廃棄物ガラス固化体）に伴う処分の技術的成立性	21
4-3.	今後の取組	21
第5章	おわりに	24

（付録1） 長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会の開催実績

（付録2） 長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会委員名簿

（付録3） 原子力政策大綱（平成17年10月11日、原子力委員会決定）の関連部分抜粋

参考資料

主な用語解説

第1章 はじめに

原子力委員会は、再処理施設やウラン-プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料加工施設の操業・解体に伴って発生する長半減期低発熱放射性廃棄物^{（注1）}について、旧核燃料サイクル開発機構（現：日本原子力研究開発機構）と電気事業者が平成12年3月に作成した「TRU廃棄物処分概念検討書」（以下、「第1次TRUレポート」という。）を評価して、その処分の安全を確保することが可能との考えを示した「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）（以下、「基本的考え方」という。）を取りまとめた。この「基本的考え方」は、その上で、この処分の実施に向けて検討を深めるべき技術開発課題として、処分施設設計の合理化と詳細化並びに安全評価の信頼性向上に役立つ試験データの取得や特有な現象のより正確な把握と評価モデルの構築等を提示した。旧核燃料サイクル開発機構と電気事業者は、これらの課題に取り組み、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の地層処分に関する研究成果も活用して、平成17年9月に「TRU廃棄物処分技術検討書 - 第2次TRU廃棄物処分研究開発取りまとめ -」（以下、「第2次TRUレポート」という。）を作成公表した。

原子力委員会は平成17年10月11日に決定した「原子力政策大綱」において、「発生者等の関係者が処分のための具体的な対応について検討中の放射性廃棄物の処理・処分については、情報公開と相互理解活動による国民及び地域の理解の下、具体的な実施計画を速やかに立案、推進していくことが重要である。」として、長半減期低発熱放射性廃棄物のうち地層処分を行うべき放射性廃棄物について、以下の基本的考え方を示した。

地層処分が想定される長半減期低発熱放射性廃棄物を高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）と併置処分することが可能であれば、処分場数を減じることができ、ひいては経済性が向上することが見込まれる。このため、国は、事業者による地層処分が想定される長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物を併置処分する場合の相互影響等の評価結果を踏まえ、その妥当性を検討^{（注2）}し、その判断を踏まえて、実施主体のあり方や国の関与のあり方等も含めてその実施に必要な措置について検討を行うべきである。

海外再処理に伴う低レベル放射性廃棄物は、今後、仏国及び英国の事業者から順次返還されることになっている。このうち、仏国の事業者から

（注1）原子力政策大綱では、「超ウラン核種を含む放射性廃棄物」（TRU廃棄物）とあるのを、「長半減期低発熱放射性廃棄物」と置き換えている。

は、地層処分が想定される低レベル放射性廃棄物のうち、低レベル廃液の固化方法をアスファルト固化からガラス固化へ変えることが提案されている。英国の事業者からは、低レベル放射性廃棄物のうち、地層処分が想定されるセメント固化体と管理処分が適当とされる雑固体廃棄物とを、それらと放射線影響が等価な高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)に交換して返還することが提案されている。これらの提案には、国内に返還される廃棄物量が低減し、それに伴い輸送回数が低減すること及び海外から返還される低レベル放射性廃棄物の最終処分までの我が国における貯蔵管理施設の規模が縮小できる等の効果が見込まれる。このため、国は、事業者の検討結果を受け、仏国提案の新固化方式による廃棄体の処理処分に関する技術的妥当性や、英国提案の廃棄体を交換する指標の妥当性等を評価(注2)し、これらの提案が受け入れられる場合には、そのための制度面の検討等を速やかに行うべきである。

そこで、原子力委員会は、「基本的考え方」に示した地層処分に関して追加の検討を行うため、長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会(以下、「本検討会」という。)を設置し、以下の事項の専門的な検討を行うよう指示した。

1. 地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)との併置処分の技術的成立性
2. 仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更(低レベル放射性廃棄物ガラス固化体)に伴う処分の技術的成立性

本検討会は、「第2次TRUレポート」に示された技術的知見及びこれまでのその他の知見を基に、これらの課題について検討を行った。

この報告書は、本検討会の5回に至る会合での審議内容を取りまとめたものであり、5章から構成されている。序章である本章に続く第2章に「検討の前提となるこれまでの報告、制度整備等」、第3章に「検討の内容」、第4章に「結論」を述べ、第5章「おわりに」で結んでいる。また、付録1に長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会の開催実績、付録2に委員名簿及び付録3に原子力政策大綱の関連部分抜粋を記載している。

なお、本報告書を読まれる方の便に供するため、参考資料及び関連する主な用語解説を添付した。

第2章 検討の前提となるこれまでの報告、制度整備等

2-1. 「基本的考え方」における地層処分に関する検討結果

平成12年4月に原子力委員会がとりまとめた「基本的考え方」は、長半減期低発熱放射性廃棄物の処分方法について、安全を確保して管理処分（浅地中ピット処分、余裕深度処分）及び地層処分を適用できる可能性を示した。今回の検討に当たっては、この「基本的考え方」を前提として検討を行うことになるので、以下にそのうち地層処分に関する主要な検討結果を要約する。

(1) 地層処分の安全性

地層処分の検討対象とする廃棄物は、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）を若干超えるものから数千GBq/tに及ぶものまで幅広い範囲の長半減期低発熱放射性廃棄物としている。アルファ核種濃度が一応の区分目安値を超える廃棄物の一部については、余裕深度処分の適用可能性があると考えられるが、この処分方法が適用可能なアルファ核種濃度の上限値が決定されていないことから、アルファ核種濃度が一応の区分目安値を超える廃棄物（ハル・エンドピース等）を全て地層処分対象としたものである。また、半減期が長くかつ天然バリアへの吸着が小さいため地下水とともに移行しやすい放射性核種であるよう素-129（I-129）（半減期：約1600万年）を多く含む廃棄物（廃銀吸着材）を地層処分対象としている。

これらの廃棄物の特性を考慮して適切に分類し、各々のグループの特性に応じた人工バリアにより構成される処分概念及び廃棄体を比較的大きな地下空洞内にまとめて処分する処分施設概念を検討し、検討当時の技術で構築可能な処分施設概念の一例を提示している。

対象廃棄物の特性及び処分施設概念を考慮して、地下水移行シナリオにおいて考慮すべき現象（ガス発生、セメント・硝酸塩等による人工バリアや天然バリアの放射性核種移行抑制に与える影響）を、詳細な調査及び解析を行った結果を踏まえて整理している。

高レベル放射性廃棄物の地層処分の知見を利用して、対象廃棄物の地層処分に特有な現象の影響を考慮した地下水シナリオによる線量の試算に基づき、安全性の検討を実施している。

「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 - 」(平成11年11月、旧核燃料サイクル開発機構)(以下、「高レベルH12レポート」という。)を参考に行われた地下水移行シナリオによる線量の試算結果は、 $10^{-5} \sim 10^{-2}$ mSv/年程度となっており、これから安全を確保して地層処分を行うことが可能であると考えられている。試算結果によれば線量に与える影響が最も大きい放射性核種はI-129である。

以上の検討により、長半減期低発熱放射性廃棄物を安全に地層処分を行うことが可能との見通しを得たと結論している。

(2)技術開発課題について

前述の結論は、処分方式の検討に当たって、検討当時に利用可能な技術的知見に基づいた施設設計を行い、この廃棄物の処分に特有な現象のいくつかについては、それまでの知見の範囲内で線量の試算結果が高めとなると考えられるモデルやデータを用いて評価して得られたものである。これらに関しては一層の技術的知見を得ることによって、より適切な評価を行うことが可能と考えられるので、今後は以下の技術開発課題について取り組むことが重要であるとしている。

処分施設設計の合理化・詳細化と安全性評価の信頼性向上に役立つ、対象廃棄物の処分に特有な現象(充填材等に使用されるセメントの変質、アルカリ性環境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

2-2. 地層処分の安全確保の考え方に関する報告等

高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全確保については、旧核燃料サイクル開発機構が平成11年11月にそれまでの技術の現状と研究成果を基に「高レベルH12レポート」を作成公表したのに伴い、原子力委員会がこれを評価して「我が国における高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術的信頼性の評価」(平成12年10月、原子力委員会決定)を取りまとめている。

地層処分の安全規制の考え方については、原子力安全委員会及び原子力安全・保安院が、高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の処分スケジュールにしたがって順次策定する予定となっており、すでに、原子力安全委員会は、

「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について（第1次報告）」（平成12年11月、原子力安全委員会）、「高レベル放射性廃棄物処分の概要調査地区選定段階において考慮すべき環境要件について」（平成14年9月、原子力安全委員会）及び低レベル放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物の安全規制における共通的な重要事項を示した「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）を取りまとめている。長半減期低発熱放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方については現在検討中である。また、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会においては、これまで「高レベル放射性廃棄物処分の安全規制に係る基盤確保に向けて」（平成15年7月）を取りまとめるとともに、平成17年12月から同小委員会において、高レベル放射性廃棄物等の地層処分に係る安全規制制度の検討を開始している。

したがって、本技術検討会における技術的成立性の確認は、2-1.に示した「基本的考え方」で示された安全確保の考え方を基に、上記に掲げた地層処分に関する既存の報告である「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」等も参考にして行うこととした。

2-3. 処分事業の実施主体のあり方、国の関与のあり方に関する検討及び制度整備等

「基本的考え方」では、処分事業の責任分担のあり方、処分費用の確保などを検討し制度整備を図っていくことが必要であるとしており、それらについては順次検討が行われている。処分費用のうち、地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物を含む海外から返還される低レベル放射性廃棄物及び六ヶ所再処理施設の操業・解体に伴って発生する低レベル放射性廃棄物の処分費用については、「原子力発電における使用済燃料の再処理等のための積立金の積立て及び管理に関する法律」（平成17年5月公布）によりこれを確保する制度が整備され、平成17年度から電気事業者による積立てが開始されている。

高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の地層処分については、既に平成12年6月に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」が公布され、同年10月に同法に基づいて処分実施主体である原子力発電環境整備機構（NUMO）が設立され、平成14年12月にはNUMOが全国市町村を対象に「高レベル放射性廃棄物の最終処分施設の設置可能性を調査する区域」の公募が開

始されている。また、上記の法律に基づいて、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の処分費用の積立てが電気事業者等により開始されている。

第3章 検討の内容

本検討会は、第1章「はじめに」に記載した、2つの課題を検討するに当たって、「第2次TRUレポート」の作成者から、そこに記載された「地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）との併置処分」及び「仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更（低レベル放射性廃棄物ガラス固化体）に伴う処分」の技術的検討内容についての説明を受け、これらの技術的成立性を検討・評価した。

作成者は「第2次TRUレポート」の作成過程において、国内の有識者（土木、地質、原子力等の各分野の専門家）及び国外の専門家〔スイス放射性廃棄物共同組合（Nagra）〕によるレビューを受け、関連する研究成果を国際的なワークショップ、日本原子力学会及び国際原子力機関（IAEA）の国際会議に報告し、公開の研究成果報告会を開催してその内容を一般に公開してきた。検討・評価の場には、これらの機会に得られた外部専門家等の指摘事項等を整理した「TRU廃棄物処分技術検討書 - 第2次TRU廃棄物処分研究開発取りまとめ - の外部レビューの結果」も提出されたので、参考にした。

3-1. 地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）との併置処分

長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）を近接して地層処分を行うに当たっては、地下に設けられるそれぞれの廃棄体の処分パネル等の施設の設計から処分に至る活動を、それぞれの処分領域の近傍に別の廃棄体の処分施設が存在しないとして進めても処分の安全確保の観点からは差し支えない距離だけ、それぞれの処分活動領域を離して行うことが考えられる。一方、適切な工夫を講ずることにより二つの処分施設の距離をこの距離よりも小さくすることも考えられる。「第2次TRUレポート」では、後者については将来の技術開発によりその知見が得られればそのような処分の対策も検討できると考えられるが、現時点ではその見通しが明確でないとして、前者の考え方によって併置処分を行うことに限定して、この距離、すなわち、必要十分な離隔距離を中心に技術的検討を行っている。本検討会は、この考え方を妥当として、その検討内容を評価した。

なお、今回の検討の対象とする地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物は、長半減期低発熱放射性廃棄物の余裕深度処分の埋設濃度の上限値が定

まっていないことから、引き続き「基本的考え方」に示した地層処分対象の廃棄物と同範囲のものとし、これを高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）と同一の処分サイトに処分することについては当面の仮定として理解するとした。

(1)相互影響因子

「第2次TRUレポート」は、長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の、それぞれの処分施設の存在が他方の施設からの放射性核種の移行挙動に影響を与える可能性のある因子（相互影響因子）を以下のように特定している。

< 想定される相互影響 >

地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物は、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）に比べると放射性物質濃度が比較的低いこと、ハル・エンドピースのように放射性物質の崩壊による発熱はあるが高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）と比べて発熱量が小さいこと、硝酸塩や有機物を含有する廃棄物が含まれることなどの特徴を有する。また、その処分方式としては、それらの廃棄物をセメント系材料を比較的多く用いた処分坑道に処分することが考えられている。

この長半減期低発熱放射性廃棄物を高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）と近接して処分する場合、それぞれの廃棄物の特性等を考慮すると、「熱」、「水理」、「応力」、「化学」、「放射線」に係る相互影響を考慮する必要がある。なお、ここで「水理」とは処分施設の建設に伴う地下水流動影響による処分サイト全体の水理条件への影響を指している。

< 相互影響因子の抽出 >

これらに係る相互影響を考慮する観点から、具体的に影響が及ぶ範囲の評価を行うべき相互影響因子が以下のように特定されている。

「熱」については、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の方が長半減期低発熱放射性廃棄物より発熱量が大きいため、前者の熱が後者に伝わり、後者のうち自ら発熱するハル・エンドピース周辺のセメントの温度を上昇させてセメントの変質をもたらす可能性に注目するべきであるから、この温度の上昇について評価する。

「水理」については、処分サイトの放射性核種移行の評価で重要であるが、長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）

のそれぞれの処分施設が施設近傍の局所的な地下水流動を変化させても処分施設全体の平均的な水理条件を乱さないよう設置されれば、安全評価で注目する処分施設全体からの放射性核種移行挙動への影響は小さいと考えられることから、相互影響因子は選定しない。ただし、実際に処分サイトが決まった段階では、その場所の地質環境条件を考慮に入れた場の条件としての水理について具体的に検討するとしている。

なお、広域的な地下水流動という意味での「水理」は、他の相互影響、例えば「化学」に係る影響の拡がり进行评估する際の入力条件となるのは当然である。

「応力」については、処分坑道間が近接しすぎると相互干渉による応力が増加し、崩落等が生じる可能性があるが、応力の影響範囲は処分坑道近傍に限定的であると考えられることから、相互影響因子として選定しなくてよい。ただし、それぞれの施設設計の際には施設の健全性確保の観点から施設の併置状況を適切に考慮すべきは、当然である。

「化学」については、長半減期低発熱放射性廃棄物に含まれる有機物(アスファルト、廃溶媒、セルロース)、硝酸塩の他、処分施設に広範に使用されるセメント系材料と地下水が反応し高アルカリ性となること、セメント起源のコロイド、金属の腐食等に起因するガス、微生物などの影響が注目される。これらについては、発生源側の長半減期低発熱放射性廃棄物の処分施設内での放射性核種移行への影響を評価し、その影響が小さいとわかれば、処分施設外へのその影響は考慮する必要がない。一方、長半減期低発熱放射性廃棄物の処分施設内において放射性核種移行への影響が小さくないとわかったもの、あるいは長半減期低発熱放射性廃棄物によってもたらされる上記影響因子のうち高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の処分施設固有の機能に対して影響があると考えられるものについては、それが施設外に拡がって高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)処分施設の放射性核種移行に影響を与える可能性を検討する必要があるため、その化学物質の拡がり进行评估する必要がある。

- a. 有機物のうちアスファルト及び廃溶媒については、それらが放射性核種移行に影響を与える錯体を形成する能力が小さいため、有意な影響を与えないと考えられる。一方、有機物のうちセルロースは、イソサッカリン酸(ISA)に分解すると、錯体形成により放射性核種の収着性(吸収・吸着性)に影響を与える可能性があるため、処分施設内(ハル・エンドピースを含む廃棄体グループ2)での収着分配係数への影響を考慮している。そこで、これの施設外への拡がりを検討する必要がある。

- b. 硝酸塩は間隙水が高いイオン強度となって放射性核種とイオン競合を生じることによりベントナイト及び母岩の放射性核種の収着性等へ影響を与える可能性があり、また、酸化性化学種である硝酸イオンにより、酸化性雰囲気形成され放射性核種の収着性等に影響を与え、高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)のオーバーパック(炭素鋼)の局部腐食挙動に影響を与える可能性がある。ただし、長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の処分施設の間に存在する岩盤中や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である緩衝材中には還元性物質が含まれており、またオーバーパックに用いられる炭素鋼は還元性物質であることから、放射性核種移行経路にそった酸化性雰囲気の形成による放射性核種の収着性等への影響は考えにくい、ここでは念のため、高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の処分施設固有のオーバーパック(炭素鋼)の局部腐食挙動に対して影響を与える可能性があるものとしている。また、長半減期低発熱放射性廃棄物内(硝酸塩を含む廃棄体グループ3)ではイオン競合及び酸化性雰囲気の形成の可能性があるので放射性核種の収着分配係数などへの影響を考慮している。そこで、硝酸塩の施設外への拡がりを検討する必要がある。
- c. セメント系材料との反応により高アルカリ性となった地下水(以下、「高アルカリ性地下水」という。)は、化学環境場を変化させ、放射性核種移行及び人工バリア材の安定性に影響を与える可能性があるため、処分施設内において高アルカリ性環境下での収着分配係数等への影響を考慮している。そこで、これの施設外への拡がりを検討する必要がある。
- d. セメント起源のコロイドは、処分施設内は高アルカリ性環境下であるため凝集沈殿するので濃度に上限があり、しかもその濃度では放射性核種移行への影響は小さい。また、このコロイドはベントナイトによりろ過されると考えられるので、放射性核種移行への影響は廃棄体定置場所近傍に限定的であると考えられる。そこで、これは相互影響因子としては選定しなくてよい。
- e. 金属の腐食等に起因するガスは、それ自体は放射性核種の移行媒体となるものではないが、これによる処分施設内圧の上昇によって、放射性核種を含んだ水が押し出され局所的に放射性核種移行を早める現象は考慮される。ただし、その影響は廃棄体定置場所近傍に限定的であると考えられることから、相互影響因子としては選定しな

くてよい。

- f. 微生物は、その活動により生成する炭酸などが化学環境場を変える可能性があるが、その活動による放射性核種移行への影響は廃棄体定置場所近傍に限定的であると考えられることから、これは相互影響因子として選定しなくてよい。

以上のことから、「化学」については、長半減期低発熱放射性廃棄物に含まれるセルロースの分解生成物である有機物（イソサッカリン酸）、硝酸塩、高アルカリ性地下水の処分施設外への拡がり进行评估する。

「放射線」については、廃棄物に存在する放射性物質から判断して、当該廃棄物の人工バリアの性能を損なう可能性は考えにくいこと、たとえば、それがあっても、構造物による遮へい効果があるため、その影響範囲は廃棄体定置場所近傍に限定的であると考えられることから、相互影響因子としては選定しなくてよい。

本検討会は、我が国で想定される地質環境条件において長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の処分施設を併置して地層処分する場合、処分される廃棄物に係る「熱」、「有機物(イソサッカリン酸)」、「硝酸塩」及び「高アルカリ性地下水」の影響が各処分場の外側に及ぶので、この併置処分の実現性を検討するためには、これらの因子について影響範囲を定量的に解析・評価する必要があるとしているのは、適切と考える。

(2) 影響範囲の評価方法

「第2次TRUレポート」は、上の因子の影響範囲の評価方法を以下のとおりとしている。

長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の両施設の配置は、それぞれの相互影響因子による放射性核種移行への影響を十分小さくし、それぞれの施設に係る線量評価に影響を与えない配置になるようにする。そのための代表的な配置として長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)のそれぞれの処分地下施設が同一平面上にあり、地下水の流向に平行に設置されているものを想定する。そして、それぞれの相互影響因子について、時間経過に伴う影響範囲の空間的拡がりを解析により評価する。

この影響評価に使う地質環境条件としては、「高レベルH12レポート」で示された我が国の地下深部に関するデータを基に、代表的と考えられる条件として岩盤(堆積岩、結晶質岩)透水係数($10^{-10} \sim 10^{-8} \text{m/s}$)、動水勾配(0.01)等を設定し、また、その他の条件についても「高レベ

ルH12レポート」等に基づき保守的に設定し解析する。

本検討会は、上記の両処分施設の配置について、実際の処分サイトでは、その地質環境条件等に応じた柔軟な配置が検討されることになるが、上に定めた因子の影響範囲の評価のためには、これを代表的な配置であるとする事は適切と考える。また、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の処分に関する研究において評価された条件をこの影響範囲の評価の際の地質環境条件として採用することは適切と考える。

(3) 相互影響範囲の評価

「第2次TRUレポート」では、影響の拡がりを以下のとおり評価している。

a. 「熱」の影響範囲

高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）からの発熱による長半減期低発熱放射性廃棄物（地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物の中で発熱量が比較的大きいハル・エンドピースの廃棄物）の温度の時間経過に伴う変化を2次元伝導伝熱解析により評価した。解析の結果、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以遠では、国内外の知見に基づき定めた、セメント系材料の熱変質により放射性核種の収着性に影響を与える可能性が生じない温度である80以下となった。

b. 「有機物」の影響範囲

長半減期低発熱放射性廃棄物に含まれるセルロースの分解生成物であるイソサッカリン酸（ISA）の濃度の時間経過に伴う空間的な拡がりを均質多孔質媒体モデルの2次元物質移行解析により評価した。解析の入力条件として、保守的に廃棄物に含まれる可能性があるセルロースがすべてISAになると仮定した。解析の結果、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以遠においては、国内外の知見に基づき定めた、母岩の放射性核種の収着性に影響を生じないISA濃度である $1 \times 10^{-6} \text{ mol/dm}^3$ (mol/l)以下となった。

c. 「硝酸塩」の影響範囲

長半減期低発熱放射性廃棄物に含まれる硝酸塩は、国内外の知見に基づけば、間隙水が高いイオン強度となって放射性核種の収着性等へ影響を与える可能性があり、また、酸化性化学種の硝酸イオンにより高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の放射性核種の移行挙動やオ

オーバーパックスの局部腐食挙動に影響を与える可能性がある。前者の間隙水のイオン強度上昇による影響については $0.1\text{mol}/\text{dm}^3$ ($\text{mol}/$) 以下であれば影響はないとされている。また、後者については、長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の処分施設の間に存在する岩盤中や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である緩衝材中には還元性物質が含まれており、またオーバーパックに用いられる炭素鋼は還元性物質であることから、その影響は考えにくい。しかし、ここでは硝酸イオンがオーバーパック近傍に拡がり腐食に影響を及ぼすとして、局部腐食挙動に関し、放射線分解による酸化性化学種生成が原因となる局部腐食の影響と同等以下であることを目標に局部腐食が起こる原因とならない濃度以下にすることが適切としている。この濃度は $4.5 \times 10^{-4}\text{mol}/\text{dm}^3$ ($\text{mol}/$) とされている。ここでは、保守的にこの値の約 5 分の 1 の $1 \times 10^{-4}\text{mol}/\text{dm}^3$ ($\text{mol}/$) を判断の目安とし、硝酸塩濃度の時間経過に伴う空間的な拡がり均質多孔質媒体モデルの 2 次元物質移行解析により評価した。その結果、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 以遠においては、硝酸塩濃度がこの目安値以下となった。

ただし、「高レベル H 1 2 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）の容器（オーバーパック）に期待されている放射性核種の閉じ込め期間は約 1,000 年であるのに対して、硝酸塩がこのような濃度で約 300m まで拡がるのに要する期間は約 100,000 年つまり、これの約 100 倍となっていることに注意する必要がある。

d. 「高アルカリ性地下水」の影響範囲

長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設では、坑道支保や充填材で使用されるセメント系材料に地下水が浸透し、セメント水和物中の Na、K、Ca 等が地下水に溶解することにより、高アルカリ性（pH が 12.5 以上）となる。この高アルカリ性地下水が、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の人工バリアであるベントナイト、ガラス固化体の成分の溶解速度やオーバーパックの腐食挙動へ影響を与える可能性がある。国内外の知見に基づけば pH が 11 以下であれば、このような影響を及ぼさないため、これを判断の目安としている。高アルカリ性地下水による pH の時間経過に伴う空間的な拡がり均質多孔質媒体モデルの 1 次元物質移行 - 地球化学連成解析により評価した。解析の結果、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 以遠においては、pH がこの目安値以下となった。

e. 相互影響範囲の時間的変化は、100,000 年程度以内でその影響範囲が

縮小するか、あるいはそれ以上の期間を評価する必要がない、という結果を示している。この値は「高レベルH12レポート」に示された「天然現象の活動やその影響が十分小さいと期待でき、地質環境の変化が概ね一定と見通せる程度の期間」と考えられる。

「第2次TRUレポート」において、上記の a～dのそれぞれの相互影響因子について評価した結果、その影響範囲が最も遠方まで及ぶのは硝酸塩であること、その場合でも、それぞれの地下施設間が約 300m あればその影響は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）のオーバーパ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拡がり进行评估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）等での技術的知見が深まれば、この大きさの保守性がどうかの再検討によりこの距離を小さ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拡がりを十分小さくする対応も可能と考えられる。

本検討会は、地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）を併置処分する場合、それぞれの処分地下施設の処分パネル間に約 300m の離隔距離をとることにより、それぞれの施設間の相互影響を十分小さくすることが可能であるとの評価は妥当と考える。また、「第2次TRUレポート」では、複数の相互影響因子の重ね合わせ影響については解析・評価されず、個々の因子による影響評価に代表させているが、仮に因子間の相互影響があった場合でも、既に有機物のセルロースから分解生成する ISA の収率は保守的に 100% と設定する等評価条件に含まれること、あるいはそれぞれの因子が他の因子に与える影響の範囲や程度は限定的と考えられることから、それらの影響については施設設計時に適切に考慮されることは必要であるが、この結論を変えることはないと判断する。

また、「第2次TRUレポート」では、長半減期低発熱放射性廃棄物の処分施設においては、廃棄体の性状及び特性を踏まえて廃棄体をグループ化し、グループ毎に適切に人工バリアを設置した比較的大きな空洞内に処分し、かつ、熱、力学、硝酸塩の拡がりなどを考慮に入れた配置を例として想定している。その結果、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体 4 万本相当）処分の

地下施設は約 2km (横) × 約 3km (縦) [結晶質岩、深度 1,000m の検討事例] の広がりであるのに比べ、長半減期低発熱放射性廃棄物の処分の地下施設は約 0.6km (横) × 約 0.4km (縦) [結晶質岩、深度 1,000m の検討事例] 程度の広がりであり、それぞれの地下施設間の離隔距離として約 300m (0.3km) をとったとしても、地層処分施設に必要な面積を大きく増加させるものではないと考える。

なお、硝酸塩が拡散し約 300m 離れた高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体) の容器 (オーバーパック) に影響を及ぼすに至るには約 100,000 年の期間が必要と評価されているが、これはオーバーパックに期待されている閉じ込め期間 (約 1,000 年) の約 100 倍となっていることから、約 300m は保守的な評価に基づく距離であると考えられる。

また、この離隔距離に関する解析結果は、代表的と考えられる条件でそれぞれの施設間の相互影響を十分小さくする際の値であるため、確保すべき距離として固定的に定める性格のものではなく、今後処分サイトが決まればその地質環境に応じた施設の設計及び相互影響評価により設定されるべきものであると考える。

(4) 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

「第 2 次 T R U レポート」においては、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を以下のとおり検討している。

- a. 長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設と高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体) 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。
- b. また、廃棄体、人工バリアの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。
- c. したがって、両処分施設を同一処分サイトで処分することによりそれぞれの各段階 (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。

本検討会は、長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設と高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体) 処分施設を併置する場合に、調査、建設、操業、閉鎖、管理等の各段階に大きな影響を与えることはないと考えられる。

(5) 諸外国における長半減期低発熱放射性廃棄物の処分方法

「第2次TRUレポート」では、諸外国における長半減期低発熱放射性廃棄物の処分方法について、以下のとおり、調査し今回検討の参考としている。

スイス、仏国、ベルギー、英国及びドイツは、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放射性廃棄物を高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体・使用済燃料）と同一サイトで処分することを計画又は検討している。各国とも、具体的な処分はまだ開始されていないが、各国における相互影響に関する検討内容は、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体・使用済燃料）からの発熱、長半減期低発熱放射性廃棄物からの有機物及び高アルカリ性地下水であり、スイス、仏国、英国はそれを評価して配置上数百メートル程度の離隔距離として計画又は検討している。ベルギーについては離隔距離を今後検討するとしており、ドイツについては配置が未定である。

なお、米国では、ニューメキシコ州のWIPP（廃棄物隔離パイロット事業）処分場で長半減期低発熱放射性廃棄物に相当する放射性廃棄物（軍事用施設から排出された廃棄物）の処分を既に開始し、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体・使用済燃料）についてはネバタ州のユッカマウンテン処分場での処分を計画している。

本検討会は、地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物に関して今後も技術開発、処分施設的设计等の知見や成果の向上を図っていく上で上記の国々と情報交換等をして技術共有を図ることが重要であると考えます。

3-2. 仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更(低レベル放射性廃棄物ガラス固化体)に伴う処分

「第2次TRUレポート」では、仏国から返還される低レベル放射性廃棄物の中には、仏国再処理事業者であるCOGEMA社の再処理施設UP2-400の廃止措置に伴う洗浄廃液を発生源とする廃棄物があり、その固化体は高レベル放射性廃棄物のガラス固化体と同じ形状で製造される予定であるとしている。

「基本的考え方」では、仏国から返還される低レベル放射性廃棄物はビチューメン固化体（アスファルト固化体）を想定していたため、「第2次TRUレポート」を基に、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とを比較して、処分に対して影響する以下の項目の検討を行っている。

(1) 固化体の安定性

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との処分に関する物性を比較した結果、低レベル放射性廃棄物ガラス固化体はビチューメン

固化体より力学的、熱的及び耐放射線性の観点での耐性があり、またガラスの網目構造中に放射性核種を保持することから、放射性核種の閉じ込め性が優れているとしている。

(2)地層処分への影響

処分施設設計の観点からは、低レベル放射性廃棄物ガラス固化体はガラス固化されているものの、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-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がガラス固化体の性能に及ぼす影響を避けるため、廃棄体周囲に低透水性のベントナイト系材料を設けた人工バリア構成とすることが考えられるとしている。返還される低レベル放射性廃棄物ガラス固化体は現時点での電気事業者の試算では約 28 本と少量であることから、長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設内の比較的小断面の処分坑道に処分することが可能である。

低レベル放射性廃棄物ガラス固化体は、ビチューメン固化体に含まれている硝酸塩を含んでいないため、廃棄体内部からの硝酸塩の影響を排除した線量評価が可能である。さらにビチューメン固化体の線量試算では放射性核種が瞬時に放出するモデルを用いていたが、低レベル放射性廃棄物ガラス固化体は固型化材料が高レベル放射性廃棄物と同様のほうけい酸ガラスであることから、高レベル放射性廃棄物のガラス固化体と同様に浸出モデルの適用が可能である。これらを考慮した線量評価では、低レベル放射性廃棄物ガラス固化体はビチューメン固化体に比べ線量が約 1 桁程度減少すると考えられ、地層処分を行う廃棄物の処分全体に影響を与えないと考えられる。

本検討会は、仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態である低レベル放射性廃棄物ガラス固化体は、他の放射性廃棄物の処分全体に影響を与えないことから、地層処分の技術的成立性があると考えられる。

3-3. 「基本的考え方」に示された技術開発課題に対する取組状況

旧核燃料サイクル開発機構と電気事業者は、「基本的考え方」に示された長半減期低発熱放射性廃棄物の処分に特有な現象に関する技術開発課題等に対して取り組み、「第2次TRUレポート」にその成果を以下のとおりまとめている。

なお、この成果は3-1.及び3-2.に記載された技術評価において用いられている。

(1) セメントの変質

充填材等に使用されるセメントが時間の経過とともに地下水と接触してセメント自体が変質する現象については、「第1次TRUレポート」では粉碎したセメントペ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、解析に当たっては保守的に初期から変質しているものと仮定した。「第2次TRUレポート」ではセメントペースト硬化体（ブロック形状）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、人工バリアの長期間安定性の評価が可能となった。

(2) アルカリ/ベントナイト/岩反応

充填材等に使用されているセメントの成分が溶け出すことによりアルカリ性となった地下水が周辺に拡がり、緩衝材（ベントナイト系材料）や岩と反応する現象については、「第1次TRUレポート」ではデータ不足により定量的評価ができなかったが、「第2次TRUレポート」では以下のとおり評価が可能となった。

アルカリ性成分と緩衝材（ベントナイト系材料）との反応については、アルカリ性環境下におけるベ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（評価上ゼ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、人工バリアの長期間安定性の評価が可能となった。

アルカリ性成分と岩との反応については、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連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止まることがわかり、放射性核種の移行経路全体に与える影響の評価が可能となった。

(3) 硝酸塩挙動

プロセス濃縮廃液のアスファルト固化体等（廃棄体グループ3に区分）には硝酸塩が多量に含まれており、その硝酸塩が地下水に溶け出すことによる影響については、「第1次TRUレポート」ではその知見はほとんどなかったため、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性への影響を評価した。「第2次TRUレポート」では、硝酸塩の影響を考慮した条件におけるセメントペ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。また、硝酸塩の地下深部での化学形態の変化を考慮して、アンミン錯体の影響、ガ

ス発生の影響並びに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。

(4) ガス発生影響

金属の腐食等によるガスの発生の影響として、「第1次TRUレポート」では、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。「第2次TRUレポート」では、腐食速度が小さいジルカ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。また、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（ベントナイト系材料）の健全性の評価が可能となった。

(5) 放射性よう素の閉じ込め性能向上のための研究開発

よう素-129 (I-129) は、半減期が長く、セメント系材料、ベントナイト系材料、母岩などへの収着性が小さく地中を移行しやすく線量評価上重要な放射性核種となっているため、「第1次TRUレポート」ではよう素固化処理技術の高度化を課題とした。「第2次TRUレポート」では、具体的なよう素固定化方法として8種類の固定化技術を調査し、開発の現状と取得された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10万年間以上にする可能性についての見通しを得た。

(6) 放射性炭素の閉じ込め性能向上のための研究開発

放射性核種濃度が地層処分対象廃棄物の中で比較的高いハル・エンドピース中に多く含まれる炭素-14 (C-14) (半減期：約5700年) は、地下水とともに移行しやすいため、「第2次TRUレポート」では、C-14が十分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C-14の閉じ込め期間を6万年 (C-14の半減期の約10倍の期間) にする可能性についての見通しを得た。

本検討会は、「基本的考え方」に示された技術開発課題に対して、「第2次TRUレポート」における以上のような研究成果が得られていること、今後とも、具体的な処分実施に向けて、「地下深部の原位置でのデータ取得・確証」、「さらなる現象の解明や技術的知見の拡充」、「事業化技術の開発」及び「代替技術の開発」を研究開発項目として掲げていることを確認した。

第4章 結論

4-1. 地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)との併置処分の技術的成立性

(1) 「第2次TRUレポート」では、地質環境条件として既に評価された高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の地質環境条件が用いられており、長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の併置処分の安全性や相互影響の評価を行う上で、現時点の知見を反映した適切な設定がなされていると考える。

(2) 地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)を併置処分する場合、それぞれの処分地下施設の処分パネル間に適切な離隔距離(解析結果によれば約300m)をとることにより、それぞれの施設間の相互影響を十分小さくすることが可能であると考ええる。

ただし、硝酸塩が拡散し約300m離れた高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の容器(オーバーパック)に影響を及ぼすに至るには約100,000年の期間が必要と評価されているが、これはオーバーパックに期待されている閉じ込め期間(約1,000年)の約100倍となっていることから、この約300mは保守的な評価に基づく距離であると考ええる。

また、この離隔距離に関する解析結果は、代表的と考えられる条件でそれぞれの施設間の相互影響を十分小さくする際の値であるため、確保すべき距離として固定的に定める性格のものではなく、今後処分サイトが決まればその地質環境に応じた施設の設計及び相互影響評価により設定されるべきものであると考える。

以上から、二つの処分施設の間にこの程度の離隔距離を設けることにより、地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)とを相互に影響なく処分することができることから、このような併置処分方式は技術的に成立すると判断する。

なお、それぞれの施設が上に定義される離隔距離より近接して存在するような場合であっても、工学的対策や廃棄体の配置等の適切な工夫を講ずることにより安全で合理的な処分を可能とすることも将来の検討や技術開発により可能と考えられるが、現時点では検討を行っていない。

4-2. 仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更(低レベル放射性廃棄物ガラス固化体)に伴う処分の技術的成立性

仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態である低レベル放射性廃棄物ガラス固化体の地層処分については、他の放射性廃棄物の処分全体に影響を与えないことから技術的に成立すると判断する。

4-3. 今後の取組

上述の技術的成立性の検討に当たっては、まだ詳細な技術的知見が得られていない事項については保守的に評価する等の対応がなされていることを確認し、あるいは実際のサイト決定時においてその地質環境に応じたデータを入力して評価すべきとした。しかしながら、長半減期低発熱放射性廃棄物の地層処分をより合理的に実施するためには、この廃棄物の特性等を踏まえ、継続的に技術開発を行い技術的知見の充実を図っていくことが重要である。また、所管行政庁においてこの処分事業のあり方、国の関与のあり方等の検討、並びに原子力安全委員会及び原子力安全・保安院における地層処分の安全規制の策定が進められることが重要である。

(1) 今後の技術開発について

「第2次TRUレポート」は、具体的な処分実施に向けた技術基盤整備の観点から、「地下深部の原位置でのデータ取得・確証」、「さらなる現象の解明や技術的知見の拡充」、「事業化技術の開発」及び「代替技術の開発」を行っていくことが有効としている。これらの技術開発については今後も継続的に、長半減期低発熱放射性廃棄物の特性等に留意しつつ、諸外国との情報交換等による技術共有を図りながら、着実に取り組んでいくべきである。その際、地層処分に関する研究において、高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)と共通する点については効率的かつ効果的に研究開発を実施していくことが重要である。また、国、研究開発機関、発生者及び実施主体は、それぞれの役割分担を踏まえつつ、密接な連携の下で、廃棄物処理及び地層処分に係る研究開発を着実に進めていくことが重要である。

「第2次TRUレポート」の地層処分における線量試算結果は、諸外国の安全基準(0.1~0.3mSv/年)に比べ十分低いことが示されている。

しかし、長半減期低発熱放射性廃棄物特有の放射性核種のI-129やC-14については、半減期が長く、セメント系材料、ベントナイト系緩衝材、

母岩などへの収着性が小さく、地中を移行しやすいため、線量評価上の重要な放射性核種となっていることから、「第2次TRUレポート」に示された代替技術を含め、廃棄体からの放射性核種放出抑制及び放射性核種移行への影響緩和について、さらなる技術開発を継続的に実施することが重要である。

(2) 処分事業の実施主体のあり方、国の関与のあり方等について

本検討会は、「地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）との併置処分」、及び「仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更（低レベル放射性廃棄物ガラス固化体）に伴う処分」について、技術的な成立性があると判断した。したがって、「原子力政策大綱」が示したように、今後、所管行政庁において、実施主体のあり方や国の関与のあり方等を含めてその実施に必要な措置について検討を進めるべきである。また、仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更（低レベル放射性廃棄物ガラス固化体）についても、これに係る提案が受け入れられる場合には、そのための制度面等の検討を速やかに進めるべきである。

その際には、地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物も高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の地層処分同様に、長期的に安定な地質環境を選定するなど長期的安全確保対策を講ずることと安全評価等による安全確認を行うことにより、長期に亘って人間の生活環境から隔離し安全確保が図られることを確かにすることが必要である。このため、現行の高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）に係る処分事業を参考としつつ、必要な制度の検討を進めることが重要である。

なお、今回の検討対象ではないRI・研究所等廃棄物（今回検討した旧核燃料サイクル開発機構の再処理施設及びMOX燃料取扱施設の操業・解体に伴って発生する放射性廃棄物を除く。）やウラン廃棄物等の一部について、今後の技術開発動向等により、地層処分相当とし、これらの廃棄物について、今回の検討結果等を参考に、事業者等が具体的な技術的検討を行うことも考えられる。その場合、所管行政庁は、その検討結果を踏まえ、今回対象とする廃棄物に関する議論も踏まえつつ、処分事業の実施主体のあり方、国の関与のあり方等を検討対象にすることが重要である。

(3) 地層処分の安全規制について

地層処分の安全規制については、第2章「検討の前提となるこれまでの報告、制度整備等」に示したとおり、原子力安全委員会及び原子力安全・保安

院が、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の処分スケジュールにしたがって順次策定する予定となっている。

したがって、地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物についても、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）と同じく地層処分であることから、これまで高レベル放射性廃棄物で策定した地層処分の安全規制の基本的考え方を踏まえ、長半減期低発熱放射性廃棄物の安全規制を順次策定することを期待する。

また、長半減期低発熱放射性廃棄物には地層処分以外に管理処分（浅地中ピット処分、余裕深度処分）できる廃棄物も多くあることから、これらの安全規制についても策定に向けた検討が引き続き行われることを期待する。

なお、その検討に際しては「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）に示されているとおり、諸外国等の例を参考にしつつ、処分システムの防護機能に影響があるシナリオの発生可能性を考慮したりリスク論的考え方を取り入れた規制の導入についても、処分に向けた活動のスケジュールを踏まえつつ、適宜に検討することを期待する。

第5章 おわりに

本検討会では、原子力委員会が検討を指示した課題である「地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）との併置処分」及び「仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更（低レベル放射性廃棄物ガラス固化体）に伴う処分」について、「第2次TRUレポート」に示された技術的知見及びこれまでのその他の知見を基に検討し、これらの技術的な成立性があると判断した。

これらを処分事業に実際に適用していくには、今後、長半減期低発熱放射性廃棄物の特性等を踏まえ、継続的に技術開発を行い技術的知見の充実を図っていくこと、所管行政庁においてこの処分事業の実施主体のあり方やそれに対する国の関与のあり方等の検討が進められる一方、原子力安全委員会及び原子力安全・保安院における地層処分に関する安全規制基準の策定が進められることが重要であるため、これらが着実に進められることを期待する。

なお、地層処分を行うべき長半減期低発熱放射性廃棄物を含む放射性廃棄物は、発生者の責任の下、安全かつ合理的に着実に処分される必要がある。したがって、各発生者は相互に密接に協力しながら、当該廃棄物の処分に関する諸制度の整備状況を踏まえ、具体的な処分計画を明確化するなどして、事業の推進に着実に取り組むことが重要である。また、処分事業が実施できるためには、処分が人々の安全を損なうものではないことについて国民との相互理解を図らなければならない。このため、国、事業者等は、その処分場の立地に向けて、国民に対する、長半減期低発熱放射性廃棄物に関する研究成果やその処分のための安全確保に関する取組等の的確な情報提供を引き続き実施することはもちろんのこと、処分に向けた安全の仕組みとそれが確実に実施されることについて国民に説明し意見交換して、相互理解の形成に寄与するリスクコミュニケーション活動を行うことが重要である。

(付録 1)

長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会の開催実績

1. 長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会

原子力委員会の長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会は、平成 17 年 10 月 22 日に原子力委員会決定した以下の検討内容について、「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」(平成 12 年 4 月、原子力委員会決定)の一部見直しにかかる専門的な検討を行った。

- (1) 地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物^(注)と高レベル放射性廃棄物との併置処分の技術的成立性
- (2) 仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物^(注)の固化体形態の変更(低レベル放射性廃棄物ガラス固化体)に伴う処分の技術的成立性

2. 開催実績

・第 1 回(平成 17 年 11 月 28 日)

- (1) これまでの検討経緯等
- (2) 地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物との併置処分
- (3) 仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更(低レベル放射性廃棄物ガラス固化体)に伴う処分

・第 2 回(平成 17 年 12 月 21 日)

- (1) 地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物との併置処分
- (2) 仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更(低レベル放射性廃棄物ガラス固化体)に伴う処分

・第 3 回(平成 18 年 1 月 25 日)

- (1) 地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物との併置処分
- (2) 仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更(低レベル放射性廃棄物ガラス固化体)に伴う処分
- (3) 論点の整理(案)

・第 4 回(平成 18 年 2 月 20 日)

- (1) 地層処分を行う長半減期低発熱放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物との併置処分

- (2) 仏国から返還される長半減期低発熱放射性廃棄物の固化体形態の変更
(低レベル放射性廃棄物ガラス固化体)に伴う処分
- (3) 報告書(案)
- ・第5回(平成18年4月13日)
 - (1) 報告書(案)に対するご意見の対応
 - (2) 報告書

(付録 2)

長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会委員名簿

座長	小佐古 敏荘	東京大学大学院工学系研究科教授
	岩川 眞由美	放射線医学総合研究所重粒子医科学センター ゲノム診断研究グループチームリーダー
	岡本 浩一	東洋英和女学院大学人間科学部教授
	楠瀬 勤一郎	(独)産業技術総合研究所地圏資源環境研究部門 地質バリア研究グループ長
	佐藤 正知	北海道大学大学院工学研究科教授
	中野 政詩	東京大学名誉教授、ソイルサイエンス総合研究所代表
	長崎 晋也	東京大学大学院工学系研究科教授
	藤川 陽子	京都大学原子炉実験所助教授
	山崎 晴雄	首都大学東京都市環境学部地理学教室教授

計 9名

(平成18年4月時点)

(付録 3)

原子力政策大綱 (平成 17 年 10 月 11 日、原子力委員会決定) の関連部分抜粋

2 - 3 . 放射性廃棄物の処理・処分

2 - 3 - 1 . 地層処分を行う放射性廃棄物

(2) 超ウラン核種を含む放射性廃棄物のうち地層処分を行う放射性廃棄物

低レベル放射性廃棄物のうち超ウラン核種を含む放射性廃棄物 (以下「TRU 廃棄物」という。)の中には地層処分が想定されるものがある。地層処分が想定される TRU 廃棄物を高レベル放射性廃棄物と併置処分することが可能であれば、処分場数を減じることができ、ひいては経済性が向上することが見込まれる。このため、国は、事業者による地層処分が想定される TRU 廃棄物と高レベル放射性廃棄物を併置処分する場合の相互影響等の評価結果を踏まえ、その妥当性を検討し、その判断を踏まえて、実施主体のあり方や国の関与のあり方等も含めてその実施に必要な措置について検討を行うべきである。

また、海外再処理に伴う低レベル放射性廃棄物は、今後、仏国及び英国の事業者から順次返還されることになっている。このうち、仏国の事業者からは、地層処分が想定される低レベル放射性廃棄物のうち、低レベル廃液の固化方法をアスファルト固化からガラス固化へ変えることが提案されている。英国の事業者からは、低レベル放射性廃棄物のうち、地層処分が想定されるセメント固化体と管理処分が適当とされる雑固体廃棄物とをそれらと放射線影響が等価な高レベル放射性廃棄物 (ガラス固化体) に交換して返還することが提案されている。これらの提案には、国内に返還される廃棄物量が低減し、それに伴い輸送回数が低減すること及び海外から返還される低レベル放射性廃棄物の最終処分までの我が国における貯蔵管理施設の規模が縮小できる等の効果が見込まれる。このため、国は、事業者の検討結果を受け、仏国提案の新固化方式による廃棄体の処理処分に関する技術的妥当性や、英国提案の廃棄体を交換する指標の妥当性等を評価し、これらの提案が受け入れられる場合には、そのための制度面の検討等を速やかに行うべきである。

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、「RI・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針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、既存の処分方針を参考にしつつ、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。

(処分方針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、

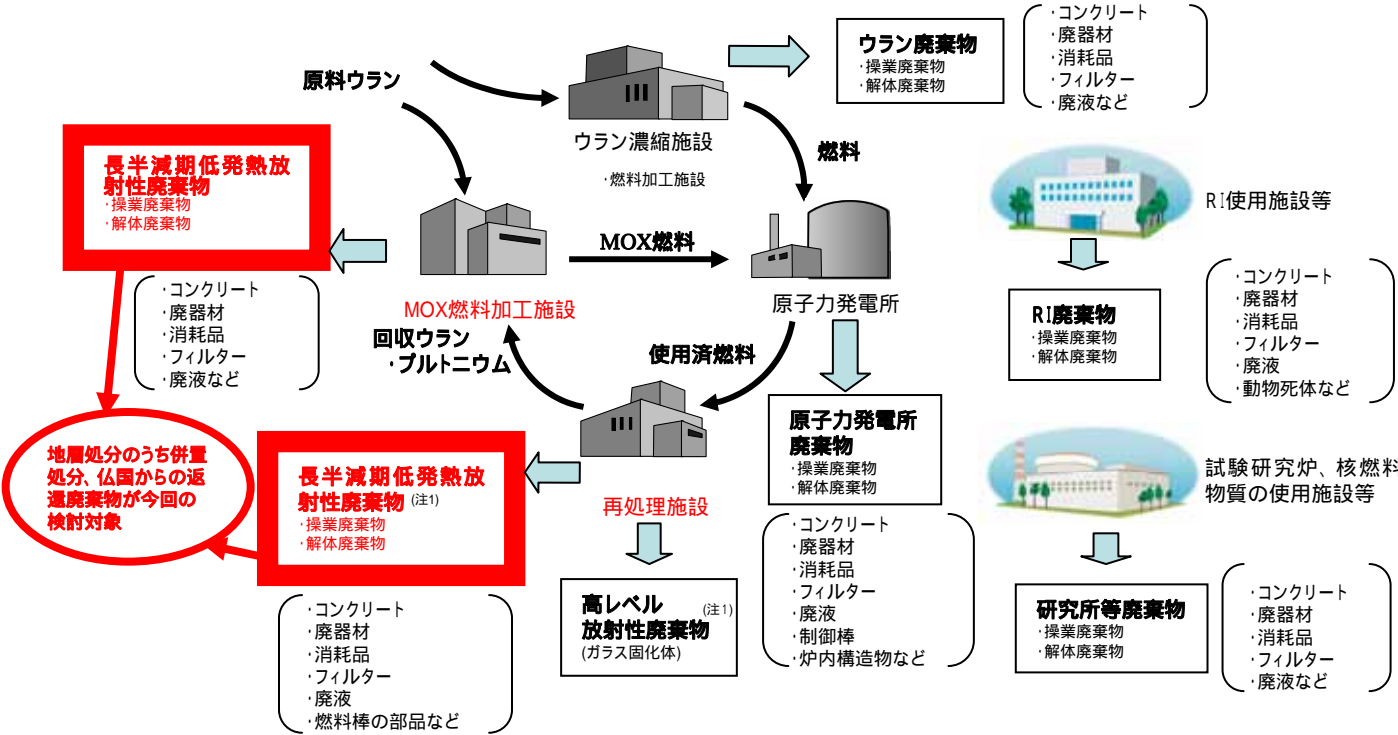
- ・当該廃棄物の発生者等や処分事業を行う者は、廃棄物の区分及び物量を明確にして合理的積算を行った上で適正な処分費用を確保しなければならない。国は処分費用の確保に必要な諸制度の検討を行う必要がある。
- ・国は安全規制や安全基準などについて検討し、RI廃棄物は原子炉等規制法と整合性を図りつつ関係法令を整備する必要がある。

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。



地層処分のうち併置処分、仏国からの返還廃棄物が今回の検討対象

(注1)海外からの返還廃棄物を含む

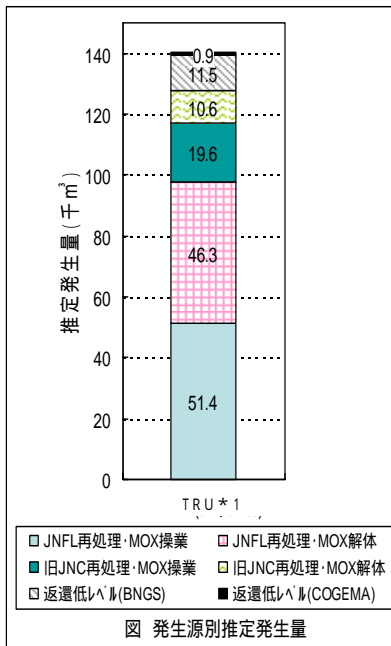
長半減期低発熱放射性廃棄物の特徴

処分方法	地層処分			余裕深度処分・浅地中処分		
	概要	<p>ハル (断面) 細断</p> <p>エンドピース</p>	<p>廃銀吸着材</p> <p>放射性的よう素を除去する吸着材</p>	<p>濃縮廃液等</p> <p>硝酸系廃液</p> <p>乾燥・ペレット化</p> <p>硝酸系廃液の処理例</p> <p>モルタル</p> <p>ペレット</p>	<p>難燃性廃棄物</p> <p>ゴム手袋</p> <p>不燃性廃棄物</p> <p>工具 金属配管</p>	
廃棄体イメージ	(例)	(例)	(例)	(例)	(例)	
特徴	<ul style="list-style-type: none"> 発熱量が比較的大 C-14を含む 有機物を含む 	<ul style="list-style-type: none"> I-129を含む 	<ul style="list-style-type: none"> 硝酸塩を含む 			

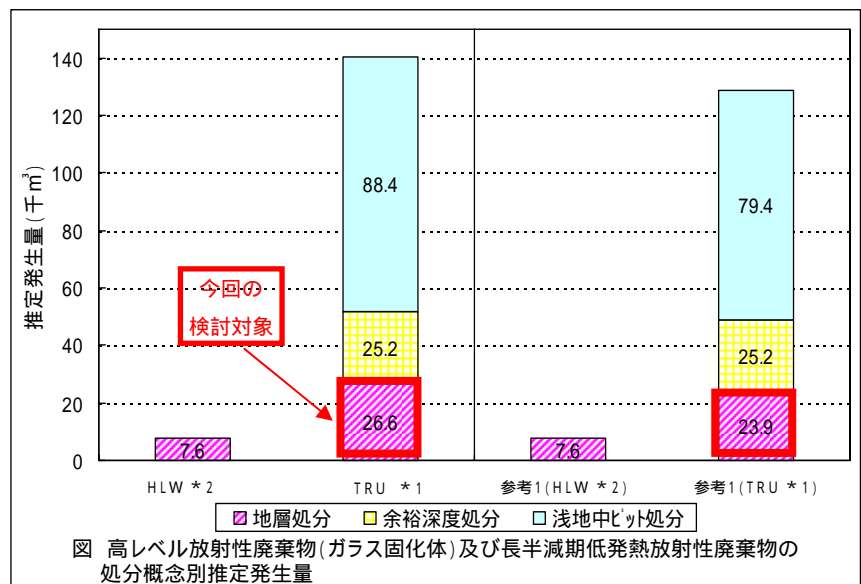
[出典:「第2次TRUレポート」より]

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。



注) JNFL: 日本原燃
旧JNC: 旧核燃料サイクル開発機構



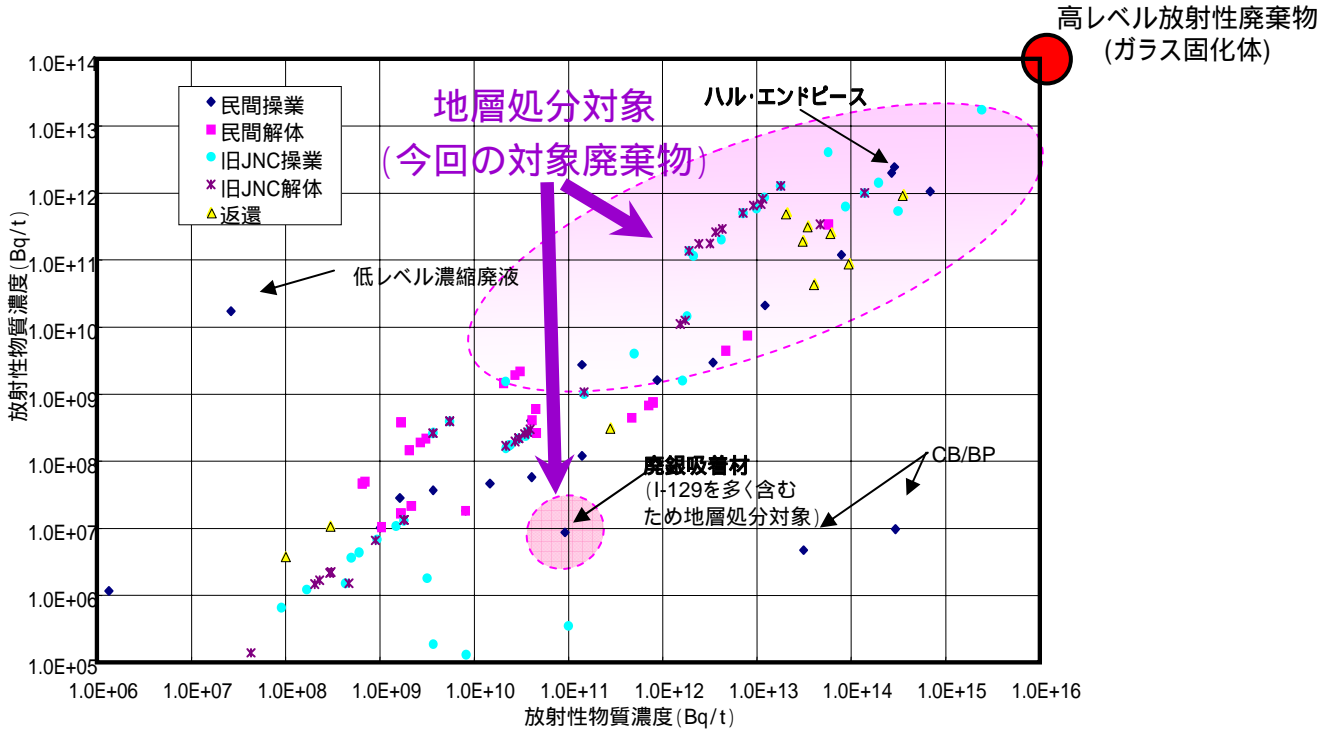
*1: 長半減期低発熱放射性廃棄物(JNFL、旧JNC及び海外委託における総再処理量は高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)約7.6千m3が発生する再処理量と同等の条件で算出)

*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COGEMA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)
放射性物質濃度	Bq/t	:約1.0E+16, :約1.0E+14 ^{*1}	:1.7E+14, :4.0E+11 ^{*3}
総放射性物質質量	Bq	:約2.0E+20, :約2.0E+18 ^{*2}	:1.7E+19, :3.9E+16
発熱量	W/本	2,300 ^{*1}	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: 放射性物質濃度から、ガラス固化体重量: 約500kg/本、発生量: 40,000本として算出
 * 3: 総放射性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実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針を公表し、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、 $10 \sim 100$ mSv/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 10μ 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。

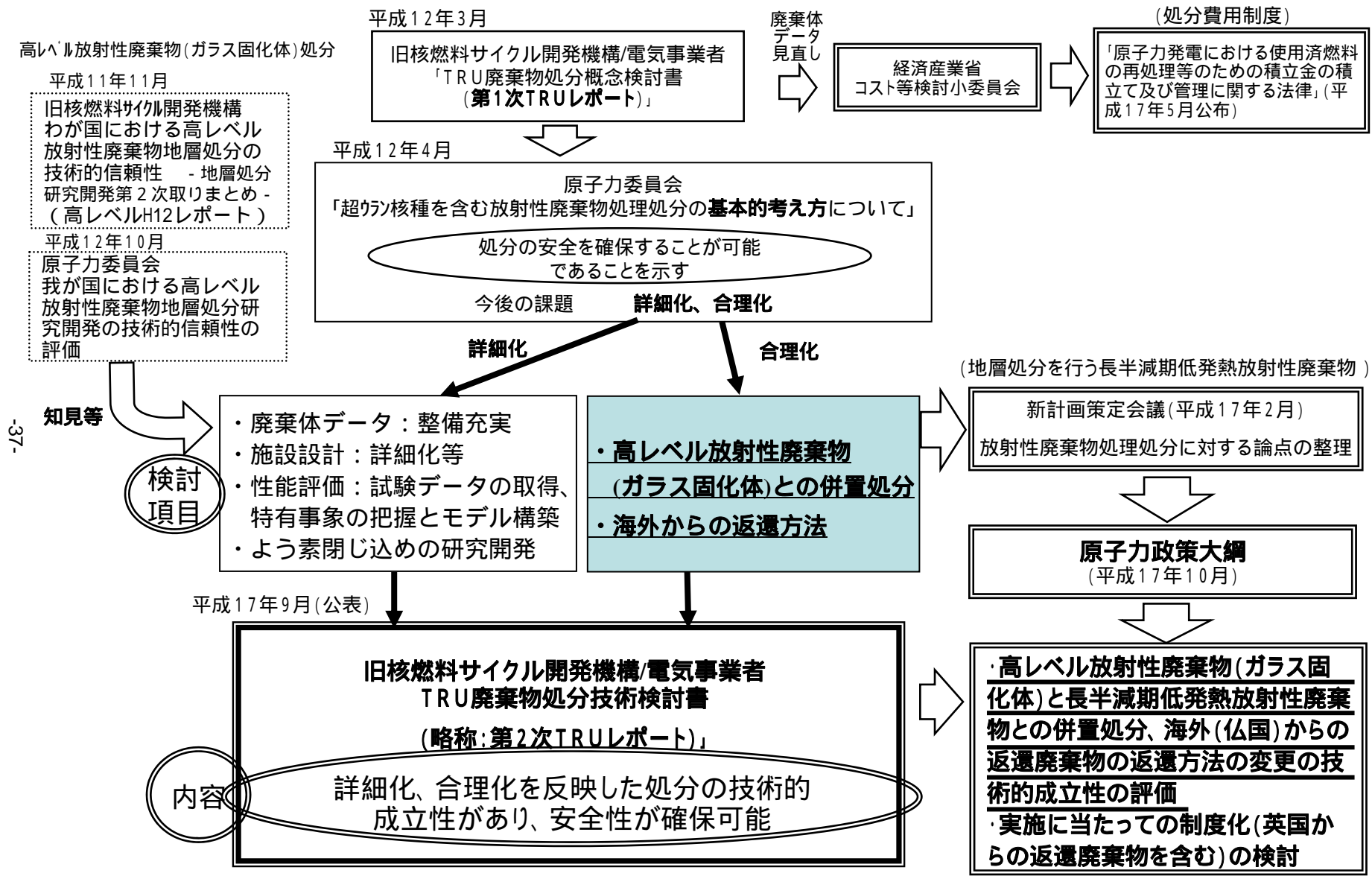
一方、高レベル放射性廃棄物など、管理期間内に放射能レベルが十分な減衰を期待できない廃棄物に関する規制要件については、低レベル放射性廃棄物に対する規制要件との整合性を図りつつ、高レベル放射性廃棄物処分に係る安全規制の基本的考え方を踏まえて、今後決めていく必要がある。

シナリオの発生の可能性を考慮したり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對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。

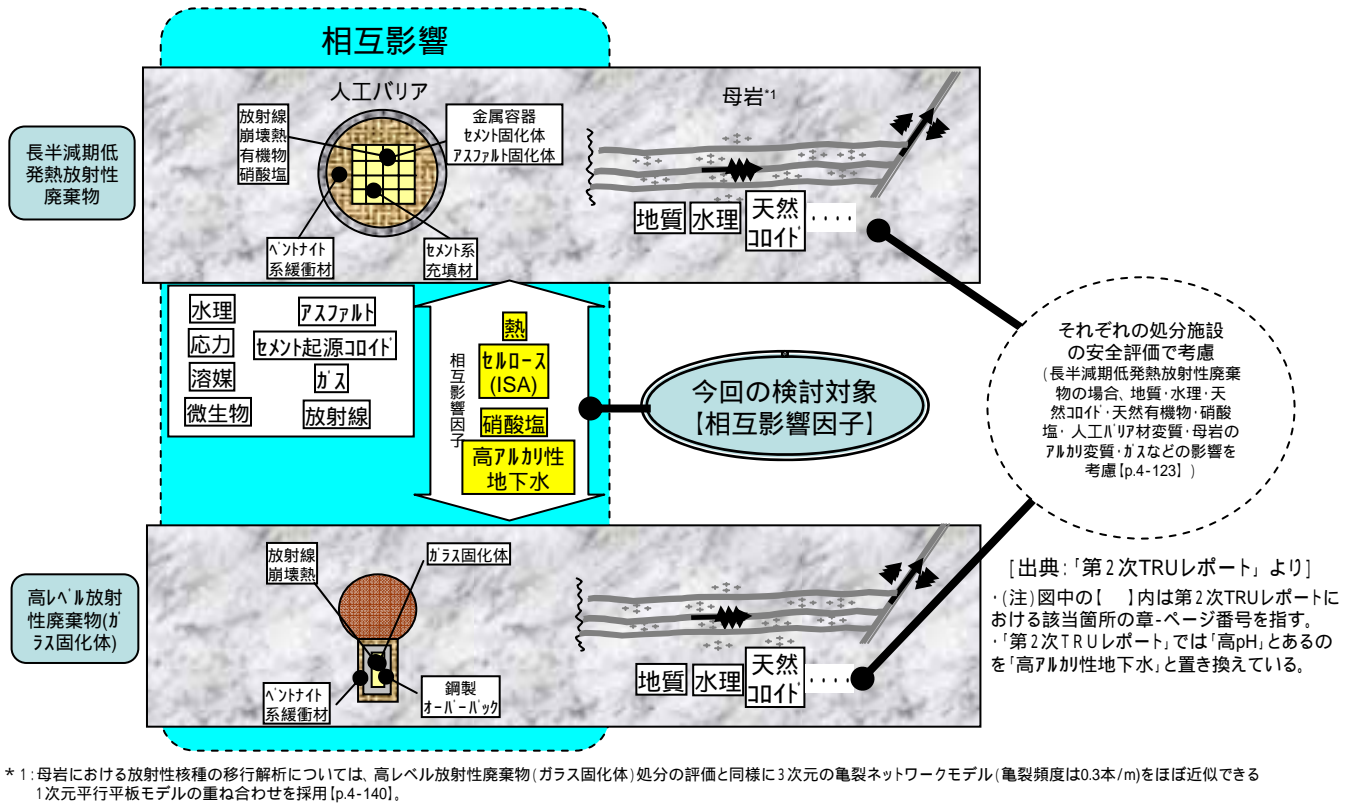
これまでの長半減期低発熱放射性廃棄物処理・処分の検討経緯等



(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。

安全評価の中での相互影響因子の位置付け

参考資料5 - 1



併置処分における相互影響因子の取り扱い

参考資料5 - 2

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HLW・エンドボックスについてセメントの温度が80 以下になるよう廃棄体定置密度及び坑道離間距離を確保。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
	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)	グループ2坑道の温度が上昇する可能性がある
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。	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的となる。	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)の安定性から坑道離間距離を確保(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係数に影響する可能性がある。	還元性で7pH以下で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	7pH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	イソシアナート(ISA)の錯体形成による吸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化性条件によりバリア材の吸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。	硝酸イオンによる吸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、オーバーパックの腐食、ベンチナイトの変質、核種の溶解・沈殿及び吸着に影響する可能性がある。	高アルカリ性地下水による吸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、吸着性等)が変化する可能性がある。	ベンチナイト層による過効果期待でき、また高イオン強度環境によるコロイド濃度の上限から吸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、構造物による遮へい効果がある。	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 ² /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	出典:高レベルH12レポート	
		結晶質岩	8E-11		
		堆積岩	1.2E-9		
	収着 分配係数 (m ³ /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

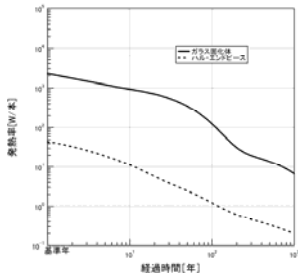
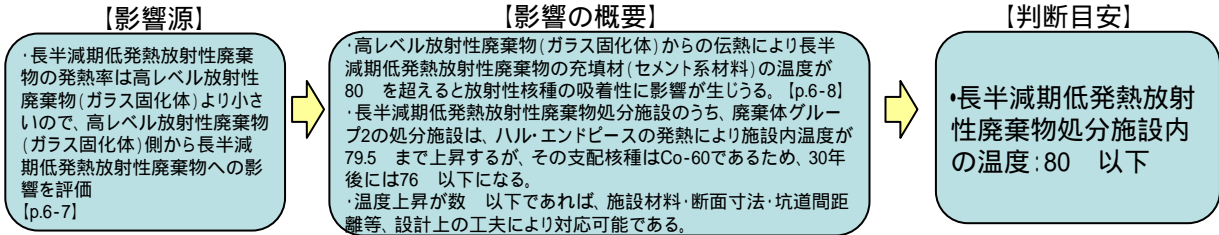


図 高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)と長半減期低発熱放射性廃棄物(ハル・エンドピース)の発熱率 [p.6-7]

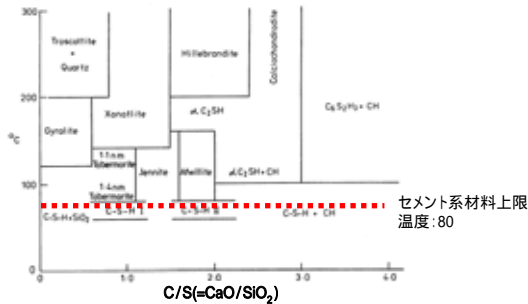
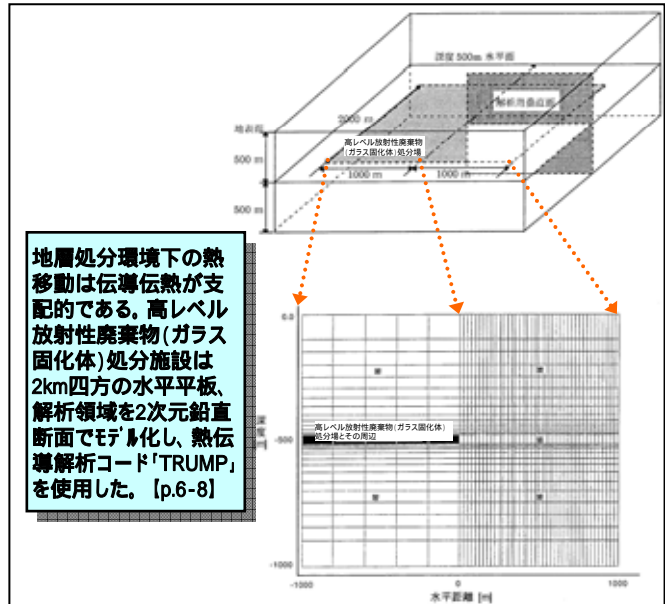


図 セメント系材料の熱変質温度 (Atkinson et al. 1989)

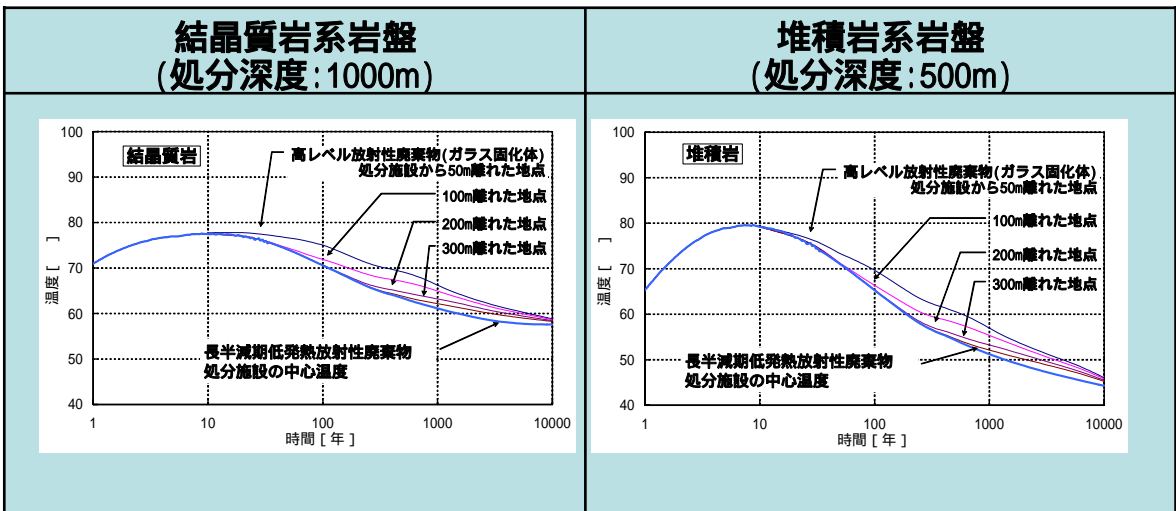
【解析体系】



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

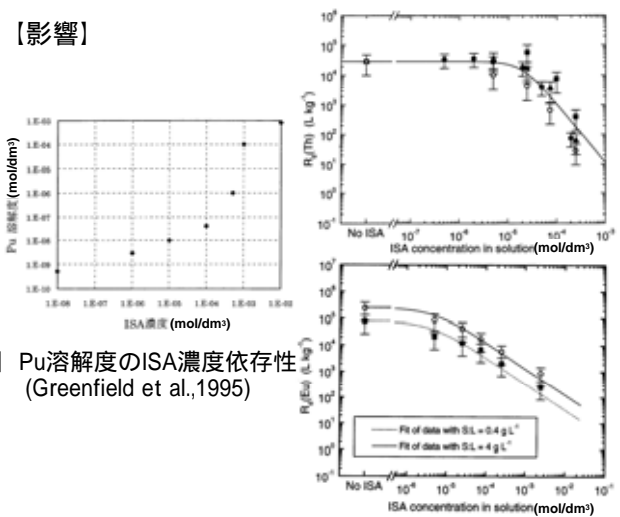
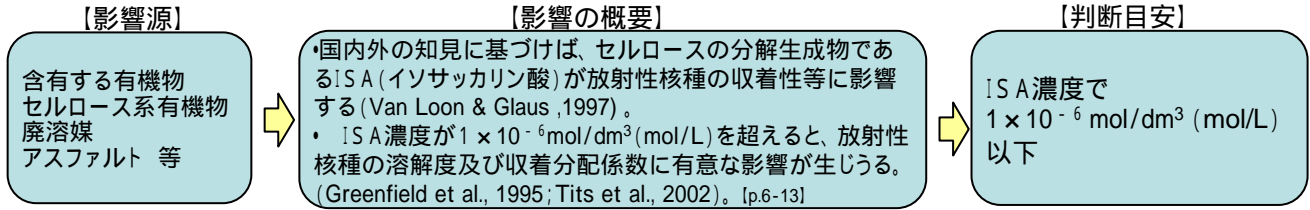
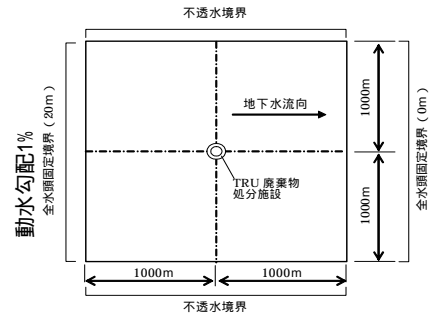


図 Pu溶解度のISA濃度依存性 (Greenfield et al., 1995)

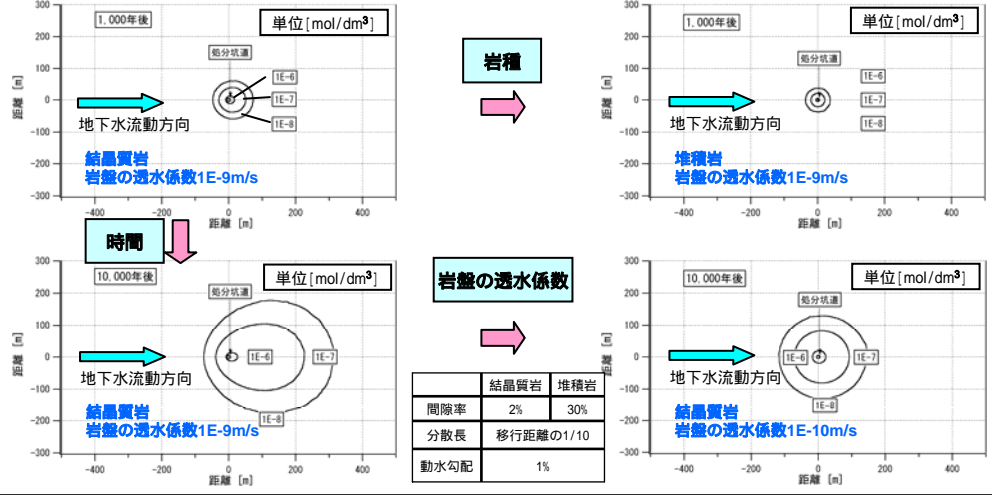
図 分配係数のISA濃度依存性 (Tits et al., 2002)

【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} 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} 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} m/s)と、ISAの拡がりは相対的に小さくなるが、 10^{-6} mol/dm^3 の拡がりは、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大きいことによる希釈効果のため、ISAの拡がりは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(核種の吸着性の变化)はNa⁺濃度に対するCs⁺の吸着分配係数(澁谷ほか,1999,陶山ほか,2004)より、0.1mol/dm³(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、4.5×10⁻⁴mol/dm³(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1×10⁻⁴mol/dm³(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

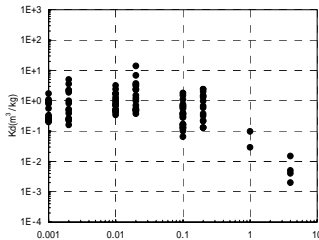


図 Na濃度とCsの岩盤への吸着分配係数の関係(澁谷ほか, 1999, 陶山ほか, 2004)

・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4.5×10⁻⁴mol/dm³である。[p.6-25]

【解析体系】

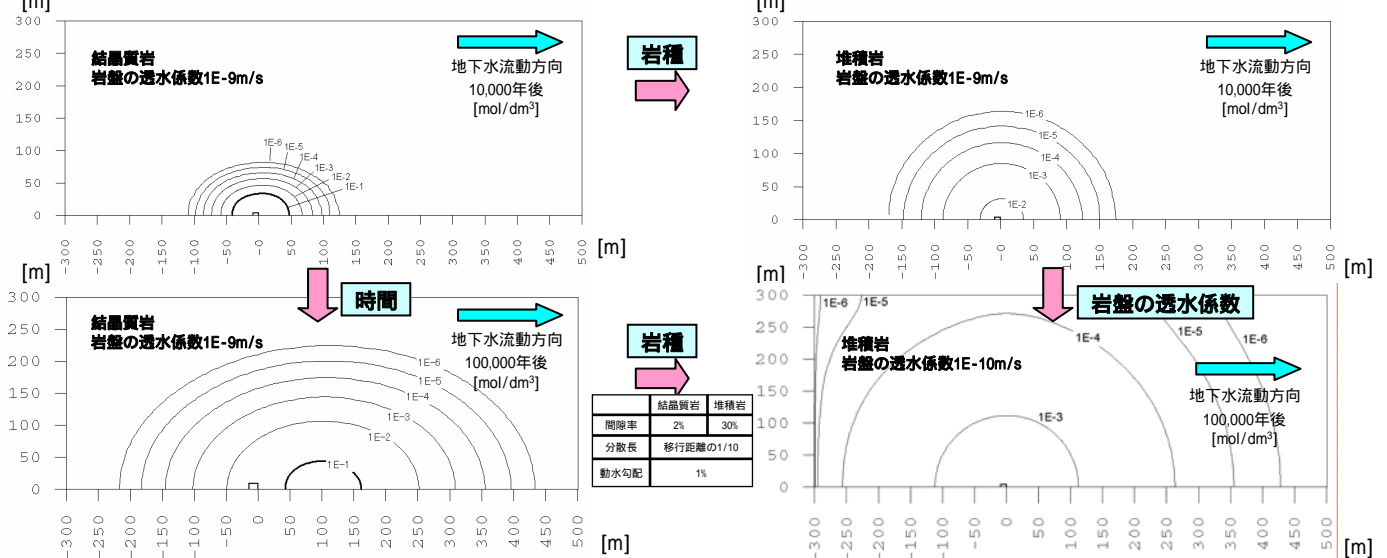
解析体系は、長半減期低発熱放射性廃棄物処分施設とその周辺の岩盤をモデル化した2次元鉛直断面

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1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.

【解析結果】



【硝酸塩濃度が10⁻⁴mol/dm³以上となる領域】

- ・結晶質岩の岩盤の透水係数が10⁻⁹m/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高いため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のとなっている。

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1×10⁻⁴mol/dm³(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】

【影響の概要】

【判断目安】

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。

・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]。

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

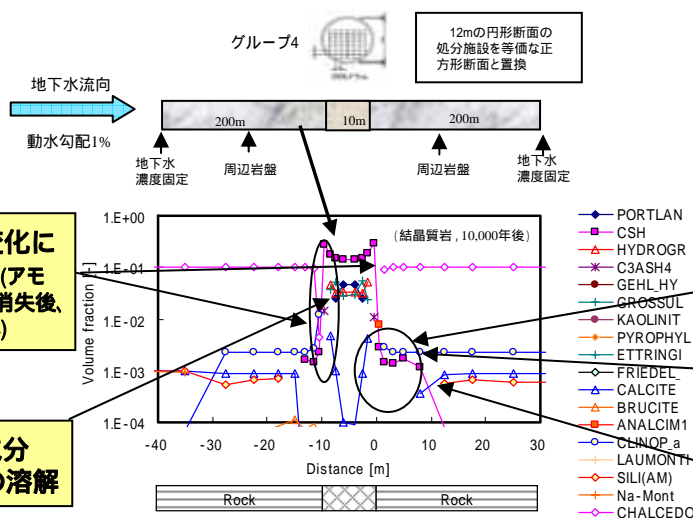
- ・高アルカリ性地下水 (pH11以上) によるベントナイト成分の溶解の促進 (SKB, 2004)
- ・高アルカリ性環境 (ベントナイト周りの地下水 pH12.5以上) で炭素鋼が不動態化 (谷口ほか, 2002)
- ・高アルカリ性環境でのガラス固化体の溶解 (pH11以上で顕著な変質が生じる) (Gin et al., 2001)

pH11以下 (緩衝材の安定に影響を及ぼさない pH)

【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)₂の溶解

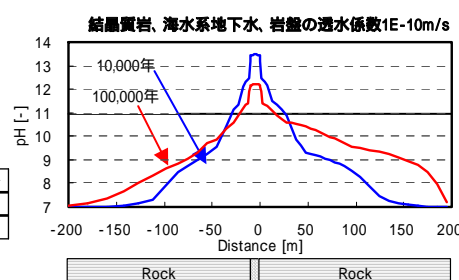
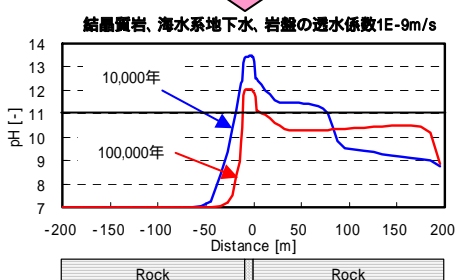
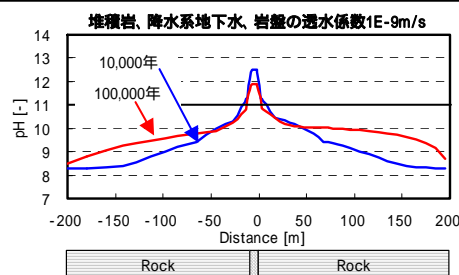
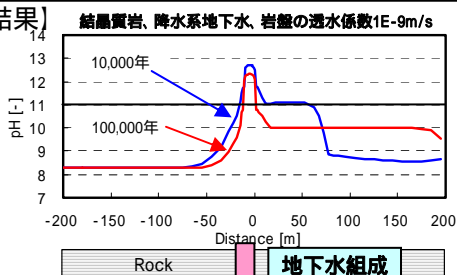
ゼオライトの生成 (Na,Kの固定化)

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】

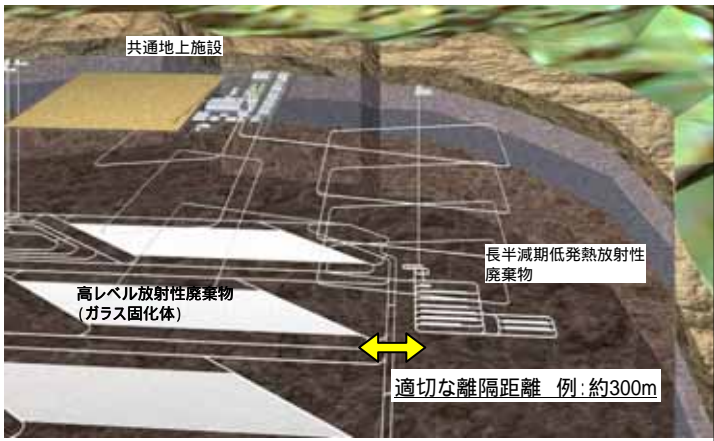
- ・結晶質岩、降水系地下水、岩盤の透水係数が10⁻⁹m/sのケースでは、アルカリ成分は移流により下流側へ拡がる。上流側でpH11以上となるのは10,000年後で10m以内となる。100,000年後では遊離アルカリ成分が散逸し、同じく10m以内の範囲である。
- ・地下水組成を海水系地下水としたケースにおいても、物質移行特性が同じであることから、上流側でpH11以上となるのは10,000年後で10m以内となる。100,000年後では遊離アルカリ成分が散逸し、同じく10m以内の範囲である
- ・さらに岩盤の透水係数を低下させると、拡散による移行が主となり、上流側でpH11以上となるのは30m以内の範囲である。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等となる。
- ・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ため流速が小さくなり、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。

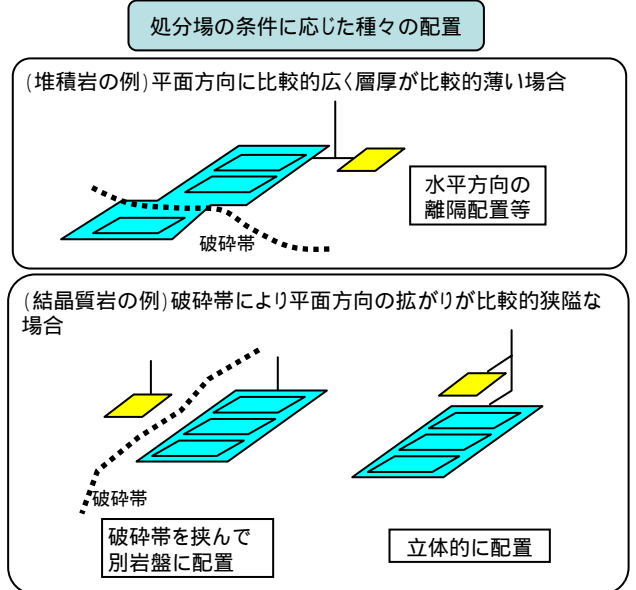
相互影響因子の影響の評価結果

参考資料5 - 8



*: 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 ¹ TRU ²)	セメントの吸着性低下	約50m
有機物(TRU ² HLW ¹)	溶解度上昇, 収着分配係数低下	約20m
硝酸塩(TRU ² HLW ¹)	収着分配係数低下, 金属腐食	約300m
高アルカリ性地下水 (TRU ² HLW ¹)	ベントナイト変質, 金属腐食, ガラスの溶解	約30m



*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拡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变化

参考資料5 - 9

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变化は、その場の透水係数によって大きくは変わらない。

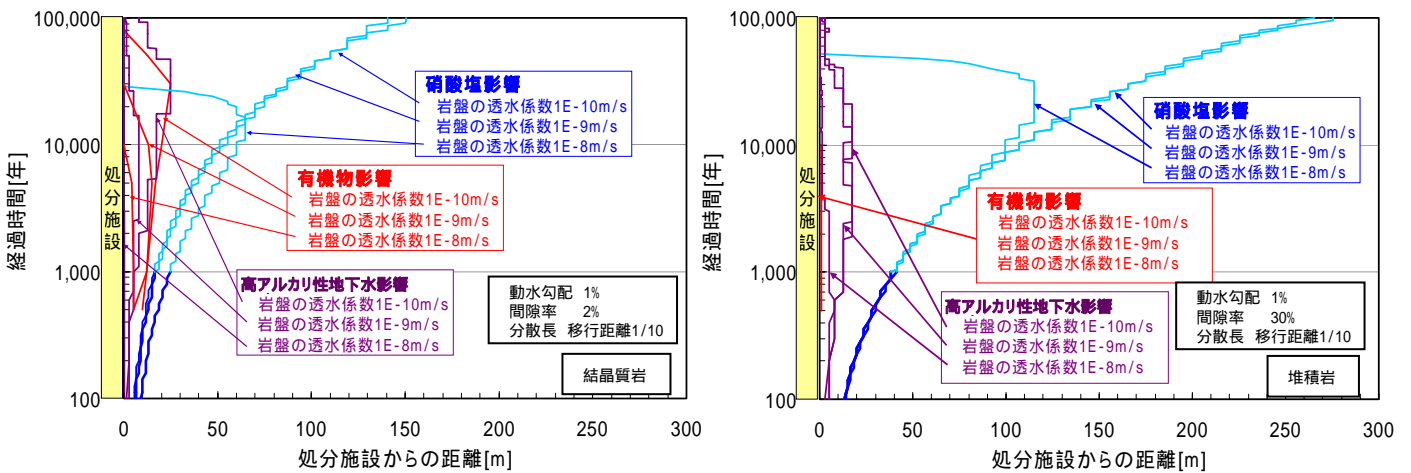


図 相互影響因子の影響範囲の時間的变化(左: 結晶質岩、右: 堆積岩)

[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 ⁻⁶ mol/dm ³ (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 ⁻⁴ mol/dm ³ (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、硝酸塩の拡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 ³)	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 ³)	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 ³)	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 ³)	-		

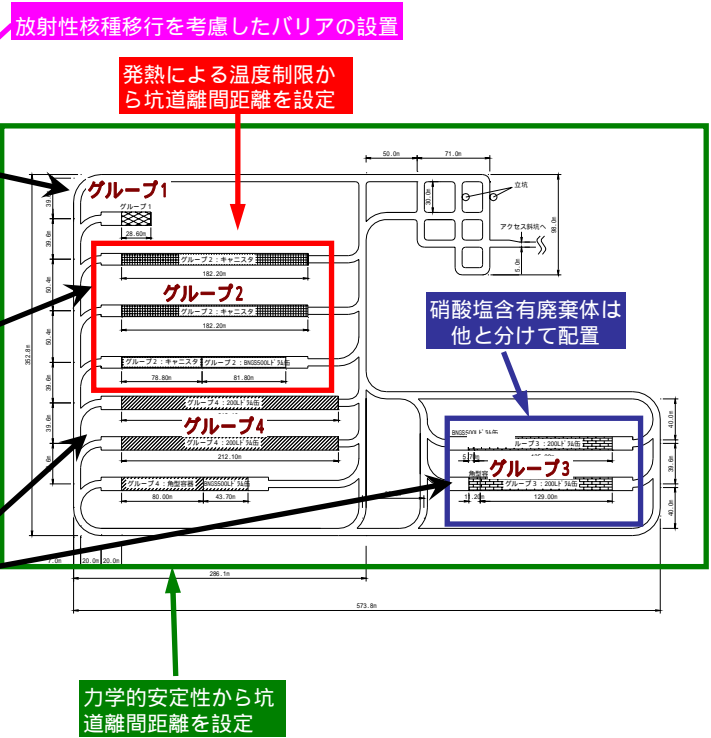


図 処分場平面レイアウトの例

[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く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射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	併置処分 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)	併置処分 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)	併置処分 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)	併置処分 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)	併置処分 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)	単独処分 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, NIROND 2001-05 E 2001, ONDRAF/NIRAS

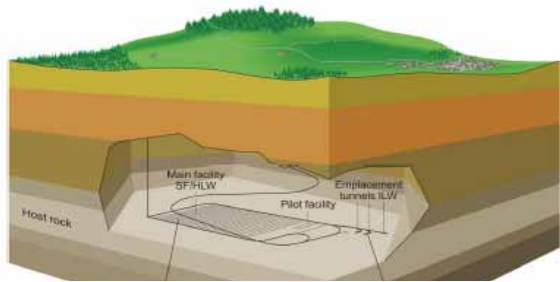
ドイツ: Environmental Policy Joint Convention on The Safety of SF and R/W Management, DBE Webサイト: <http://www.dbe.de/>

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

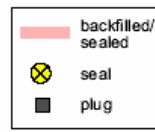
アメリカ: WIPP Webサイト: <http://www.wipp.ws/>

[出典:「第2次TRUレポート」より]

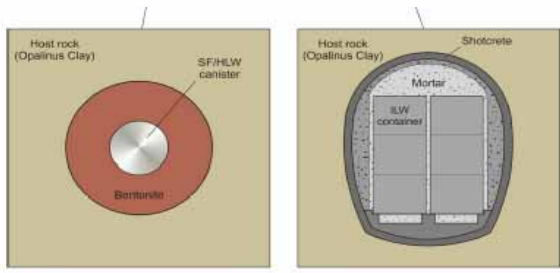
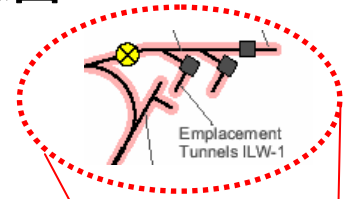
スイスにおける高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体・使用済燃料)と長半減期低発熱放射性廃棄物の併置処分概念図



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



シール: 高圧縮ベントナイト
プラグ: コンクリート



高レベル放射性廃棄物 長半減期放射性廃棄物(非発熱性)

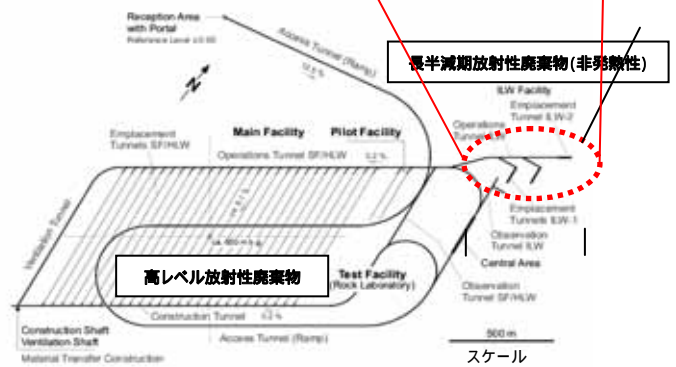


図 オパリナス粘土層における地層処分場レイアウト

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

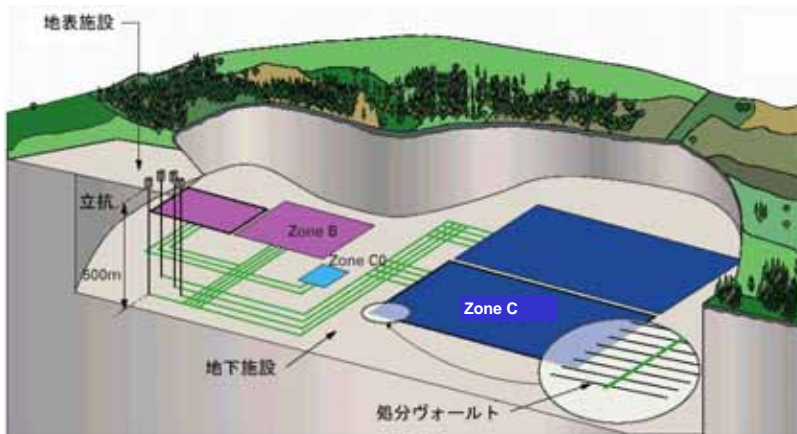


図 仏国における地層処分場の鳥瞰図

- 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。

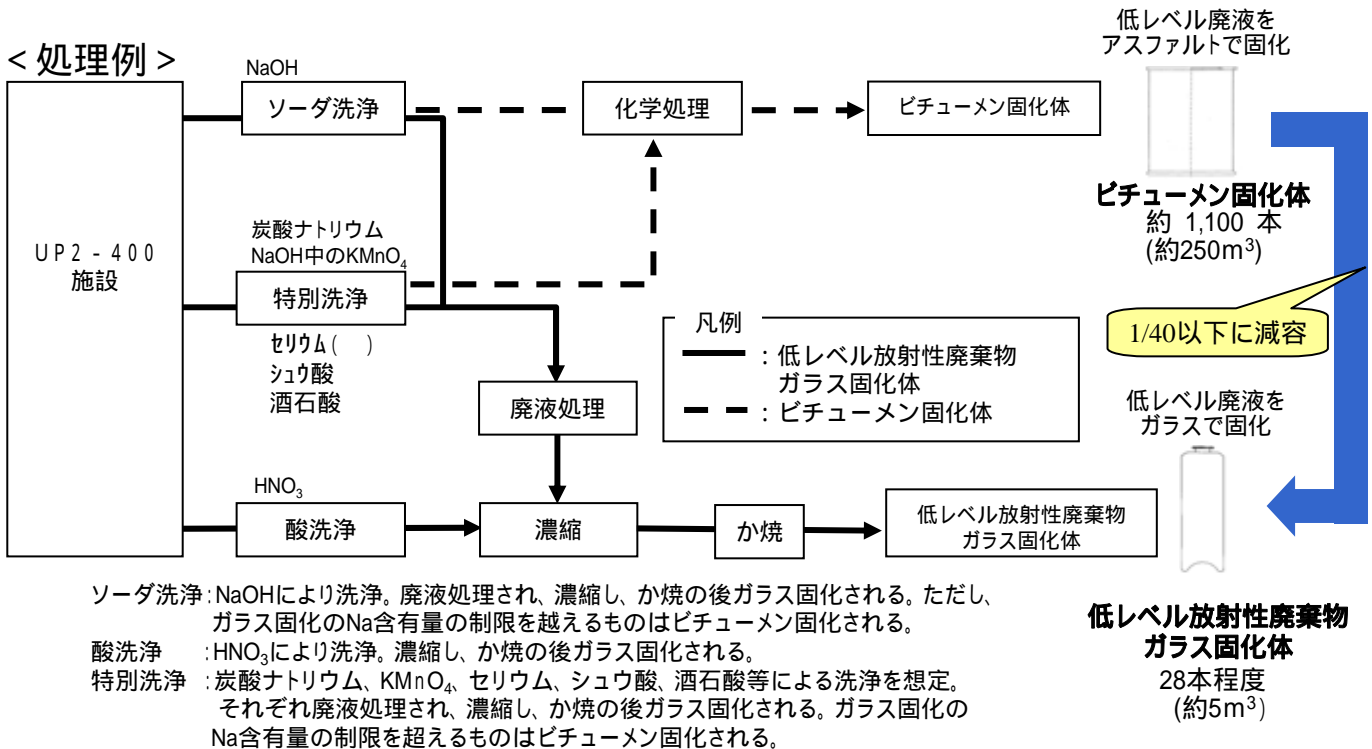
出典: Dossier 2005 Argile(2005)



図 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 : HNO₃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、KMnO₄、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TRUL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

-放射性物質質量

低レベル放射性廃棄物ガラス固化体の放射性物質質量はピッチューメン固化体の放射性物質質量と同量と仮定

-浸出率

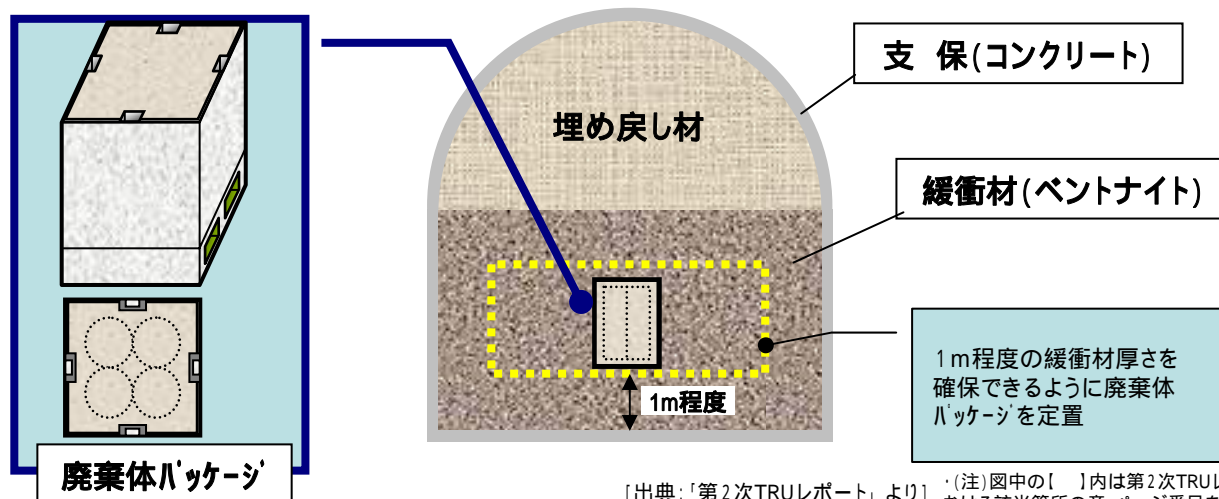
固化体中のNa成分が比較的高いことから高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)(10^{-5} /y)よりも浸出率を10~100倍程度高いと仮定

:非常に良好な耐性を有する :良好な耐性を有する

[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]

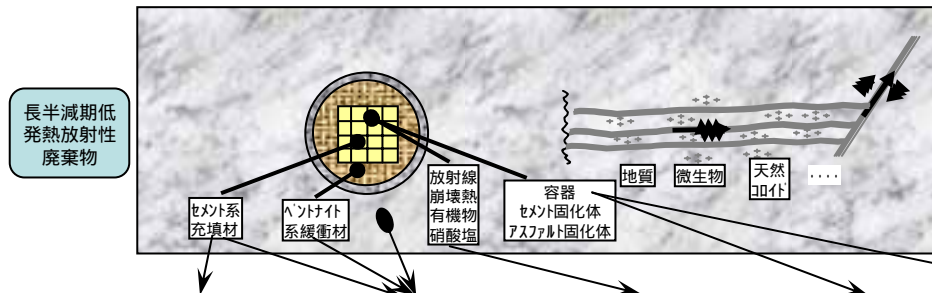
低レベル放射性廃棄物ガラス固化体の処分概念

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・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・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す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)の溶解速度に関するデータの取得や二次生成鉱物(評価上セライトとして設定)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、人工バリアの長期間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連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・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イア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10万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]

主な用語解説

【ア行】

R I ・ 研究所等廃棄物

R I 廃棄物及び研究所等廃棄物を R I ・ 研究所等廃棄物と総称している。

R I 廃棄物とは、放射性同位元素(Radioisotope)を使用した施設、医療機関や医療検査機関などから発生する、放射性同位元素を含む廃棄物。

研究所等廃棄物とは、原子炉等規制法による規制の下で、試験研究炉などを設置した事業所並びに核燃料物質などの使用施設などを設置した事業所から発生する放射性廃棄物。試験研究炉の運転に伴い発生する放射性廃棄物は、原子力発電所から発生する液体や固体の廃棄物と同様なものである。その他は、核燃料物質などを用いた研究活動に伴って発生する雑固体廃棄物が主なものである。また、試験研究炉の運転、核燃料物質などの使用などを行っている研究所などにおいては、併せて R I が使用されることも多く、原子炉等規制法及び放射線障害防止法の双方の規制を受ける廃棄物も発生している。

アルファ核種

アルファ()線(陽子2個、中性子2個からなる粒子、ヘリウム-4(He-4)の原子核である。)を放出する放射性核種。核種のほとんどは、ウラン及びそれ以上の重さを持つ放射性核種、又はそれらが順次壊れることによってできた放射性核種であり、半減期の長いものが多い。

アンミン錯体

アンモニア(NH₃)分子が、分子内の非共有電子対により金属イオンなどに配位結合して生成する錯イオン。

イソサッカリン酸(ISA: Iso Saccharinic Acid)

セルロースのアルカリ加水分解により生成する物質(CH₂OHCHOHCH₂COHCH₂OH COOH)。国内外の試験研究において、放射性核種の収着分配係数及び溶解度に影響を与えることが指摘されている。

1次元地球化学 - 物質移行連成解析

高アルカリ性地下水の影響範囲の評価においては、均質多孔質媒体モデルで、米国地質調査所(USGS:US Geological Survey)が作成した地球化学反応解析コードを基に開発された解析コードが用いられた。本解析コードは非公開コード

であるが、「第2次TRUレポート」では物質移行解析について解析解と比較し、セメントペーストに対する通水試験のトレース解析を実施し再現性を確認するとともに、物質移行-化学反応の連成現象について他の解析コードとの間でベンチマーク計算を実施し、コードの検証を実施している。

高アルカリ性地下水の影響範囲の解析体系としては、2次元体系に比べて、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広がる1次元体系が適している。地下水の流れに垂直な方向については、拡散が支配的となる条件で影響範囲が最大となり、上流側への拡がりと同様となる。

WIPP（廃棄物隔離パイロット事業）処分場

米国における長半減期低発熱放射性廃棄物の地層処分場である廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）。法律により国防・軍事活動により発生した長半減期低発熱放射性廃棄物のみが処分対象となっている。1999年に受け入れを開始。

ウラン廃棄物

ウランの濃縮、転換、成型加工等に伴って発生するウランを含んだ放射性廃棄物。半減期が極めて長いウラン及びその子孫核種（ウランの壊変により生成した核種）を含んでいること、放射性物質濃度が極めて低い廃棄物が大部分を占めること等の特徴を有している。

ウラン - プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料加工施設

使用済燃料などから回収されたプルトニウムをウランと混合して作られた酸化物燃料（Mixed Oxide 燃料の略）で、MOX燃料の成型加工施設。主な工程としては、ウランとプルトニウムを所定の割合で混合し、焼き固め、被覆管に充填して、燃料集合体に加工することなど。施設の運転・解体に伴い、主としてウランやプルトニウムを含む様々な性状の放射性廃棄物が発生する。

オーバーバック

高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）を封入する容器。所定の期間（例えば、ガラス固化体の放射性物質質量や発熱量がある程度減少するまでの期間）ガラス固化体に地下水が接触することを防止し、地圧などの外力からガラス固化体を保護する。処分施設の人工バリアの構成要素の一つで、候補材料は炭素鋼などの金属。

【カ行】

ガラス固化（高レベル放射性廃棄物）

再処理工程において使用済燃料から分離される高レベル放射性廃液を、ガラスを形成する成分と一緒に加熱することにより水分を蒸発させて非結晶に固結（ガラス化）させ、物理的・化学的に安定な形態にするプロセス。ガラス固化体は、廃液をステンレス鋼製の堅牢な容器（キャニスター）にガラス固化したものであり、放射性物質が安定な形態に保持され、地下水に対する耐浸出性に優れていることから、人工バリアの構成要素の一つとなる。

間隙水

砂礫、砂、粘土などの土粒子や岩石の間隙を満たしている水をいう。ここでは、緩衝材中の間隙を満たしている水を指す。

緩衝材

廃棄体周辺に構築されるベントナイト系材料を高密度に充填、圧縮した人工バリア。廃棄体の長期に亘る安定保持を確保し、高い止水性と膨潤による自己シール性、高い放射性核種収着性、コロイドろ過性等により、長期に亘る放射性核種移行遅延機能を発揮する。「第2次TRUレポート」の検討では廃棄体グループ1、2の処分に適用している。

管理処分

放射性核種の濃度が比較的低い低レベル放射性廃棄物は、比較的短い時間の経過とともに放射性核種が減衰する。放射線防護上の管理も放射性核種が減衰に伴って軽減化することができ、有意な期間内（例えば300年～400年程度）に放射線防護上の管理を必要としない段階に至る。このように段階的に管理を軽減し、最終的には管理を必要としない段階まで管理する処分の方法を管理処分という。管理処分の方式には、浅地中トレンチ処分、浅地中ピット処分、余裕深度処分がある。

局部腐食

高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の処分において人工バリアとして用いられる炭素鋼オーバーパックの腐食形態の一つで、金属表面の一部が集中的に腐食する形態である。一方、金属表面全体が腐食していく形態を全面腐食という。

均質多孔質媒体モデル

岩盤中の地下水流動や溶存物質の移行を表現するモデルの一つであり、岩盤や人工バリアなどの材料を均質な多孔質媒体としてモデル化し、これらの材料の空隙内を地下水や溶存物質が一様に移動すると考えたモデル。

結晶質岩

放射性廃棄物の地層処分の分野において、火成岩（マグマが冷えて固まった岩石）と変成岩（既存の岩石が地下において熱・圧力を受け、その鉱物組成や組織が変化してできた岩石）を包含する呼称。この分野において、堆積岩の対語として用いられる。放射性核種移行評価においては亀裂性媒体として扱われることが一般的である。

原子力発電環境整備機構（NUMO）

高レベル放射性廃棄物の最終処分事業の実施主体。2000年6月に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」が公布され、高レベル放射性廃棄物の最終処分に向けた枠組みが整備された。同法に基づき、同年10月、国の認可を得て「原子力発電環境整備機構」は設立された。

原子力発電における使用済燃料の再処理等のための積立金の積立て及び管理に関する法律

原子力発電における使用済燃料の再処理等を適正に実施するため、使用済燃料再処理等積立金の積立て及び管理のために必要な措置を講ずることにより、発電に関する原子力に係る環境の整備を図ることを目的とする法律。2005年5月公布。

検認

廃棄物中に含まれる放射性物質等量の測定結果や評価方法等について、その妥当性を検査、認定すること。

高アルカリ性地下水

地下水がセメント系材料に接触し、セメント水和物の溶解度に応じて水和物中のNa、K、Ca等が地下水に溶解し、地下水のpHがもともとのpHよりも高くなった状態。主要なセメント水和物である水酸化カルシウム($\text{Ca}(\text{OH})_2$)の溶解による高アルカリ性となった地下水はベントナイト系材料、周辺岩盤との化学反応を生じることが想定される。「第2次TRUレポート」では、「高アルカリ性地下水」を「高pH」と表現されている。

高レベル放射性廃棄物

使用済燃料の再処理工程で、硝酸に溶解された後、有機溶媒（リン酸トリブチル：TBP）によってウランとプルトニウムが抽出される工程から排出される放射性物質濃度の高い廃液、又はこれの固化体。

核分裂生成物（FP）の大部分と、ネプツニウム（Np）、アメリシウム（Am）、キュリウム（Cm）などアクチノイド元素を含み、放射性物質濃度が高く、大きな崩壊熱を発生する。

コロイド

物質の状態を示す概念のひとつで、大きさが $10^{-6} \sim 10^{-3}$ mmの粒子が水などの液体中に浮遊し、容易に沈まない状態にあるものをコロイドという。粒子の大きさがこれよりも小さい場合は溶存状態となり、大きい場合は懸濁状態となる。

【サ行】

再処理施設

使用済燃料を、再び燃料として使用できるウラン、プルトニウムと、不要物として高レベル放射性廃棄物に分離し、ウラン又はウラン - プルトニウム混合物を回収する施設。施設の運転・解体に伴い、様々な性状かつ含まれる放射性核種の種類及び濃度も幅広い放射性廃棄物が発生する。

支保

地山からの荷重に十分対抗し、地山の崩壊、肌落ち等を防止して、所定の掘削断面を維持し、かつ能率的に坑内作業が行われるようにトンネル内に設ける地山支持構造物。支保工の種類としては、鋼製（鋼アーチ）支保工、ロックボルト、吹付けコンクリート等がある。

収着性

人工バリア材、天然バリアなどの固相と間隙水等の液相との界面において、間隙水中に溶存する溶質が固相へ吸着、吸収される現象を収着という。収着性が高い溶質は固相への移行率が高く、間隙水中の濃度が低下する。放射性核種の収着性は固相と液相との収着分配係数（ m^3/kg ）として評価される。

収着分配係数

間隙水中の溶質が固相へ収着（吸着、吸収）される現象における移行係数（固

液分配係数)。固相に収着される濃度(mol/kg) / 溶液中の濃度(mol/m³)で定義される。対象とする溶質、固相の種類、また溶液の状態の違いなどにより幅広い値をとる。

充填材

人工バリアの構成要素の一つで、廃棄体を定置した後、処分施設の構造躯体との隙間を充填するために用いられる。候補材料としては、セメント系材料が挙げられている。

硝酸塩

我が国において使用済燃料の再処理法としてPUREX法が採用されており、この再処理工程のせん断・溶解工程では硝酸が使用される。長半減期低発熱放射性廃棄物中に含まれる硝酸塩は、再処理工程において使用された硝酸が化学処理を施され、低レベル放射性廃液中に硝酸塩(主に、NaNO₃)として回収されたもの。

ジルカロイ

ジルコニウムをベースに、微量成分として錫、鉄、クロムなどを含む合金。ジルカロイは、中性子を吸収しにくい性質があり、高温水中においても耐腐食性に優れているため、軽水炉の燃料被覆管として使用されている。

人工バリア

埋設された放射性廃棄物から、放射性物質が生活環境へ移行することを抑制するために人工的に設けられる障壁をいい、緩衝材、コンクリートなどの処分施設における人工構築物(廃棄物の固型化材料及び処分容器も含む。)の総称。

浸出モデル

処分環境での廃棄体からの放射性核種の放出モデルの一つ。廃棄体構造材の溶解又は腐食に連れて保持されていた放射性核種が放出されると考える。代表的なものはガラス固化体からの放射性核種放出のモデル。「第2次TRUレポート」においては廃棄体グループ2に分類される使用済燃料集合体の構造材からのC-14などの放出においてこのモデルが採用されている。

ゼオライト

沸石族鉱物の総称。産状のひとつとして、高アルカリ性環境下で生成された堆積岩の構成鉱物として存在する。セメント系材料の溶解によって処分施設内

がアルカリ性環境になると、ベントナイトが変質しその変質鉱物の一つとしてゼオライトが生成する可能性がある。

セメントペースト硬化体

石灰岩や石膏を主原料とするセメントと水を練り混ぜてペースト状としたものは、時間の経過とともに水和反応によって硬化する。これをセメントペースト硬化体という。処分施設において使用が想定されている材料としては、コンクリートとセメントモルタルがある。これらはセメントと水の他に、強度などを増すために骨材（砂利や砂）を加えた複合材料である。基本的なデータを取得する試験には、骨材を加えないセメントペースト硬化体がよく用いられる。

セルロース

植物細胞壁の主成分を構成する多糖であり、食物繊維起源の有機物（木綿、紙、木材等）に含まれる。 $(\text{C}_6\text{H}_{10}\text{O}_5)_n$ の基本構造を有し、アルカリ加水分解によりイソサッカリン酸が生成される。

浅地中ピット処分

コンクリートピットを設けた浅地中(地下数メートル)へ埋設処分する方法。

対象廃棄物としては、原子炉施設の廃液固化体、充填固化体等。原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物は、1992年より、青森県六ヶ所村にある日本原燃(株)六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターで埋設処分されている。

線量

体外にある放射線源あるいは体内に摂取された放射性物質から個人が受ける放射線の影響に着目した量。Sv(シーベルト)という単位で表される。吸収線量に放射線の種類及び影響を受ける人体の部位に応じた補正係数をかけて、放射線の影響という観点で共通の尺度を与える量である。

【夕行】

堆積岩

堆積物が続成作用により固結することにより生成された岩石で、種々の粒度の碎屑物、生物の遺骸、化学的沈殿物、それらの混合物を含む。放射性廃棄物の地層処分の分野においては、結晶質岩の対語として用いられる。放射性核種移行評価においては多孔質媒体として扱われることが一般的である。

炭素-14 (C-14)

半減期約 5,700 年の放射性核種。燃料集合体（燃料及び構造材）中に不純物として含まれる安定窒素（N-14）の放射化により生成される。使用済燃料集合体の構造材（ハル・エンドピース）中に多量に含まれる。地層処分の化学環境条件においては炭酸イオンなどの無機形態の他、有機形態になる可能性も考えられている。線量評価においては人工バリア及び天然バリアに対する収着性が低いものとされ、I-129 に次いで評価上重要な放射性核種となっている。

地下空洞

岩盤を掘削して構築された地下の空間。放射性廃棄物の地層処分施設においては、廃棄体、人工バリアの搬送・定置等の多くの作業が地下空洞内で実施される。

地下施設

放射性廃棄物の地層処分施設のうち、地下の岩盤内に建設される施設。アクセス坑道（斜坑、立坑）、主要坑道、連絡坑道等の搬送用坑道、廃棄体を定置する処分坑道及びそれらに付随する設備等の総称。

地層処分

人間の生活環境から十分離れた安定な地層中に、適切な人工バリアを構築することにより処分の長期的な安全性を確保する処分方法。「地層処分」という用語の「地層」には、地質学上の堆積岩を指す「地層」と、地質学上は「地層」とみなされない「岩体」が含まれている。

超ウラン核種

ウラン(92)より原子番号が大きい人工放射性核種[TRU (Trans Uranium) 核種]。超ウラン核種には、ネプツニウム-237(Np-237)（半減期：約 2 1 4 万年）、プルトニウム-239(Pu-239)（半減期：約 2 万 4 千年）、アメリシウム-241(Am-241)（半減期：約 4 3 0 年）のように半減期が長く、アルファ線を放出する放射性核種が多い。

長半減期低発熱放射性廃棄物

再処理施設やウラン-プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料加工施設の操業・解体に伴って発生する低レベル放射性廃棄物。長半減期低発熱放射性廃棄物のうち、ハル・エンドピースの圧縮体は発熱量が比較的大きく、発生時点で約 6 0 W/本（2 5 年後で約 4 . 5 W/本）程度。一方、高レベル放射性廃棄物

(ガラス固化体)の発熱量は固化直後で約2,300W/本(50年後で約350W/本)程度である。また、長半減期低発熱放射性廃棄物にはハル・エンドピース以外に、ベータ線核種であるI-129の濃度が比較的高い廃銀吸着材、硝酸塩を含む濃縮廃液等を固化したもの、不燃性廃棄物等がある。

TRU廃棄物

長半減期低発熱放射性廃棄物に対する従来の呼称。「第2次TRUレポート」ではこの呼称を用いている。

天然バリア

処分施設の周囲に存在し、埋設された放射性廃棄物から漏出してきた放射性物質の生活環境への移行抑制が期待できる岩体や土壌など。

透水係数

飽和した土壌・岩盤中を流れる地下水の透水法則として知られるダルシー則は、次式で表される。

$$V = K \times i$$

K: 透水係数(m/s)、i: 動水勾配(-)、V: 地下水流速(ダルシー流速)(m/s)

透水係数はダルシー則における比例定数であり、地下水が媒体を通過する際の地下水の通り易さを表す媒体固有の定数である。

特定放射性廃棄物

使用済燃料を再処理した後に発生する高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)を指す。「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」第二条で、「使用済燃料の再処理後に残存する物を固型化したものをいう」と定義されている。

特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律

発電に関する原子力の適正な利用に資するため、発電用原子炉の運転に伴って生じた使用済燃料の再処理後に生ずる特定放射性廃棄物の最終処分を計画的かつ確実に実施させるために必要な措置等を講ずることにより、発電に関する原子力に係る環境の整備を図ることを目的とする法律。2000年公布。

【ナ行】

2次元伝導伝熱解析

熱の影響評価(2次元伝導伝熱解析)においては、米国カリフォルニア大学で開発された熱輸送基礎方程式による3次元非定常輸送計算コードが用いら

れた。本解析コードは対象を要素分割し、各要素の差分形として熱変化を取り扱う。核融合炉ITER等の熱解析で使用実績がある。本解析コードは公開されている。

2次元物質移行解析

(有機物影響評価)

有機物の影響評価においては、均質多孔質媒体モデルで、定常地下水流動解析を目的として開発された2次元物質移行解析コードが用いられた。本解析コードは不均質透水係数場の作成、有限要素法によるポテンシャル流解析及び放射性核種の移行解析ができる。本解析コードは非公開コードであるが、第2次TRUレポートでは旧日本原子力研究所及び電力中央研究所が所有する解析コードとの間でベンチマーク計算を実施し、コードの検証を実施している。

(硝酸塩影響評価)

硝酸塩の影響評価においては、均質多孔質媒体モデルで、化学物質濃度の広がりを解析する2次元物質移行解析コードが用いられた。本解析コードはソースプログラムが公開されたコードであり、飽和-不飽和解析や密度流を考慮することもできる。また、解析解と比較するとともに他解析コードとの間でベンチマーク計算を実施し、コードの検証を実施している。

日本原子力研究開発機構(JAEA)

2005年10月に、旧日本原子力研究所と旧核燃料サイクル開発機構の統合により発足した独立行政法人。原子力に関する基礎的研究及び応用の研究、核燃料サイクルを確立するための高速増殖炉及びこれに必要な核燃料物質の開発並びに核燃料物質の再処理に関する技術及び高レベル放射性廃棄物の処分等に関する技術の開発を総合的、計画的かつ効率的に行うとともに、これらの成果の普及等を行うことを目的とする。

熱力学データ

「熱力学」とは物理学の重要な一分野であるが、ここでは、例えば鉱物の溶解・沈殿反応といった化学反応に対する、特定の条件下での平衡状態(反応がこれ以上進展しない状態)に関する諸物性(固相の溶解度積、液相化学種の生成反応に関する平衡定数など)を測定、あるいは計算で予測したものをいう。

【八行】

廃棄体

放射性廃棄物を、ドラム缶にセメント固化するなど、十分安定化処理するか

又は容器に封入し、最終的に埋設可能な形態にしたもの。

廃棄体グループ

長半減期低発熱放射性廃棄物の特性は多種多様であることから、処分において適切かつ合理的な人工バリア構成及び配置とするために廃棄体の特性を踏まえて行った分類のこと。

I-129が多量に含まれる廃棄体をグループ1、C-14が多量に含まれ、かつ発熱を考慮する必要がある廃棄体をグループ2、硝酸塩が含まれる廃棄体をグループ3、その他廃棄体をグループ4にグループ化している。

廃銀吸着材

使用済の銀吸着材。銀吸着材は銀の化学吸着性を利用したフィルターで、再処理工程において使用済燃料のせん断、溶解に伴いガスとして発生するよう素を吸着除去するために使用される。そのため、半減期の長い放射性核種であるI-129(半減期：約1,600万年)が多く含まれる。

廃溶媒

再処理施設の溶媒処理設備から発生する廃溶媒残渣及び定期的に更新する工程内の溶媒であり、リン酸トリブチル(TBP)とn-ドデカンの混合物である。

ハル・エンドピース

使用済燃料集合体をせん断するときに取り除かれる燃料集合体の末端部をエンドピース、使用済燃料を切断して硝酸に溶解した後に溶け残った被覆管の断片をハルという。長半減期低発熱放射性廃棄物のうち、ハル・エンドピースの圧縮体は発熱量が比較的大きく、発生時点で約60W/本(25年後で約4.5W/本)程度。一方、高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の発熱量は固化直後で約2,300W/本(50年後で約350W/本)程度である。

半減期

放射性核種の数放射壊変によって半分になるまでの時間。

ビチューメン固化体(アスファルト固化体)

再処理施設の操業で発生する低レベル放射性廃液(廃ガス洗浄廃液、分析廃液、除染廃液等)をアスファルト固化した廃棄物。

物質移行

ここでは、(地下水に溶解した)物質が、岩石やその他の媒体中を移動することをいう。

プラグ

坑道周辺に形成される掘削影響領域、劣化した支保工などによる連続した高透水領域を水理的に分断する目的で設置される水理プラグ、緩衝材、埋め戻し材等の膨出防止を目的に設置される力学プラグが検討されている。前者はベントナイト系材料、後者はセメント系材料が候補材料として挙げられている。

併置処分

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等を同一のサイト内に処分する処分方法。

別岩盤配置

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のそれぞれの処分地下施設を地質学的特徴の異なる岩盤に配置すること。処分施設の配置に適した岩盤範囲が小さい場合など、実際の処分サイトの条件に応じた配置方法の一つ。

ベータ核種

ベータ()線を放出する核種。水素-3(H-3)、炭素-14(C-14)、リン-32(P-32)、イオウ-35(S-35)、ストロンチウム-90(Sr-90)、テクネチウム-99(Tc-99)などが代表的なベータ核種で、一般的にベータ線のみを放出する核種をいう。

ベントナイト

モンモリロナイトを主成分とし、石英、クリストバライト、沸石、長石などをからなる粘土状物質の総称。一般に、火山噴出物が海底などに堆積、埋没し、続成作用によって生成される。水中で膨潤することと、陽イオン交換性を有することが主な特徴。放射性廃棄物の地層処分では、止水性、放射性核種収着性、廃棄体の保持、地下水に対する化学的緩衝性などを期待して、緩衝材として利用が考えられている。

放射線

法令上、放射線とは、電磁波又は粒子線のうち、直接又は間接に空気を電離

する能力をもつものであると定義されており、アルファ()線、ベータ()線、ガンマ()線、中性子線、重荷電粒子線、エックス(X)線などが含まれる。

【マ行】

埋設濃度上限値

低レベル放射性廃棄物の埋設処分において、作業中や埋設後の管理期間終了前後における廃棄物による作業員や一般公衆の線量を評価し、安全性の目安線量以下となる放射性核種濃度を算出し、これに放射性核種濃度分布を考慮して10倍したものの。

モンモリロナイト

人工バリア材料の候補として検討されているベントナイトの主要構成鉱物であり、スメクタイト族に分類される。スメクタイト族は層状の鉱物であり、層間に水を含むことで膨潤する特性を有し、また陽イオン交換性を有する。

【ヤ行】

UP2-400

仏国COGEMA社ラ・アーグ再処理工場の施設。1976年に運転開始し、新たに、せん断施設、溶解施設、ガラス固化施設等を追加設置して、1994年にUP2-800施設として運転開始した。既存のせん断、溶解施設は使用しなくなり、UP2-400施設は1998年に操業停止し、現在廃止措置を実施している。

ユッカマウンテン処分場

米国における高レベル放射性廃棄物処分場。処分対象は、民間の原子力発電所から発生する使用済燃料、国防・軍事活動等により発生した使用済燃料及びガラス固化体となっている。2010年操業開始予定。

よう素 - 129 (I-129)

半減期約1,600万年の放射性核種。燃料の核分裂によって生成される。主に再処理工程で発生するオフガス中に含まれ、これを吸着除去するために使用された銀吸着材(廃銀吸着材)が主な廃棄体である。地層処分の化学環境条件においては、I-129は主に陰イオンとして存在し、人工バリアや天然バリアに対する吸着性は低いと考えられている。このため、線量評価上重要な放射性核種となっている。

余裕深度処分

一般的な地下利用に対して十分余裕を持った深度（例：50～100m）への処分。対象廃棄物としては、原子炉施設の炉内構造物、使用済樹脂など。

【ラ行】

リスクコミュニケーション

技術は人間にとって望ましくない事態をもたらす可能性を有する。この事態の深刻さと可能性の大きさを定義されるのがリスクであり、技術の負の側面であるこのリスクの評価や管理のあり方について、行政や事業者、市民が情報や意見を提示し、求め、議論を行って、お互いに信頼と理解を深めてそのリスクに対する適切な対処の仕方を決めることに貢献していくプロセスをリスクコミュニケーションという。

立体配置

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のそれぞれの処分地下施設を適切な離間距離を確保した上で、異なる深度に配置すること。処分施設の配置に適した岩盤範囲が小さい場合など、実際の処分サイトの条件に応じた配置方法の一つ。