

報告

高レベル放射性廃棄物の
暫定保管に関する技術的検討



平成26年（2014年）9月19日

日本学術会議

高レベル放射性廃棄物の処分に関する

フォローアップ検討委員会

暫定保管に関する技術的検討分科会

この報告は、日本学術会議高レベル放射性廃棄物の処分に関するフォローアップ検討委員会暫定保管に関する技術的検討分科会の審議結果を取りまとめ公表するものである。

日本学術会議高レベル放射性廃棄物の処分に関するフォローアップ検討委員会
暫定保管に関する技術的検討分科会

委員長	山地 憲治 (第三部会員)	公益財団法人地球環境産業技術研究機構(RITE) 理事・研究所長
幹事	柴田 徳思 (連携会員)	公益社団法人日本アイソトープ協会専務理事
幹事	河田東海夫 (特任連携会員)	元特殊法人核燃料サイクル開発機構理事
	今田 高俊 (第一部会員)	東京工業大学名誉教授、統計数理研究所客員教授
	千木良雅弘 (連携会員)	京都大学防災研究所教授
	中西 友子 (連携会員)	東京大学大学院農学生命科学研究科教授 (平成26年5月まで)
	船橋 晴俊 (連携会員)	法政大学社会学部教授 (平成26年8月まで)
	三枝 利有 (特任連携会員)	一般財団法人電力中央研究所首席研究員

報告書及び参考資料の作成に当たり、以下の方に御協力いただきました。

田辺 博三 公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センターシニア
テクニカルアドバイザー

本報告の作成に当たっては、以下の職員が事務及び調査を担当した。

事務	盛田 謙二	参事官 (審議第二担当)
	齋田 豊	参事官 (審議第二担当) 付参事官補佐 (平成26年8月まで)
	松宮 志麻	参事官 (審議第二担当) 付参事官補佐 (平成26年8月から)
	佐藤 義典	参事官 (審議第二担当) 付審議専門職
調査	寿楽 浩太	学術調査員

要 旨

1 作成の背景

日本学術会議は 2012 年 9 月に取りまとめた原子力委員会からの依頼に対する回答「高レベル放射性廃棄物の処分について」（以下、「回答」という）において、高レベル放射性廃棄物（使用済燃料と再処理後のガラス固化体の双方を想定）の暫定保管を提案した。しかし、暫定保管の提案は概念的なもので、保管期間を数十年から数百年とするなど技術的条件に大きな幅があり、保管の具体的技術的方法については検討を行っていなかった。また、「回答」に対して、原子力委員会は同年 12 月に見解「今後の高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る取組について」を発表した。この見解では暫定保管の考えに対応すると思われる概念として地層処分施設における回収可能性に言及した。

本分科会では、国内外の使用済燃料やガラス固化体の保管施設とともに地層処分施設における回収可能性を確保する技術を含めて技術の現状を把握し、安全確保を含む暫定保管技術や回収可能性を確保する技術に関する特性を整理するとともに経済性評価に関する知見を収集した。また、地震や津波等に対する安全確保のために必要な施設立地において考慮すべき地盤・地質条件等の要件を整理した。さらに、様々に想定される暫定保管の形態を整理して暫定保管のシナリオ（保管対象、保管規模、保管期間等）の検討を行った。

2 現状及び問題点

使用済燃料とガラス固化体の数十年にわたる貯蔵・保管は国内外で多数行われており、主な貯蔵技術として、使用済燃料の場合は湿式のプール貯蔵、乾式のキャスク貯蔵とボールド貯蔵が、ガラス固化体の場合は乾式の金属キャスク貯蔵とピット貯蔵（技術的には使用済燃料貯蔵のボールド貯蔵と同等）が実用化している。地層処分施設において回収可能性を確保する技術は研究開発段階である。

経済性は保管容量と保管期間によって変化する。使用済燃料保管の場合は、保管期間が長くなるほど湿式よりも乾式貯蔵の方が有利になる。地層処分施設において回収可能性を確保する場合は、処分のステップの進行に応じて回収が困難になるのでコストが増大すると想定されるが、具体的な経済性評価は今後の課題である。

安全性確保は、実用化されている数十年程度の保管に関しては閉じ込め機能等について各種のモニタリング等の安全確保技術が開発されている。50 年を大幅に超えるような長期間の保管を行う場合で、保管の継続が技術的に不適切と判断される場合には施設・設備の更新で対応することになる。

保管施設立地に求められる地盤・地質等の条件については、地上保管の場合は、基本的には他の原子力施設の場合と同様になる。地下保管の場合は、地上保管の場合に比べて自然現象による影響が緩和されるが、一方で、地下坑道の健全性確保や冷却機能の維持等安全性確保にかかわる追加的な条件を考慮する必要がある。また、深度が深くなるほど施設の建設コストが増大する。

暫定保管のシナリオは、保管対象、保管期間、保管施設の容量、保管施設の立地場所等

の項目の組合せで構成される。本分科会の検討では、保管対象は使用済燃料とガラス固化体の双方を想定し、保管期間は50年から最大300年まで、保管容量は使用済燃料換算で数百トンから数万トンまで、施設の立地場所としては原子力発電所、再処理工場、独立立地点及び処分場で回収可能性を確保する場合とした。これらの項目の組合せの中から、技術的実現可能性を考慮していくつかの暫定保管シナリオに絞り込み。それぞれのシナリオのイメージを明確にした上で課題を整理した。

3 報告の内容

本分科会での調査検討の主要な結果は次の項目にまとめられる。

- (1) 日本学術会議が提案した暫定保管施設には使用済燃料の場合でもガラス固化体の場合でも基本的に乾式貯蔵技術が適している。キャスクやピット（ポールト）等の乾式貯蔵技術の経済性は、保管の期間や容量等によって変化するので保管シナリオに適した技術を選定する必要がある。
- (2) 安全性確保のための各種モニタリング技術等は実用化しているが、保管期間が50年を大幅に超える場合には、施設・設備の更新による対応を準備しておく必要がある。
- (3) 暫定保管施設の立地に求められる地盤・地質条件は、地上保管の場合は、在来の原子力施設の場合とほぼ同様と考えられる。地下保管の場合には、地層処分に準ずる必要がある。
- (4) 技術的実現可能性を考慮した暫定保管シナリオとして、使用済燃料の場合には、1) 原子力発電所に数百トンから数千トンを50年から100年程度保管する、2) 再処理工場に数千トンから1万トン程度を50年程度保管する、3) 独立立地点に数千トンから数万トンを最長300年保管する、4) 使用済燃料処分場に数千トンから数万トンを最長100年程度（処分場閉鎖時までを想定）保管するという四つのシナリオ、ガラス固化体の場合は、1) 再処理工場に数万本を50年から100年程度保管する、2) 独立立地点に数万本を最長300年程度保管する、3) ガラス固化体処分場に数千本から数万本を最長100年程度保管するという三つのシナリオを設定して課題を整理した
- (5) 上記した暫定保管シナリオは、いずれも技術的には実現可能性があるが、高レベル放射性廃棄物処分場で回収可能性を確保する場合には今後の研究開発が必要であり、また他のシナリオにおいても50年を大幅に超える保管期間を想定する場合には安全性確保について更なる検討が必要である。

目 次

1	はじめに	1
2	暫定保管施設の技術の現状	1
	(1) 使用済燃料保管施設	1
	(2) ガラス固化体等の保管施設	3
	(3) 地層処分施設における回収可能性を確保する技術	6
3	暫定保管施設の安全性確保技術の現状	7
	(1) 使用済燃料保管施設	7
	(2) ガラス固化体等の保管施設	8
	(3) 暫定保管期間の長期化における留意事項	9
	(4) 地層処分施設における回収可能性を確保する場合における留意事項	9
4	暫定保管施設立地に求められる地盤・地質条件	10
	(1) 暫定保管の前提	10
	(2) 暫定保管のタイプと地盤・地質条件に対する考え方	10
	(3) 暫定保管の期間とリスクに対する考え方	11
	(4) 保管期間中のモニタリング	12
	(5) 暫定保管中に地層処分場の地質・地盤条件について進めるべき研究	12
5	暫定保管の技術的シナリオ検討	13
	(1) 対象となる高レベル放射性廃棄物の物量	13
	(2) 数十年以上の長期の暫定保管に適した技術	14
	(3) 暫定保管シナリオを構成する要素	14
	(4) シナリオの絞込みと各シナリオにおける課題	15
6	結び	17
	<用語の説明>	19
	<参考文献>	21
	<参考資料1> 暫定保管に関する技術的検討分科会審議経過	23
	<参考資料2> 第2章関連資料	25

1 はじめに

日本学術会議は、原子力委員会からの審議依頼に応じて 2012 年 9 月に取りまとめた回答において、高レベル放射性廃棄物(使用済燃料と再処理後のガラス固化体の双方を想定)の暫定保管を提案した[1]。しかし、暫定保管の提案は概念的なもので、保管期間を数十年から数百年とするなど技術的条件に大きな幅があり、保管の具体的技術的方法については検討を行っていなかった。また、この「回答」に対して、原子力委員会は同年 12 月に「今後の高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る取組について(見解)」[2]を公表した。この見解では暫定保管の考えに対応すると思われる概念として地層処分施設における回収可能性に言及した。

そこで、本分科会では、国内外の使用済燃料やガラス固化体の保管施設とともに地層処分施設における回収可能性を確保する技術を含めて技術の現状を把握し、安全確保を含む暫定保管技術や回収可能性を確保する技術に関する特性を整理するとともに経済性評価に関する知見を収集した。また、地震や津波等に対する安全確保のために必要な施設立地において考慮すべき地盤・地質条件等の要件を整理した。さらに、様々な想定される暫定保管の形態を整理して暫定保管のシナリオ(保管対象、保管規模、保管期間等)の検討を行った。

なお、高レベル放射性廃棄物の処分に関するフォローアップ検討委員会の下には、本分科会とともに「暫定保管と社会的合意形成に関する分科会」が設置され並行して審議が進められている。そこで本分科会の報告の取りまとめに当たっては、合意形成のためのモラトリアム期間の設定という「回答」における暫定保管の政策目的に留意し、報告本文は政策目的に資する記述に努め、技術的な詳細事項については参考資料に取りまとめた。

2 暫定保管施設の技術の現状

(1) 使用済燃料保管施設

ここでは、使用済燃料貯蔵施設を暫定保管施設と同様と考えて、使用済燃料貯蔵施設の技術の現状を説明する。世界における使用済燃料貯蔵技術の開発の歴史を見通すと、貯蔵は、敷地内外の燃料プールで始まり、その後、現在の乾式貯蔵の主流である金属キャスク、コンクリートキャスクでの貯蔵が開始されるようになった(参考資料 2.1 の参考表 2.1)。次にこれら貯蔵技術の現状を種別毎に説明する[3][4]。

① 湿式貯蔵技術

プール貯蔵技術は、原子力発電の初期の頃から、実用化された使用済燃料貯蔵技術として、確立しており、優れた除熱(通常は強制冷却)と遮蔽機能がある。

ア 原子炉付属プール

多くの場合、当初の容量が比較的小さかったが、稠密ラックに交換するリッキングにより増容量化している。

イ 原子力発電所敷地内外の独立プール

原子炉につながっていないプールである。東京電力（株）福島第一原子力発電所には、容量約 2,000 トンUの共用プールが稼働している。スウェーデンには原子力発電所敷地外の地下約 30mに容量 8,000 トンUのプールが 1985 年より運転している。スイスのゲスゲン原子力発電所では、強制冷却系の事故時に自然冷却出来るプールが 2008 年より運転している。

② 乾式貯蔵技術

ア 金属キャスク貯蔵技術

金属キャスクは、もともと放射性物質の輸送容器として開発されたもので、輸送中の事故を想定した衝撃や火災に耐える堅固な性能を有しており、それ自体で臨界防止・密封・除熱・遮蔽の機能を有している（参考資料 2.1 の参考図 2.1）。金属キャスクを貯蔵に用いる場合、貯蔵期間中に燃料を酸化させないため、通常はキャスク内にヘリウムガスを充填し、さらに密封性に耐久性と監視機能を持たせるため、金属ガasketを用いた二重蓋構造を採用している。金属キャスクを使った貯蔵は、必要に応じて簡単に増設が出来るモジュール性が特徴である。

我が国では、二つの原子力発電所敷地内に金属キャスク貯蔵施設が設置された。一つは、東京電力（株）福島第一原子力発電所内の貯蔵施設で、1995 年から貯蔵専用金属キャスクによる乾式貯蔵が行われていた。この施設では、9 基のキャスクで使用済燃料が貯蔵されていたが、東日本大震災以降、同じ敷地内のキャスク仮保管設備（容量 50 基）に移動・保管されている。

もう一つは、日本原子力発電（株）東海第二発電所内の貯蔵施設で、2001 年から貯蔵専用金属キャスクによる乾式貯蔵（24 基のキャスク）が行われている。

一方、敷地外貯蔵施設として、東京電力（株）と日本原子力発電（株）が共同で設立したリサイクル燃料貯蔵（株）（RFS）が青森県むつ市に中間貯蔵施設を建設中である。総量 3,000 トンUの使用済燃料を最大 288 基の輸送・貯蔵兼用キャスクで貯蔵する。

海外では、米国、ドイツ、スペイン等で、金属キャスクによる貯蔵が行われている（参考資料 2.1 の参考表 2.2）。米国では、使用済燃料を処分するまでの間、原子力発電所敷地内で貯蔵している。米国の場合、発電所敷地面積が大きいので、貯蔵建屋はなく、屋外のコンクリートパッド上に、金属キャスクが縦置きで並べられている。ドイツ国内では、ゴアレーベンやアーハウスに敷地外中間貯蔵施設を建設・操業したが、市民の反対運動により、使用済燃料は各発電所の敷地内にキャスク貯蔵されている。

イ コンクリートキャスク貯蔵技術

コンクリートキャスクは金属キャスクと同様の形状をしているが、コンクリート製の貯蔵容器が遮蔽機能を持ち、キャニスタと呼ばれる薄肉円筒容器が密封機能を持つところが金属キャスクと異なる。このコンクリート製貯蔵容器は、遮蔽機能の他、キャニスタを支持し、空気の自然対流を可能にする流路を確保

する構造強度を有する（参考資料 2.1 の参考図 2.2）。米国では、コンクリートキャスク貯蔵が主流になっている（参考資料 2.1 の参考表 2.2）。

ウ ボールト貯蔵技術

ボールト貯蔵は、コンクリート建屋内の大きな空洞（空間）に収納管を垂直に並べその中に使用済燃料を詰めたキャニスタを入れて貯蔵する方式である。除熱は、空気による自然空冷である。使用済燃料の環境雰囲気はヘリウム又は窒素ガスである（参考資料 2.1 の参考図 2.3）。この方式の特徴は、使用済燃料の経済的な大容量貯蔵に適することである。ハンガリーでは、1997 年より、旧ソ連型加圧水型軽水炉（VVER）の使用済燃料をボールト貯蔵している。スペインでは、ボールト貯蔵施設で、使用済燃料とガラス固化体の両方を貯蔵する計画である。

③ 経済性

使用済燃料の貯蔵として、金属キャスクによる貯蔵とプールによる貯蔵の経済性比較を行った例がある。このときの経済性の指標として貯蔵単価（1 単位の使用済燃料を貯蔵するのに必要な費用：円/kgU）が用いられた。貯蔵単価は、割引現金収支法に基づく均等化コストである。評価結果は次の通りであった[5]。

ア 貯蔵方式、貯蔵容量が経済性に及ぼす影響

貯蔵容量が小さい場合（例えば、5,000 トンU程度）、プール貯蔵の貯蔵単価は金属キャスク貯蔵に比べて高かった（参考資料 2.1 の参考図 2.4）。

イ 貯蔵期間が経済性に及ぼす影響

プール貯蔵では、貯蔵期間が長くなるほど、キャスク貯蔵に比べ、運転維持費が加算され、貯蔵費用が増加した。一方、キャスク貯蔵では、メンテナンスフリーのため、貯蔵費用はほとんど増加しなかった。このことは、湿式貯蔵と乾式貯蔵を比較した場合の一般的傾向と言える。

④ 長期貯蔵

使用済燃料の貯蔵期間が 100 年を超えるような場合、米国(NRC)の想定では、約 100 年ごとにキャスクや貯蔵施設をリプレースするとしている[6]。また、カナダ(NWMO)の想定では約 100 年ごとにキャスクの詰め替えを行うとしている[7]。

(2) ガラス固化体等の保管施設

再処理を行う場合は、ウランとプルトニウムを回収した後に残る核分裂生成物からなる高レベル放射性廃液のガラス固化体が地層処分の主たる対象廃棄物となるが、再処理工程や回収プルトニウムの MOX 燃料への加工工程で発生する二次廃棄物（超ウラン元素(TRU)を含む）の一部も処分対象となる（地層処分対象低レベル放射性廃棄物）。したがって、暫定保管の場合にも、その両者に関する保管を考える必要がある。

① ガラス固化体の保管施設

ガラス固化体は外径 43 cm の円筒状ステンレス製容器（キャニスタ、フラスコと呼ばれることもある）内で高レベル放射性廃液成分を混入させた溶融ホウケイ酸ガラスを固化したもので、外径については日英仏の再処理工場で統一化が図られている。キャニスタ高さは標準的には約 1.3m（容積約 180ℓ、ガラス充填量約 150ℓ）であるが、これより短い場合もある。標準的なガラス固化体 1 体当たり充填される固化ガラスの重量は約 400kg で、容器も含めた重量は約 500kg になる（参考資料 2.2 の参考図 2.5）[8]。なお、ガラス固化体は、ガラスへの核分裂生成物の混入率設定、キャニスタ容量、燃料の燃焼度にもよるが、使用済燃料 1 トンの再処理で 0.7～1.3 本程度発生する。

一般的に、ガラス固化体は地層処分を行う前に崩壊熱を一定レベルまで減衰させるため、数十年間（我が国では 30～50 年間）地上保管する。その保管方式としては、現在世界的に、キャスクによる保管と、ピット貯蔵方式（ボルト貯蔵方式）の 2 方式がある（参考資料 2.2 の参考表 2.3）。暫定保管を行う場合も、基本的にはこれら二つの保管方式の適用が考えられる。既存の保管施設は数十年の保管を想定して建設されているが、適切なメンテナンスを行うことでその使用期間をさらに延ばすことは、技術的には可能と思われる。しかし、暫定保管の期間が 50 年を大幅に超える場合には、施設・設備の更新等での対応が必要となろう。

以上の貯蔵方式のほかに、フランスでは、1991 年の放射性廃棄物管理研究法の下で実施された長期貯蔵に関する研究開発で、300 年程度の貯蔵を意図した地表トーチカ型貯蔵施設や地下 2 段トンネル型貯蔵施設の概念検討が行われた（参考資料 2.2 の参考図 2.6）[9]。これらの概念は、いずれもピット貯蔵方式の変形版といえるが、2006 年の放射性廃棄物管理計画法で地層処分推進の方針が確定したことから、その後これらの概念検討は成立性の十分な検証に至らないまま打ち切られた。

ア キャスク方式

基本的には前節使用済燃料保管施設の乾式保管（貯蔵）方式の項で述べた金属キャスク方式と同じ方式で、現在ドイツとスイスの中間貯蔵施設で採用されている（参考資料 2.2 の参考図 2.7）。いずれの場合も同じ施設で使用済燃料の金属キャスクによる中間貯蔵も併せて行われている。ガラス固化体を収納する金属キャスクの仕様は何種類かあるが、輸送と保管の両目的で使用出来、最新の仕様では固化体 28 本を収納することが出来る。

イ ピット貯蔵方式（ボルト貯蔵方式）

ガラス固化体を 10 段前後積み重ねて収納出来る円筒管（収納管）を遮蔽床の下に格子状に多数並べた貯蔵施設で、再処理施設保有国である日、英、仏で採用されている貯蔵技術である。収納管は通気管の中に設置されて二重管構造になっており、そのギャップ部を冷却用の空気が流れる。一般的には冷却は動力源を必要としない自然対流方式で行われるが、固化直後で発熱が大きなガラス固化体を保管する場合は、強制冷却方式が用いられることもある。日本原燃（株）

の高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター（英仏から返還されるガラス固化体の貯蔵施設）や六ヶ所再処理工場に付設のガラス固化体貯蔵施設の収納管はいずれも9段積みで、冷却は自然空冷方式である（参考資料2.2の参考図2.8）。

オランダは、中規模の原子力発電炉を1基のみ運転しているが、高レベル放射性廃棄物の管理に関しては、地層処分に対する公衆や政治の受容のレベルが不十分であることや、廃棄物発生量が極めて少ないこと等から、100年間程度の長期貯蔵で対応するという方針を政府が選択した。この方針を受け、集中的な放射性廃棄物長期貯蔵施設 HABOG を建設し、2003年から供用を開始している。この施設はフランスの技術で建設されたもので、過去に行った海外委託再処理で発生したガラス固化体の貯蔵には小規模ながらピット貯蔵方式が採用されている。EUでは、小規模原子力利用国間で地層処分場を共同建設する構想の検討が進められており、オランダが長期貯蔵の方針を選択した背景には、こうした構想の進展への期待も見て取れる（参考資料2.3）。

ウ 両方式の経済性比較

ガラス固化体の貯蔵に関しては、キャスク方式とピット貯蔵方式の経済性比較を行った事例は公開文献としては見当たらない。しかし、日本原燃（株）の高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターと、むつ市に建設中のリサイクル燃料貯蔵センターの建設費の比較から、ガラス固化体1万本以下の保管容量では、建設費の面ではキャスクの製造費を含めてもキャスク方式の方が安価なことが類推される（参考資料2.4）。ただし、こうした差は、ピット貯蔵方式の方が受入設備が複雑（キャスクからガラス固化体を取り出す工程が必要）でその分高価になることに由来しており、保管容量が1万本を大きく上回る場合には両者の関係が逆転する可能性がある。また、保管施設がガラス固化施設に併設され、大型の輸送キャスクではなく専用の搬送設備でガラス固化体を貯蔵施設に移送出来る場合は、保管容量が小さくても、ピット貯蔵方式の方が有利になると考えられる。

② 地層処分対象低レベル放射性廃棄物の貯蔵施設

地層処分対象低レベル放射性廃棄物は、再処理工程で出てくる燃料除去後の被覆管の切断片（ハル）や集合体部材、高レベル放射性廃液以外の様々な工程廃液を濃縮・固化したもの、工場の操業や保守の過程で使用し、汚染した布やビニール、工具、交換部品等多種多様な性状と形態を有する（参考資料2.2の参考図2.5）[8]。これらの廃棄物の処分に至るまでの保管は再処理工場やMOX燃料加工工場に付設される廃棄物貯蔵施設で行われるが、地層処分が長期にわたり見通せない場合にはそれらの施設が暫定保管用施設としての役割を担うことが想定される。暫定保管の期間が長期化すれば別途専用の暫定保管施設が必要となる場合もあり得る。

(3) 地層処分施設における回収可能性を確保する技術

① 回収可能性の確保

国際機関や多くの国々では、地層処分施設の閉鎖までの回収可能性・可逆性が議論されている。これは地層処分において地下施設の閉鎖の判断が非常に重要であること、すなわち閉鎖時点では長期安全性の最終的な判断が求められること等が背景にあり、長期間にわたる処分事業計画に柔軟性を与えること、安全性にさらなる保証を与えることなどが理由として挙げられている。

現状想定される処分施設概念において回収可能性はほぼ備わっていると思われるが、地層処分の可逆性を求める公衆の要望を考えるならば、処分の目標である長期安全性を損なわない範囲で、どこまで回収可能性を確保しておくかについて、経済性、技術的限界、公衆の受入れ等を考慮して検討する必要がある。

② 回収可能性を確保するための技術的な対応

回収可能性を確保するための技術的な対応例を以下に示す。

ア 設計面での対応

回収のためにアクセス出来るようにするための処分坑道等のレイアウトの検討、一つのステップが終了し次のステップに移行する際に移行を延期する検討、処分場設計パラメータ(地下空洞の安定性、処分坑道当たりの高レベル放射性廃棄物の数、開いた状態の処分坑道内の環境条件の管理、アクセス坑道と定置された高レベル放射性廃棄物との距離、金属ライナーとその剛性、水密性、除去が容易な埋め戻し材、緩衝材等)の検討が必要になる。

イ 技術開発

地下水により膨潤した緩衝材の除去技術、高レベル放射性廃棄物の遠隔回収技術の開発が必要になる。

ウ 監視・計測

回収可能性を考慮した設計パラメータが維持されていることを確認するための監視・計測が必要である。

③ 回収可能性に関するコスト

回収可能性を確保するためのコストと、回収するためのコストの検討が必要であるが詳細な検討は今後の課題である。

④ 回収可能性確保に伴うリスク

一般的には、現在の処分場概念で既に検討されている操業期間(数十年程度)を延長した場合でも、長期的な安全性に大きな影響が及ぶ可能性は低いと考えられている。長い期間(数百年)にわたり延長する場合には、地下施設や周辺岩盤の力学、水理学及び化学面での変遷に及ぼす影響、社会的混乱等の結果としての、処分場の放棄(保守中止)や処分場環境に対する管理の喪失によるリスク(人間侵入等)等が考えられる。操業安全性に及ぼす潜在的な影響として、作業員に対する通常のリスク(高温、ガス蓄積、空洞安定性等)、作業員、公衆及び環境への放射線学的な影響が考えられる。また、核物質防護、核物質保障措置(使用済燃料

の場合) への影響が考えられる。

⑤ その他の配慮

地層処分の可逆性を考慮する際には、高レベル放射性廃棄物のほかに地層処分対象低レベル放射性廃棄物の回収可能性についても検討する必要がある((2) ガラス固化体等の保管施設参照)。

なお、回収可能性の国際的な議論や各国の検討事例、参考文献、用語について参考資料 2.5 に詳述した。

3 暫定保管施設の安全性確保技術の現状

(1) 使用済燃料保管施設

使用済燃料の金属キャスク貯蔵を対象にした安全性確保の主な考え方を示す[10]。他の貯蔵方式においても基本的な考え方は同様である。但し、コンクリートキャスクやボルト貯蔵における閉じ込め設計では、キャニスタ内に使用済燃料を収納し、溶接密封するところが異なる。

① 貯蔵施設の安全機能

使用済燃料貯蔵施設は、一般に次の四つの安全機能を有する。

ア 閉じ込め機能

放射性物質を容器内に閉じ込める機能である。金属製ガスケットを二重に付けた蓋をキャスクに取り付けることで閉じ込め機能を確保する。

イ 遮蔽機能

使用済燃料から発生する放射線を遮蔽する機能である。金属キャスク貯蔵では、鉄でガンマ線を遮蔽し、合成樹脂で中性子を遮蔽すること等で放射線量を十分低減させる。

ウ 臨界防止機能

いかなる場合にも臨界が起こらないようにする。臨界を起こすことのないよう、バスケットと呼ばれる仕切り板で使用済燃料集合体を仕切る。

エ 除熱機能

熱伝導に優れた伝熱フィン等により、熱をキャスク表面に伝え、空気で自然冷却する。使用済燃料の温度を、被覆管のクリープ破損防止及び被覆管の機械的特性低下防止の観点から制限される値以下に維持する。金属キャスクの温度を、基本的安全機能を維持する観点から制限される値以下に維持する。

② 貯蔵施設の経年変化に対する考慮

使用済燃料の健全性及び基本的安全機能を有する構成部品の健全性を、経年変化を考慮し、設計貯蔵期間を通じて適切に保つ。腐食等の経年変化に対して十分信頼性のある材料を選択する。貯蔵開始後、20年までに経年変化に対する技術評価を行う。以降10年毎に再評価する。

③ 貯蔵施設のモニタリング

ア 閉じ込め機能のモニタリング

金属キャスクの二重の蓋間圧力を監視することで、閉じ込め性能を確認する。

イ 放射線のモニタリング

貯蔵施設内及び周辺環境における放射線及び放射性物質の放出状況をモニタリングする。

ウ 除熱機能のモニタリング

金属キャスクの表面温度や貯蔵建屋の給排気温度をモニタリングする。

④ その他の安全対策

ア 自然現象に対する考慮

地震・津波等の予想される自然現象によって安全性を損なうことのないこと(4章参照)。

イ 外部人為事象に対する考慮

想定される偶発的な外部人為事象に対して安全性を損なうことのないこと。第三者の不法な接近等に対して、これを防御するため適切な措置を講ずること。

ウ 火災・爆発に対する考慮

火災・爆発を防止し、万一の火災・爆発時にはその拡大を防止するとともに、貯蔵施設外への放射性物質の漏出が課題とならないように措置すること。

エ 電源喪失に対する考慮

外部電源系の機能喪失に対応した適切な措置(金属キャスク落下防止対策、モニタリング設備の信頼性の高い電源系を有すること等)を講ずること。

これら新規制基準は、IAEAの安全要件(GSR Part 5)や安全指針(SSG-15)における要求事項を取り込んでいる。また、ドイツの規制基準(安全指針)を参考に、自然対流による除熱機能を要求している[11]。

⑤ 安全性確保の実績例

東京電力(株)福島第一原子力発電所内の貯蔵専用金属キャスクによる乾式貯蔵施設は、東日本大震災時に地震と津波に襲われた。キャスクは固定された状態のまま水没したが、その安全機能は損なわれず、その堅牢性が示されている。

⑥ 保障措置と核セキュリティ対策

使用済燃料貯蔵施設には、厳格な保障措置の適用が求められ、また、盗取や妨害破壊行為等から守る核セキュリティ対策を講ずる必要がある[12]。保障措置や核セキュリティの観点からは、貯蔵施設の数はい少ない方が、管理・防護しやすい。

(2) ガラス固化体等の保管施設

キャスク方式によるガラス固化体保管施設に対しては、前節で述べた使用済燃料の金属キャスク貯蔵に関する安全確保方策が、そのまま適用出来る。ただし、有意量の核燃料物質を含まないので、臨界防止機能の考慮は不要となる。

ピット貯蔵方式の施設の場合も安全確保の考え方の基本は前者と共通であるが、閉じ込め機能については、溶接密封されたガラス固化体のキャニスタが第一義的な役割を果たしており、遮蔽機能については保管施設側の遮蔽壁がその機能を担う。

ガラス固化体 1 本当たりの発熱は、製造直後で最大 2.3kW 程度（日本原燃（株）の場合）であるが、保管中はガラスの変質（失透化、再結晶化）を防止するために中心温度を 500℃以下に保持する必要がある。そのための除熱は、ピット貯蔵方式の施設では、自然対流を利用した空冷で行うことが可能であり、動的機器に依存しない、受動的安全を実現出来る。また、キャスク方式の保管でも、固化体 1 本当たりの発熱をキャスク収納時で 2 kW 以下に抑えれば、自然空冷で必要な除熱が行える。

地層処分対象低レベル放射性廃棄物の保管施設の安全確保も基本的には上述各施設と共通であるが、廃棄物はドラム缶等に収納されるため、廃棄物自体の閉じ込め機能の頑健性はあまり期待出来ないことから、その分施設側にしっかりした閉じ込め機能（主に負圧又は風量管理）が求められる。その一方大きな発熱はないため、除熱機能への考慮は不要となる。

耐震設計上、使用済燃料やガラス固化体の保管施設は S クラスに分類されるが、それらに比べ潜在的危険性が小さい地層処分対象低レベル放射性廃棄物の保管施設は B クラスに分類される。

(3) 暫定保管期間の長期化における留意事項

一般的に、原子力関連施設は、40～50 年程度の供用期間を想定して建設するケースが多い。そうした期間を超える一定期間の使用の延長は、適切な監視と設備維持活動によって技術的には可能であるが、それを実現可能とするためには、延長の是非を判断し、制度としてそれを受け容れるための技術基準や、規制制度のタイムリーな準備が重要である。場合によっては、それらを可能ならしめるための研究開発も必要となる。オランダの集中廃棄物貯蔵施設 HABOG の場合 100 年間程度の長期貯蔵を想定しているが、施設のライセンス上は明確な期限を設けず、10 年ごとに適合性のレビューを行い、必要に応じ補修や改良を加えつつライセンスを更新していく。

暫定保管の期間が 50 年を大幅に超え、施設・設備の使用継続が技術的に不適切と判断される場合には、設備の更新や施設そのものを建て替えることで保管を継続するという道を取る必要が生じる。このほか、使用済燃料や廃棄物の貯蔵・保管に関しては、一般に関係する地元との協定によってその期間に厳しい縛りがかかる可能性が極めて高く、そのことが暫定保管の期間設定の柔軟性を奪う可能性があることにもあらかじめ留意しておく必要がある。

(4) 地層処分施設における回収可能性を確保する場合における留意事項

閉鎖前の地層処分施設に対しては、操業期間を対象とした保障措置（使用済燃料処分の場合）や核セキュリティ対策（使用済燃料処分とガラス固化体処分のいずれの場合も）の適用が求められる。使用済燃料の処分容器（キャニスタ）密封時に核物質の検認と封印が行われるが、処分坑道への定置後の保障措置は封じ込め・監視の適用や未申告の活動がないことの検認等が中心となる。核セキュリティに関しては、使用済燃料処分の場合、ガラス固化体処分の場合に比べより堅牢な対策が求め

られる。(2)(3)④も参照)。

4 暫定保管施設立地に求められる地盤・地質条件

(1) 暫定保管の前提

暫定保管立地に求められる地盤・地質条件を考えるに当たって、3章で述べた安全確保技術により、暫定保管期間中に廃棄物容器から放射性核種の漏出はないことを本章では前提とする。乾式が想定される高レベル放射性廃棄物の暫定保管時には冷却水は用いられず、また、暫定保管中はそれらの健全性が保たれるため、水が媒体となって核種が漏出することを考慮する必要はない。ただし、暫定保管から地層処分に移行することを視野に入れる場合には、保管施設周辺の地下水に関する情報が不可欠になる[13]。

地下暫定保管が地層処分に移行する可能性がある場合は、暫定保管は、地層処分の実施段階の内、アクセスが可能な段階、及び、廃棄物を埋め戻した後の回収が可能な段階としてとらえることが出来る。その場合、その立地選定は処分場の立地選定と同等と考える必要がある。

(2) 暫定保管のタイプと地盤・地質条件に対する考え方

暫定保管施設の立地は、地上あるいは地下の場合で考え方が多少異なってくるが、地上の場合が基本として考えられる。ここでは、他の原子力施設(原子力発電所[14]、再処理施設[15]、使用済燃料貯蔵施設[16])に求められている地質・地盤条件を参考として、暫定保管施設に求められる地質・地盤条件について考える。

① 地上保管

地上保管は、最も管理が容易であると思われるが、一方では地表で起こる自然現象の影響を最も受けやすい。この自然現象には、地震、火山噴火、津波、地すべり等の地質事象とともに、洪水や竜巻等がある。ただし、ここでは洪水と竜巻については特に言及しない。立地選定に当たって地盤・地質条件の考え方は、基本的には他の原子力施設の場合と同様になる。

② 地下保管

地下保管は、地下空洞中の保管であり、暫定保管空洞としては地下数10mから数100m程度まで考えられる。考慮すべき地質・地盤条件は地上保管の場合の項目に加えて、空洞が安全に建設出来ること、空洞内へのアクセスと冷却機能が保持出来ること、また、暫定保管中の地下空洞の安定性が保たれることである。空洞掘削の難易は、岩盤の性状と空洞深さとに依存し、弱い岩盤の場合には数百メートルといった深さに空洞を建設することは難しくなる。アクセス坑道や換気坑がどこかで閉塞した場合には、重大な問題に発展することが懸念される。それを引き起こす現象としては、断層変位、火山灰や火砕流、地すべり、空洞周辺岩盤の劣化等が考えられる。また、洪水や津波による坑道の水没も十分に検討する必要がある。

地震動は一般的には地表よりも地下の方が小さいが、地質構造によってはその

限りではないことがあるため、地震動の評価には地下構造が地震波の伝播特性に与える影響を検討する必要がある。

③ 地層処分前段階としての暫定保管

地層処分の場合も、処分坑道を閉鎖するまでは廃棄物は人間の管理下に置かれるのであり、その間に求められる地質・地盤条件は、前述の地下暫定保管と同じである。両者の間で、求められる地質・地盤条件で最も違う点は、地層処分が万年オーダーに起こるかも知れない地質事象の評価に基づいて立地選定を行う必要があることである。このような地質事象としては、地震・断層活動、火山・地熱活動、隆起・沈降・侵食が挙げられる。地質学的に見て、これらの地質事象の直接的な影響を避ける場は存在するとされているが[17]、[18]、問題なのは、地質事象が地下水の流れに及ぼす影響を予測することが現状では容易でないことである。地下水の通路となる割れ目の少ない岩盤に保管施設が置かれれば、この問題は回避あるいは軽減することが出来る。

暫定保管の後に処分に移行する場合には、暫定保管中に必要となった場合には廃棄物を回収することを可能とする必要があるが、処分の場合には可能な限り廃棄物を隔離する必要がある、両者は相反する面を持っている点に十分な注意が必要である。

暫定保管の後に処分に移行する時には、空洞周辺の風化あるいは緩んだ岩盤の処理が適切に出来ることも求められる。

(3) 暫定保管の期間とリスクに対する考え方

暫定保管の期間は明確ではないが、数10年から数100年になると思われ、その間前述したような地質事象に対する安全性を確保する必要がある。

地震は、一般的に同じ場で繰り返し発生し、特有の再来間隔を持つと考えられている。そのため、ある時地震が発生してからの時間が経つほど、次の地震の発生確率が増加する。近年の地震は、発生確率が低いとされる地域で発生したものも多く、発生確率の的確な推定は容易ではないが、想定期間が長くなるほど地震の発生確率は高くなると考える必要がある。

火山噴火について考えると、その短期的な予測は容易ではなく、施設の遠方の火山からの降灰の影響評価も必要なことから、保管期間が長くなるほど、火山噴火の影響を受ける確率は高くなると考えられる。

暫定保管を地下保管とする場合、空洞周辺の岩盤の緩みや風化による劣化を評価する必要がある、また、処分に移行することを視野に入れた場合には、さらに地下水・地化学環境の変化を評価する必要がある。これらの現象のタイプや速度は、空洞周辺の岩盤のタイプや割れ目の頻度によっても異なるが、空洞が人間のアクセス出来る時間が長いほど進行する。

以上のように、将来の地質事象は、暫定保管の期間として考えられる数10年から数100年程度の期間では、予測精度が変わるというものではなく、時間が長くなる

ほど発生確率が高くなり、それによるリスクも高くなると考えておく必要がある。したがって、地盤・地質条件に係るリスク低減の点からは暫定保管の期間は可能な限り短くすることが望ましい。

(4) 保管期間中のモニタリング

保管期間中のモニタリングは、廃棄体あるいは使用済燃料格納容器の健全性のモニタリングが中心であり、地質・地盤関係では、地震計測等を除いて地質環境のモニタリングを実施する必要性は低い（地質環境への核種の漏出はない）。地下保管の場合、保管期間中には、空洞周辺岩盤の挙動に関するモニタリングが必要となる。また、処分に移行することを視野に入れた地下保管の場合、空洞周辺岩盤の挙動、地下水の流れや地震に対する水圧の応答の確認が必要である。

(5) 暫定保管中に地層処分の地質環境調査・評価技術について進めるべき研究

平成24年9月の「回答」では、「処分場立地選定は、いかにして国民の合意を得るか、という段階には未だいたっておらず、処分場の長期安定性を確保出来る地域を社会的合意をもって探せる科学・技術的信頼性が高まるまで待つべきであり、それまでは処分を急ぐことなく、暫定保管及び総量管理を行うべきである」というものであった。

この科学技術的信頼性の高低は、全国一律に適用可能な科学技術として一般的に判断出来るものではなく、場所と期間の長さに依存している。つまり、同じ科学技術レベルであっても、ある地域では「処分場の長期安定性を確保出来る場所を社会的合意をもって探せる」に足るものであっても、他の地域ではそれに届かないということがある。これは、地球科学に特有とも言えることであり、この点が物理や化学と異なることを理解する必要がある。

地層処分に関係する研究項目は非常に広範であるが、暫定保管の間に、社会的合意を得た処分場立地選定のために何が最重要なものとして残っているのか特定し、それを解決するための研究を進めることが必要である。ただし、放射性核種が地下水によって人間環境に運ばれるかも知れないことは大きな不安要因であり、これらの地質事象の地下水への間接的な影響評価も重要な課題である。しかしながら、これは容易ではなく、地層処分場立地選定の段階的調査に当たって、評価困難な問題として最後まで残る可能性が高い。この問題をあらかじめ回避するためには、地下水の通路である割れ目の少ない岩盤を処分場候補地とすることが望ましい。それには、岩盤内の割れ目を探す技術—特に非破壊の物理探査—の高度化と適用限界の明示が必要であり、さらに、地質履歴から割れ目の少ない岩盤を探す論理立てを確立することが必須である。そのためには、現有の地球科学的見解から、上記の地質事象の直接的影響が小さいと判断され、かつ、割れ目も少ないと推定される複数地域において、実際の割れ目の分布性状等の調査と評価を行う必要がある。

5 暫定保管の技術的シナリオ検討

(1) 対象となる高レベル放射性廃棄物の物量

① 我が国の高レベル放射性廃棄物の現状（ガラス固化体と使用済燃料）

現在の我が国における使用済燃料とガラス固化体の総量は、ガラス固化体換算で約2万5000本である。内訳は、ガラス固化体が約3400本（現在保管されている本数に今後の欧州からの返還分と貯蔵されている国内再処理の廃液から製造されるものを加えた本数）、貯蔵されている使用済燃料約1万7000トンの全量を再処理すると仮定した場合に発生するガラス固化体が約2万1250本（国内再処理の実績に従い、1トンの使用済燃料から1.25本のガラス固化体が発生と仮定）である[19]。

今後原子力発電を行った場合には、100万kWの発電所1年間の運転当たり20トン強の使用済燃料（ガラス固化体25本程度に相当）が発生する（厳密には発電所の設備利用率と燃料の取出し燃焼度によって使用済燃料の発生量は変化する）。

なお、使用済燃料の再処理から生成するガラス固化体本数には幅がある。使用済燃料1トン当たりの発熱量と放射エネルギーは、燃焼度が低いほど、また、再処理までの貯蔵期間が長くなるほど小さくなる。現実には欧州への委託再処理と国内での再処理を比較すると、国内では使用済燃料1トン当たり約1.25本のガラス固化体が発生しているが欧州委託分ではその半分以下である[19]。長期間の使用済燃料の暫定保管を行うことで再処理によるガラス固化体の発生本数を減らすことが出来るかどうか検討する価値がある。

また、高レベル放射性廃棄物処分場の容積についても、ガラス固化体処分の場合でも使用済燃料直接処分の場合でも、暫定保管によって発熱量が低減するので、処分場の容積が減少する可能性がある。ただし、処分場の容積は発熱量だけでなく地盤の強度も考慮して決められるので詳細な検討が必要である。

② 高レベル放射性廃棄物の有害度低減の可能性

高レベル放射性廃棄物の有害度は放射能の減衰に従って低くなる。廃棄物を生み出す基になった天然ウラン鉱石の有害度まで低減する時間は、使用済燃料処分の場合には約10万年、通常再処理（UとPu回収）のガラス固化体では約1万年、TRU回収再処理・核変換処理（U・Puに加えて超ウラン元素も回収して短半減期核種に核変換）する場合には1000年程度以下（超長寿命の核分裂生成物（ ^{99}Tc や ^{129}I 等）の考慮も必要で幅がある）になる。

ただし、有害度は高レベル放射性廃棄物が持つ潜在的なハザードの大きさを示しているだけで、放射性物質が環境中に漏えいして引き起こすリスクそのものではない。リスクは健康被害を起こす被曝の確率を考慮して評価すべきもので、TRUの分離・回収や核変換の工程が加わることによってかえってリスクが高まる可能性もある。

(2) 数十年以上の長期の暫定保管に適した技術

日本学術会議が「回答」で提案した暫定保管は、数 10 年から数 100 年という長期の暫定保管である。本分科会報告では、このような長期間にわたって安全を確保出来る技術の検討を行って技術的に可能な保管技術の整理を行った。なお、合意形成に必要なモラトリアム期間と暫定保管期間との関係の整理は本分科会と並行して設置された「暫定保管と社会的合意形成に関する分科会」で検討されているが、合意形成に必要なモラトリアム期間は技術的に可能な期間内に設定される必要がある。

暫定保管技術については本報告の 2、3 章で説明されているように、50 年程度の期間を対象とした貯蔵保管技術は、使用済燃料の場合もガラス固化体の場合もすでに実用技術として存在している。ガラス固化体の場合は実用化されているキャスク方式、ピット（ボルト）方式のいずれも乾式貯蔵技術である。使用済燃料貯蔵の場合は、湿式のプール貯蔵も実用化されているが、より長期間の貯蔵保管には経済的にも安全性確保の点からも、乾式貯蔵技術（キャスク（金属、コンクリート）式、ボルト（ピット）式）が適切と考えられる。したがって、暫定保管の技術シナリオ検討では乾式貯蔵技術を念頭に検討を行う。

本報告 3 章に記されているように、これら乾式貯蔵保管技術については、使用済燃料であってもガラス固化体であっても、要求される安全機能に大きな違いはない。50 年を超え 100 年程度の貯蔵保管を行う施設の例としてはオランダの HABOG があるが、この施設では 10 年ごとに適合性のレビューを行い、必要に応じて補修や改良を加えてライセンスを更新する方策を取っている。

保管期間が 50 年を大幅に超える場合には、施設・設備の継続使用が技術的に不適切と判断される場合も起こり得るが、その場合には施設・設備を更新することで保管期間を延長することが可能である。したがって、施設・設備そのものについては、更新を考慮すると高レベル放射性廃棄物の暫定保管期間は数百年を超えることも技術的に可能である。しかし、自然現象や外部人為事象に対するリスクは保管期間が長いほど大きくなり、また、施設管理体制の維持等も考慮すれば、数百年を超える暫定保管施設の安全性確保は困難と思われる。

なお、地層処分施設で回収可能性を確保する技術による保管期間については、経済性を考慮すると、処分施設の操業期間内から施設閉鎖の判断をするまでの期間を中心に数 10 年から 100 年程度を想定するのが適切である。閉鎖後の回収可能性を確保する場合を考慮しても、技術的にはオーバーパックの炭素鋼の健全性が想定出来る約 1000 年が限度であろう。なお、米国のユッカマウンテン処分場の設計は使用済燃料の数万年の保管施設と考えることも可能だが、これは地下水位が低い特殊な地盤条件による。

(3) 暫定保管シナリオを構成する要素

暫定保管の技術的イメージを明確にするため、保管対象、保管期間、保管施設の単位容量。保管施設の立地点の4項目を要素としてシナリオを構成する。

- ① 保管対象は、使用済燃料とガラス固化体の双方を考える。
- ② 保管期間は、上記(2)の考察を踏まえて、50年、100年、300年の3ケースを考える。
- ③ 保管施設の容量は、現在稼働している施設や計画を考慮して、数百トン(本)、数千トン(本)、数万トン(本)の3ケースを考える。ここで、トンを使用済燃料の場合の単位、本はガラス固化体の単位であるが、いずれも放射性物質質量としてはほぼ等価である。
- ④ 保管施設の立地点としては、原子力発電所(使用済燃料)、再処理工場(使用済燃料、ガラス固化体)、処分場(ガラス固化体、使用済燃料、回収可能性を確保する地層処分も含む)、独立立地点(使用済燃料、ガラス固化体)の各ケースを考える。

なお、保管場所として地上と地下の選択肢があるが、地上と地下の技術要件の違いは地質・地盤等の条件への対応であり、安全性確保については地下の場合には外部事象からの隔離において有利であるが坑道の健全性維持等という追加的要件が加わる。一方、経済性の点では一般的に地下の場合が高コストになる。また、暫定保管施設の数、基本的には保管すべき廃棄物の量と保管施設の単位容量で決まるが、原子力発電所や再処理工場、最終処分場に付設(回収可能性を確保した地層処分を含む)する場合には、それらの施設の数範囲内になる。

(4) シナリオの絞込みと各シナリオにおける課題

上記した各要素のすべての組合せを考えると膨大な数のシナリオを設定出来るが、実現可能性を考慮すると相当絞られ、いくつかのシナリオは技術特性としては統合して考えることが出来る。例えば、使用済燃料の保管の場合、保管施設の立地場所は使用済燃料が発生する発電設備から再処理(あるいは処分)までの移動経路の中で想定されるが、独立立地以外については、その保管期間は保管施設を付設する施設の運用形態にある程度制約される。また、これらシナリオを組み合わせることも可能である(例えば、地上保管と地下保管)。なお、本報告におけるシナリオの絞込みは今後の議論を整理するために例示として示すものであり、社会的合意形成に関する検討における議論の過程においてはその他のシナリオの提案があり得る。

課題検討の視点としては、安全性、経済性、研究開発の必要性、核セキュリティ・保障措置への対応等が挙げられる。安全性はすべてのシナリオにおいて確保されるべき前提条件である。経済性や研究開発についてはシナリオ毎に差が生じ得るので必要に応じて課題として指摘する。核セキュリティ・保障措置への対応は、使用済燃料を保管する場合にはガラス固化体の場合より一般的に高度な対応が必要にな

る

① 使用済燃料の場合

使用済燃料の場合は、日本学術会議が提案したモラトリアムとしての暫定保管とは目的が異なるが、技術的には同じ機能を持つ施設が我が国に存在している。原子力発電所や再処理工場での貯蔵の多くは湿式のプール貯蔵であるが、暫定保管施設で想定される乾式貯蔵も2か所で行われている。竣工直前の青森県のリサイクル燃料貯蔵施設は乾式貯蔵技術（金属キャスク）を採用しており、保管後は再処理を行う前提ではあるが、技術的機能としては独立立地の50年間の暫定保管と全く同じである。新しい技術シナリオとしては、立地場所が処分場である場合だが、そもそも処分場の立地が行われているという前提でのシナリオであるから、この場合に想定されるのは回収可能性を確保するケースに絞られる。

以上のことから、シナリオを下記のケースに統合し、それぞれの場合の課題を示す。

ア 原子力発電所に立地、保管容量は数百トンから数千トン程度、保管期間は50年から100年程度というシナリオ

このシナリオの場合には技術的課題はほとんどない。主要な課題は、保管後の搬出先を決めずに貯蔵施設を立地することが地元を受け入れられるかどうかであろう。発電所の運転終了後も保管を続ける場合があり得るが、その場合も地元の了解が必要になる。

イ 再処理工場に立地、保管容量は数千トンから1万トン程度、保管期間は50年というシナリオ

このシナリオの場合も技術的課題はほとんどないが、貯蔵後は再処理が前提になると想定され、貯蔵技術は湿式のプール貯蔵が主体になるだろう。貯蔵期間も湿式貯蔵の技術経済的特性及び再処理との連携を考慮すると50年を超えることは想定しがたい。

ウ 独立立地点、保管容量は数千トンから数万トン、保管期間は最長300年というシナリオ

このシナリオの場合は、50年を大幅に上回る保管期間になることも想定されるが、その場合には、長期にわたる安全確保に技術的見通しをつけるための研究開発が必要になり、立地点の選定も処分場の立地と大きくは変わらない困難が予想される。また、地元と合意して決めた保管期間後は確実に搬出することを保証する必要がある。

エ 使用済燃料の処分場で回収可能性を確保、保管容量は数千トンから数万トン、保管期間は100年程度まで、回収しない場合は処分に移行というシナリオ

このシナリオの場合は、回収可能性を確保する技術の研究開発が必要であり、最終処分場の有力候補としての立地選定を行うことになる。また、回収することになった場合には新たな保管施設を建設しなければならない。なお、

ガラス固化体の暫定保管の場合も同様であるが、処分場において回収可能性を確保するシナリオにおいては、その立地の社会的合意に関しては最終処分場立地と同様の困難が予想される。本分科会と並行して審議している「暫定保管と社会的合意に関する分科会」では、処分場において回収可能性を確保するシナリオについては検討を行っていない。

② ガラス固化体の場合

現在もガラス固化体は、処分に先立つ発熱量低減のために数10年の貯蔵保管が行われている。日本学術会議が提案した暫定保管は、技術的にはこの保管期間を長期化することを意味する。国内で高レベル放射性廃棄物処分に関する合意が行えず、多国間で処分場を共同で建設することに期待して、100年程度の長期貯蔵を目指して建設されたオランダのHABOGは、「回答」で提案した暫定保管のケースによく当てはまる事例である。

ガラス固化体の暫定保管技術は安全確保も含めて使用済燃料の場合とほとんど変わらない。したがって、ガラス固化体の暫定保管シナリオが使用済燃料の場合と異なるのは、立地場所として、廃棄物（ガラス固化体）の移動を伴う原子力発電所サイトが想定し難いという程度である。

ア 再処理工場に立地、保管容量は数万本、保管期間は50年から100年程度というシナリオ

このシナリオは、50年程度の保管期間については現在の六ヶ所再処理工場で行われているものと技術的には同じである。保管期間を100年程度に延ばすためにはHABOGで行われているように定期的に本格的な安全性のレビューを行い必要に応じて改修等を行う必要がある。100年を大幅に超える保管期間は、再処理工場としての立地を受け入れた地元との関係を考慮すると困難と思われる。

イ 独立立地点、保管容量は数万本、保管期間は最大300年程度までというシナリオ

このシナリオの課題は独立立地の使用済燃料保管のシナリオの場合とほとんど変わらないと思われる。

ウ 高レベル放射性廃棄物処分場で回収可能性を確保、保管容量は数千本から数万本、保管期間は100年程度まで、回収しない場合は処分に移行というシナリオ

このシナリオの課題も使用済燃料の同様のシナリオの場合とほとんど変わらないと思われる。

6 結び

本分科会での調査検討の主要な結果は次の項目にまとめられる。

- (1) 日本学術会議が提案した暫定保管施設には、長期間の保管が想定されるので、使用済燃料の場合でもガラス固化体の場合でも、基本的に乾式貯蔵技術が

適している。キャスクやピット（ボルト）等の乾式貯蔵技術の経済性は、保管の期間や容量等によって変化するので保管シナリオに適した技術を選定する必要がある。高レベル放射性廃棄物処分場で回収可能性を確保する技術は暫定保管の考えに対応するものの、研究開発段階であり、技術実証と経済性評価が課題である。

- (2) 安全性確保のための各種モニタリング技術等は実用化しているが、保管期間が50年を大幅に超える場合には、施設・設備の更新による対応を準備しておく必要がある。
- (3) 暫定保管施設の立地に求められる地盤・地質条件は、地上保管の場合は、従来の原子力施設の場合とほぼ同様と考えられる。地下保管の場合には、地層処分に準ずる必要がある。
- (4) 技術的実現可能性を考慮した暫定保管シナリオとして、使用済燃料の場合には、
 - 1) 原子力発電所に数百トンから数千トンを50年から百年程度保管する、
 - 2) 再処理工場に数千トンから1万トン程度を50年程度保管する、
 - 3) 独立立地点に数千トンから数万トンを最長300年保管する、
 - 4) 使用済燃料処分場に数千トンから数万トンを最長100年程度（処分場閉鎖時までを想定）保管するという四つのシナリオ、ガラス固化体の場合は、1) 再処理工場に数万本を50年から百年程度保管する、2) 独立立地点に数万本を最長300年程度保管する、3) ガラス固化体処分場に数千本から数万本を最長100年程度保管するという三つのシナリオを設定して課題を整理した。
- (5) 上記した暫定保管シナリオは、いずれも技術的には実現可能性があるが、高レベル放射性廃棄物処分場で回収可能性を確保する場合には今後の研究開発が必要であり、また他のシナリオにおいても50年を大幅に超える保管期間を想定する場合には安全性確保について更なる検討が必要である。なお、社会的制約を考慮すれば、搬出先を特定せずに保管施設の立地が可能かどうかなど検討を要する多くの困難な課題が想定される。

<用語の説明>

再処理：原子炉から取出した使用済燃料を化学的に処理し、燃料として再利用可能なウランやプルトニウムを回収することを再処理という。この際、核分裂で使用済燃料内に蓄積した核分裂生成物は、高レベル放射性廃液として分離され、廃棄物となる。

核分裂生成物：ウランやプルトニウム等の重い元素が核分裂を起こすと、より軽い二つの元素が生まれる。均等に割れることは稀で通常、一方が重く、他方が軽い元素となり、様々な元素が生まれるが、多くの元素は不安定で放射性の元素となる。

MOX 燃料：再処理で回収されるプルトニウムをウランに混合して成型加工した燃料。原子炉で使用する燃料は通常セラミック状に焼き固められており、化学的には酸化物の形態をとっている。MOX はウラン・プルトニウム混合酸化物 (Mixed-Oxide) の英語略称。

輸送・貯蔵兼用キャスク：使用済燃料の輸送及び貯蔵の安全要件を満たした容器

割引現金収支法に基づく均等化コスト：設定した使用済燃料貯蔵シナリオに基づく発生費用を、任意の基準時点における現在価値に、貨幣の時間価値（利子率）を考慮して換算した総額が、支払われた貯蔵料金に一致するよう求められた貯蔵単価。

回収可能性：「回収可能性 (Retrievability)」とは、原則として、処分場に定置された廃棄物あるいは廃棄物パッケージ全体を取り出す能力を意味する。回収可能性があるということは、回収が必要となった場合に回収が出来るようにするための対策を講じることを意味している。

可逆性：「可逆性 (Reversibility)」とは、原則として、処分システムを実現していく間に行われる決定を元に戻す、あるいは検討し直す能力を意味する。

保障措置：核物質が平和目的だけに利用され、核兵器等に転用されないことを担保するために行われる検認活動のこと。核兵器不拡散条約 (NPT) では、我が国のような非核兵器国である締約国が国際原子力機関 (IAEA) と包括的保障措置協定を締結し、IAEA が行う保障措置を受諾することを定めている。

Sクラス/Bクラス：本報告では耐震設計上の重要度分類を示す。Sクラスは最高位の分類。自ら放射性物質を内蔵している施設等で、その機能その失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるものや、そうした事態を防止したり、事故時に放散され

る放射性物質の影響を低減させるために必要なものであって、その影響の大きいものに適用される。Bクラスは、上記において影響が比較的小さいものに適用される。

燃焼度：使用済燃料が原子炉内で生産した単位重量当たりのエネルギー量のこと。[MWd/t]という単位が使われることが多い。燃焼度が高いと原子力発電所の運転から発生する使用済燃料の量が少なくなる。

超ウラン元素 (TRU)：ウラン（原子番号 92）よりも原子番号の大きい元素の総称。天然に存在する元素で最も大きな原子番号を持つのはウランであるが、原子核反応を利用してウランより大きな原子番号を持つ元素を人工的に作ることが出来る。現在では 20 種類以上が確認されているが、安定元素はなく、すべて放射性の元素である。ネプツニウム（原子番号 93）、プルトニウム（同 94）、アメリシウム（同 95）等は原子力発電所の使用済燃料中にも蓄積する。

有害度：本報告では放射性廃棄物の有害度の文脈で使っている。毒性指数ともいう。様々な定義があり得るが、通常は廃棄物 1 トン当たりの各核種の重量に各核種の所要希釈量を乗じて総和を計算して指標とする。なお、所要希釈量とは最大許容濃度まで希釈するのに必要な容積。

核セキュリティ：テロリスト等による核物質や放射線源の悪用が想定される脅威を防止する措置のこと。

<参考文献>

- [1] 日本学術会議、回答『高レベル放射性廃棄物の処分について』、2012年9月11日
<http://www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-22-k159-1.pdf>
- [2] 原子力委員会、見解『今後の高レベル放射性廃棄物に係る取組について』、2012年12月18日
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/kettei/121218.pdf>
- [3] 電力中央研究所、『使用済核燃料貯蔵の基礎』ERC出版、平成26年4月
- [4] IAEA、No. NF-T-3.5『Costing of Spent Nuclear Fuel Storage』、2009
- [5] 電力中央研究所 伊藤、長野、三枝、研究報告U99047『使用済燃料敷地外貯蔵技術の経済性評価』、平成12年5月
<http://criepi.denken.or.jp/jp/kenkikaku/report/download/3uRckF8pCGmAgr83R1MfAwMb3IvPXjMB/report.pdf>
- [6] US NRC、NUREG-2157『Waste Confidence Generic Environmental Impact Statement』(Draft Report for Comment)、September 2013
- [7] Canada NWMO、『Choosing a Way Forward』、2005
- [8] 原子力発電環境整備機構、「地層処分事業の安全確保(2010年度版)－確かな技術による安全な地層処分の実現のために－概要版」、NUMO-TR-12-04、平成24年9月
http://www.numo.or.jp/approach/technical_report/pdf/TR-12-04.pdf
- [9] CEA, DEN/DDIN/2004-643, ” Résultats des recherches sur les procédés de conditionnement et d’entreposage de longue durée en surface et subsurface” , December 2004
- [10] 原子力規制委員会、『使用済燃料貯蔵施設の新規制基準 骨子』、平成25年9月5日
- [11] 原子力規制庁、『核燃料施設等の新規制基準と国際基準との比較について』、平成25年11月13日
- [12] IAEA SSG-15『Storage of Spent Nuclear Fuel』、2012
- [13] 特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律(最終処分法)(平成十二年六月七日法律第百十七号)
- [14] 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、平成25年6月19日
- [15] 原子力規制委員会、「再処理施設の位置、構造及び設備基準に関する規則の解釈」、平成25年11月27日
http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/saishori/data/naiki_02.pdf
- [16] 原子力規制委員会、「使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、平成25年11月27日
http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/chozou/data/naiki_01.pdf
- [17] 核燃料サイクル開発機構、「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－」、1999年11月

- [18] 一般社団法人日本地質学会-地質環境の長期安定性研究委員会-、「日本列島と地質環境の長期安定性」2011年
- [19] 山地憲治、「HLW総量は何本か」、時評ウェブ、電気新聞、2013年12月24日

＜参考資料 1＞暫定保管に関する技術的検討分科会審議経過

平成 25 年

12 月 10 日 高レベル放射性廃棄物の処分に関するフォローアップ検討委員会（第 2 回メール審議）の議決により、暫定保管と社会的合意形成に関する分科会及び暫定保管に関する技術的検討分科会の設置を幹事会に提案することが認められる。

12 月 17 日 日本学術会議幹事会（第 184 回）
○高レベル放射性廃棄物の処分に関するフォローアップ検討委員会
暫定保管に関する技術的検討分科会設置
分科会委員決定

平成 26 年

1 月 6 日 日本学術会議幹事会（第 185 回）
○分科会委員補充決定

1 月 27 日 分科会（第 1 回）
○委員長選出、分科会設置提案書の説明・意見交換、回答「高レベル放射性廃棄物の処分について」に関する説明と原子力委員会見解の紹介、論点に関する議論、今後の進め方について

2 月 17 日 分科会（第 2 回）
○委員からの個別論点に関する現状と課題についての説明と質疑応答、論点の整理、今後の進め方について

2 月 24 日 分科会（第 3 回）
○委員からの個別論点に関する現状と課題についての説明と質疑応答、参考人からの講演とそれに関する質疑応答・意見交換、今後の進め方について

3 月 20 日 分科会（第 4 回）
○参考人の講演とそれに関する質疑応答・意見交換、今後の進め方について

4 月 14 日 分科会（第 5 回）
○今後の進め方について

5 月 8 日 分科会（第 6 回）
○委員の辞任について、分科会の設置期限の延長について、報告書案についての審議、今後の進め方について

5 月 29 日 分科会（第 7 回）
○報告案についての審議、今後の進め方について

7 月 10 日 分科会（第 8 回）
○報告案についての審議

○月○日 日本学術会議幹事会（第○回）

高レベル放射性廃棄物の処分に関するフォローアップ検討委員会
暫定保管に関する技術的検討分科会 報告「高レベル放射性廃棄物
の技術的保管に関する技術的検討」について承認

＜参考資料 2＞第 2 章関連資料

参考資料 2.1 使用済燃料貯蔵技術

(1) 参考図表

参考表 2.1 使用済燃料貯蔵技術の開発の歴史[1]

種別	西 暦 年				
	1950-1960	1970	1980	1990	2000～
湿式	多くの敷地内外プール				
乾式	ボールト貯蔵方式(1971 英ウィルファ、 2000 ハンガリーパクシュ)				
	縦型サイロ(1977 加 ホワイトシェル)				
				金属キャスク(1986 米サー等)	
				金属キャスク(1992 独ゴアレーベン等)	
			コンクリートキャスク(1992 ハロウエルデ、ホープクリーク等)		

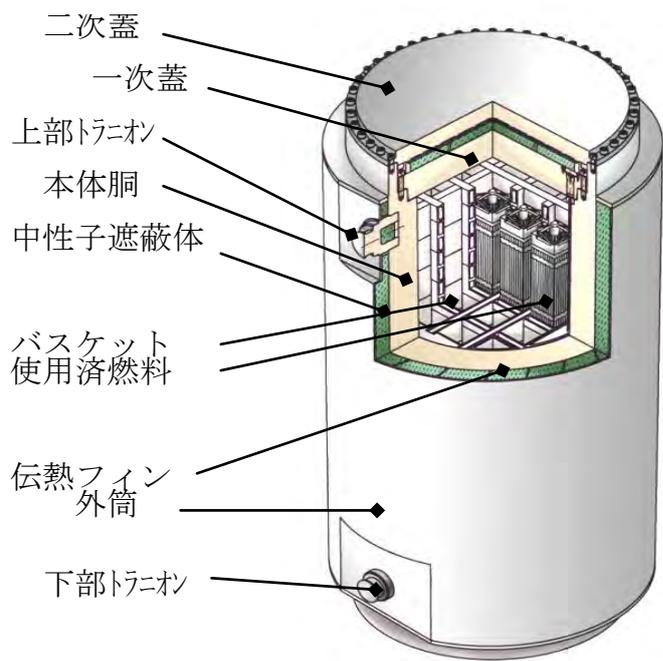
(表中、縦型サイロは、コンクリートキャスクの一種)

参考表 2.2 欧米における主な使用済燃料貯蔵キャスク数

国	原子力発電所敷地内		敷地外
	金属キャスク	コンクリートキャスク又は横型サイロ	金属キャスク
米国[2]	204	1687	0
ドイツ[3]	468	0	243*
スペイン [4]	25	17	0

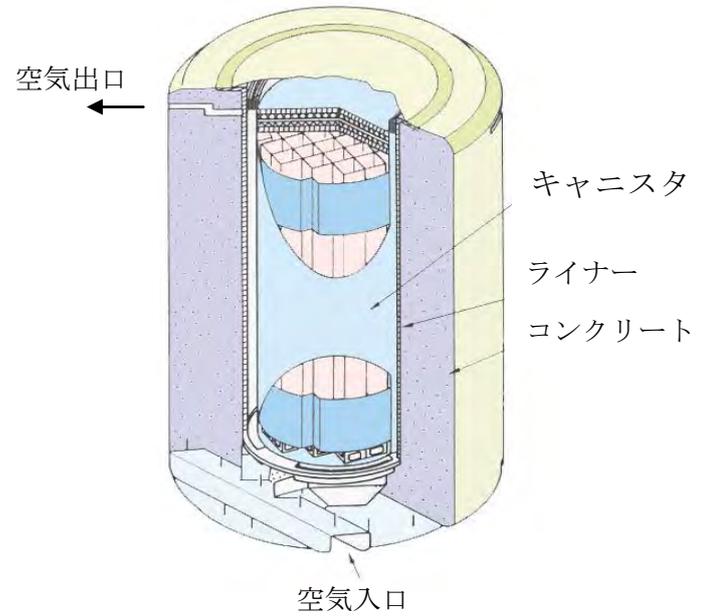
*：高レベル放射性廃棄物貯蔵キャスクを含む

本表は後掲参考文献[2]、[3]、[4]を基に暫定保管に関する技術的検討分科会（以下、「本分科会」という）において翻訳作成

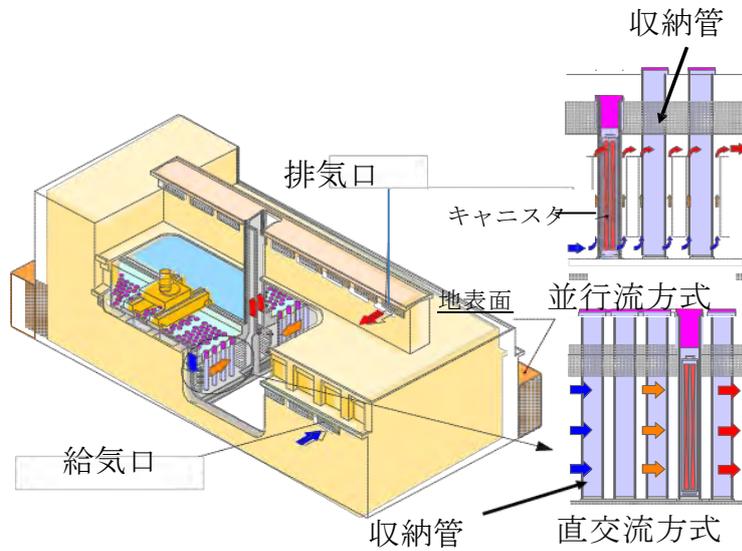


参考図 2.1 金属キャスクの概念例[1]

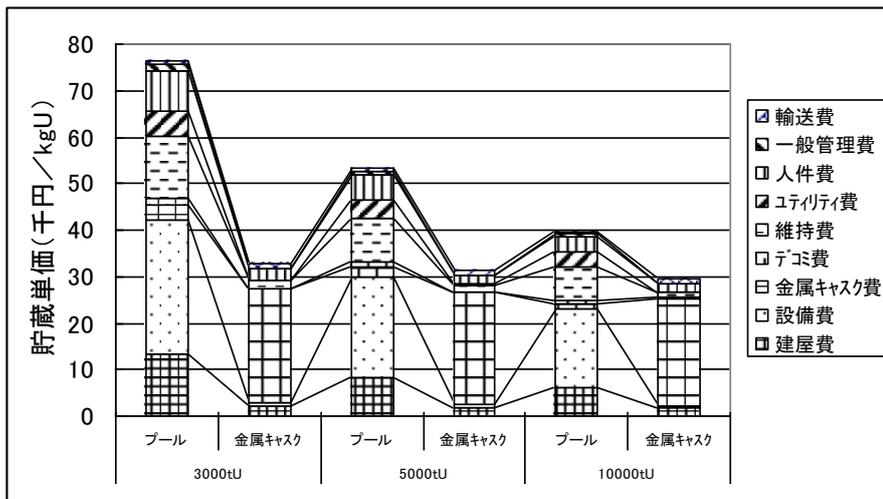
(直径約 2.5m、高さ約 5 m、全質量 (燃料含む) 約 120 トン)
 (PWR26 体、BWR69 体収納例)



参考図 2.2 コンクリートキャスクの概念例[1]



参考図 2.3 ボールト貯蔵の概念例[1]



参考図 2.4 貯蔵単価の比較

<参考文献>

- [1] 電力中央研究所、『使用済核燃料貯蔵の基礎』ERC 出版、平成 26 年 4 月。
- [2] Jeff Williams, “DOE’ s Storage and Transportation Activities”, NEI Used Fuel Management Conference, May 6-8, 2014.
- [3] Christoph Gastl, “Interim Storage of Spent Nuclear Fuel (SNF) and Vitrified Highly Active Waste (HAW) in Germany”, IAEA Technical Meeting on Spent Fuel Storage Options, 2-4 July 2013.
- [4] Fernando Zamora, Manuel Garcia, et al., “Spanish Regulatory Approach for

Dual Purpose Casks for Spent Nuclear Fuel” , IAEA International Workshop on the Development and Application for a safety Case for Dual Purpose Casks for Spent Nuclear fuel” , 19–21 May 2014.

参考資料 2.2 ガラス固化体の貯蔵技術

参考表 2.3 各国の主要なガラス固化体貯蔵施設

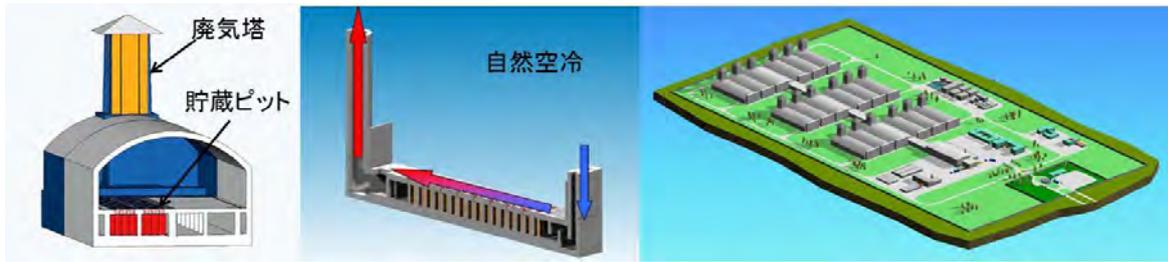
国	ガラス固化体貯蔵施設	貯蔵形式	冷却方式	固化体貯蔵容量	保管数	備考
フランス	ラアーグ再処理工場 ガラス固化体プラント(R7, T7)付属貯蔵施設	多段ピット方式	強制空冷	8,100	約 11,000 (1,902 m ³) (2010年末時点)	製造後5年間貯蔵
	同上 ガラス固化体中間貯蔵施設 (E/EV/SE, E/EV/LH)	多段ピット方式	自然空冷	8,442(注1)		製造後5年以降貯蔵
	合計			16,542		
イギリス	セラフィールド再処理工場 ガラス固化体貯蔵施設(Vitrified Products Store)	多段ピット方式	自然空冷	8,000	5100 (2010.4時点)	
ドイツ	ゴアレーベン中間貯蔵施設(TBL-G)	キャスク方式	自然空冷		約 3,500 (128キャスク) (2011年末時点)	使用済燃料も貯蔵
スイス	廃棄物中間貯蔵施設(ZWILAG)	キャスク方式	自然空冷	200キャスク (注2)	308 (2012.10時点)	使用済燃料も貯蔵
ベルギー	再処理廃棄物貯蔵施設(Building 136)	多段ピット方式	自然空冷	600	390 (2012年末時点)	使用済燃料も貯蔵
オランダ	高レベル廃棄物貯蔵施設(HABOG)	多段ピット方式	自然空冷	270		使用済燃料も貯蔵
米国	サバンナリバーガラス固化施設(DWPF) 固化体貯蔵施設(GWSB#1/#2)	1段ピット方式	自然空冷	4,590	3,000以上 (2011.5時点)	固化体は大型 60cmφ × 3mH
日本	東海再処理工場ガラス固化体施設	多段ピット方式	強制空冷	420	247(注3)	
	日本原燃高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター	多段ピット方式	自然空冷	2,880	1338(注3)	海外返還ガラス 固化体の貯蔵
	日本原燃再処理施設ガラス固化体貯蔵建屋	多段ピット方式		7920(注1)	345(注3)	
(注1)必要に応じ増設		(注2)SF用及びG固化体用の合計		(注3)2012年末		

本分科会において作成

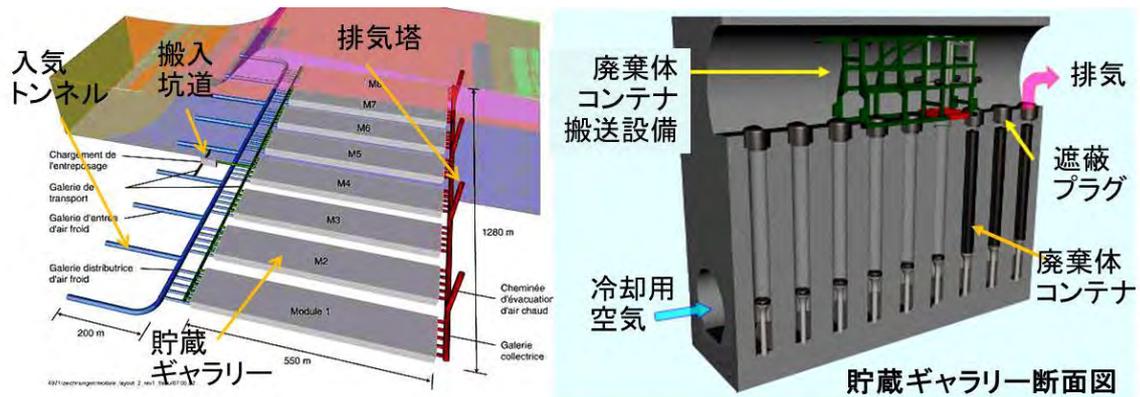


参考図 2.5 ガラス固化体及び地層処分対象低レベル放射性廃棄物イメージ図[5]

(1) 地表トーチカ型貯蔵施設



(2) 地下2段トンネル型貯蔵施設



1991年の放射性廃棄物管理研究法のもとでCEAが概念検討を行ったが、2006年の放射性廃棄物管理計画法で地層処分推進の方針が確定したことから、その後の検討は切られた。

参考図 2.6 CEAが検討したガラス固化体の長期貯蔵施設の概念例
[6]を基に本分科会において翻訳作成

<参考文献>

- [5] 原子力発電環境整備機構、「地層処分事業の安全確保（2010年度版）－確かな技術による安全な地層処分の実現のために－概要版」、NUMO-TR-12-04、平成24年9月
- [6] CEA, DEN/DDIN/2004-643, ” Résultats des recherches sur les procédés de conditionnement et d’ entreposage de longue durée en surface et subsurface” , December 2004
- [7] 日本原燃（株）ホームページ：<http://www.jnfl.co.jp/business-cycle/hlw/>

参考資料 2.3

HABOG について: The Role of Storage in the Management of Long-Lived Radioactive Waste (OECD/NEA2006) より関連部分の抜粋

オランダは、放射性廃棄物を少なくとも 100 年間貯蔵するという決定を既に行い、そのため HABOG という施設の供用を開始した。HABOG は、これまでのところ、1 世紀又はそれ以上にわたる貯蔵を行うことを意図して特別に設計された施設の唯一の実例である。こうした解決策を選択した理由は以下のように述べられている：

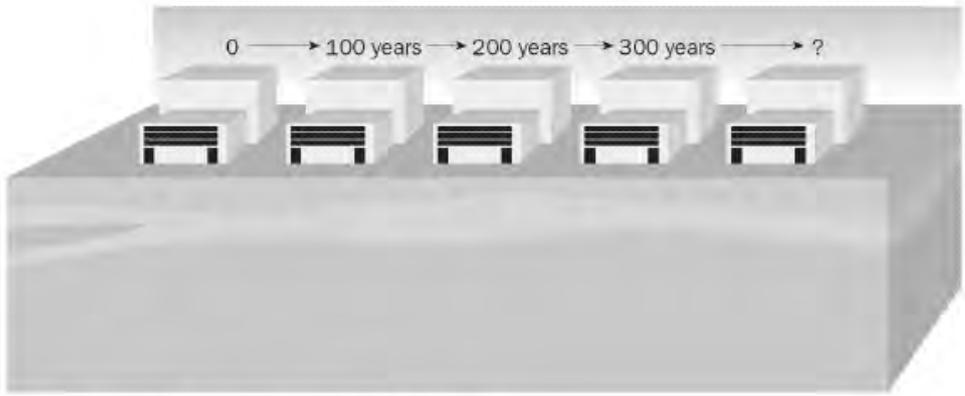
「今日までに蓄積した廃棄物量は数千 m³ に過ぎず、このような少量の廃棄物のために深地層の処分場を建設することは経済的に引き合わないが、100 年間に蓄積する廃棄物量であれば、処分場を建設する意義は明確になる。」

すなわち、オランダの解決策は、廃棄物を少なくとも 100 年間貯蔵し、その間に、100 年後には地層処分が実現できるよう、資金面、技術面及び社会面からの準備を進めることである。もちろん、100 年後には、社会は、更に 100 年間貯蔵を継続するか、あるいは最終処分を実現するかという選択の自由度を持つ。図は、検討された貯蔵のオプションを示すが、B 案が現在期待されているオプションである。

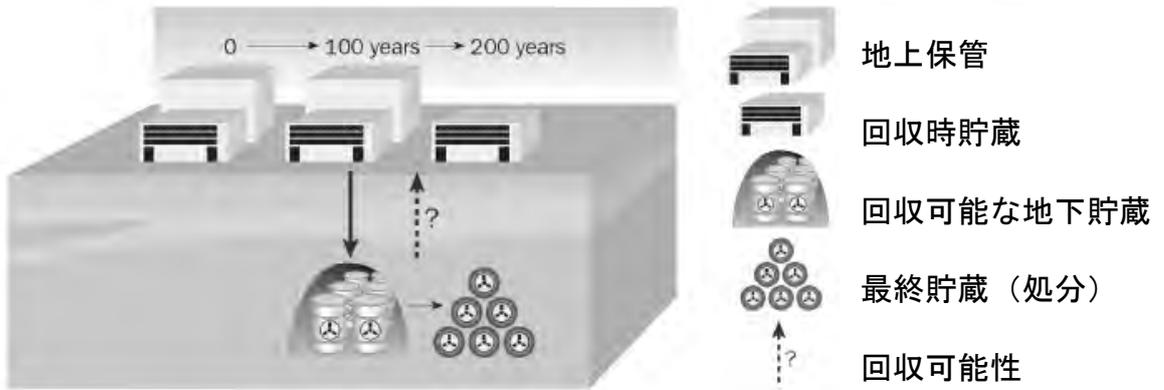
Box4. オランダの最低 100 年間貯蔵という戦略のメリット

1. 長期貯蔵に関しては公衆の受容度が高い。一般公衆は、結果が無視できる程度に小さくならうとも、処分場の長期リスク計算よりは、今日の社会による物理的管理の方をより信用している。
 2. 100 年間という期間を、資産運用で資金を望ましいレベルまで増やすために利用できる。そうすることで、今日の廃棄物に関する財政的負担を、受け入れ可能なレベルに抑えることができる。
 3. 今後 100 年の間には、国際的な、あるいは地域的な解決策が得られるかもしれない。ほとんどの国にとって、廃棄物の全体量は少ない。協力を行うことで、経済的メリットが得られ、より高い安全基準とより信頼度の高い管理を実現しうる。
 4. 100 年という期間の間には、発熱は、もはや冷却を必要としないレベルまで低下する。
 5. 100 年の間には、大半の廃棄物の放射能は、非放射性物質並みに低減する。
 6. 100 年少し前までは、人類は放射能の存在を知らなかった。今後 100 年のうちには、新しい技術や管理方策が利用できるようになるかもしれない。
- 放射性廃棄物等安全条約 (Joint Convention) におけるオランダ国国別報告書 (2003 年) より

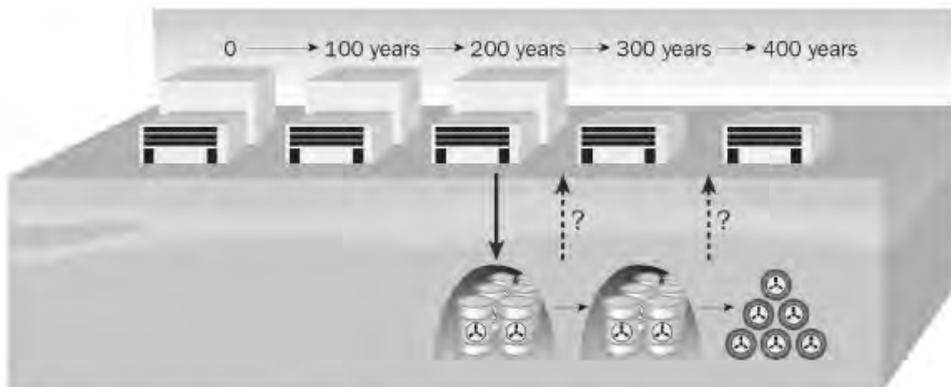
参考図 2.9 オランダで検討された長期貯蔵オプション



オプション A 長期地上保管



オプション B 100年間地上保管+100年間回収可能な地下貯蔵+閉鎖



オプション C 200年間地上保管+200年間回収可能な地下貯蔵+閉鎖

(CORA 2001) の図より、オプション B が現在期待されているケース

参考資料 2.4

ガラス固化体貯蔵施設：キャスク方式とピット貯蔵方式の建設費の類推比較

日本原燃（株）の高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターはピット貯蔵方式で2,880体のガラス固化体貯蔵容量を持つが、その建設費は約1,250億円と報告されている[1]。一方、むつ市に建設中のリサイクル燃料貯蔵センターは、288基の金属キャスクを収納でき、使用済燃料にして3,000トンの貯蔵容量を有するが、建設費はキャスクを含め1,048億円と報告されている[2]。この施設はガラス固化体用の施設ではないが、仮にキャスクをガラス固化体用のキャスク（固化体28体収納可）に置き換えれば、約8,000本のガラス固化体を保管できることになる。このことから、建設費に関しては、キャスク方式の方が相対的に経済性に優れると類推できる。ただし、こうした差は、ピット貯蔵方式の方が受入設備が複雑でその分高価になることに由来しており、貯蔵容量が1万本を大きく上回る場合には両者の関係が逆転する可能性がある。

[1] 日本原燃ホームページ、『施設のあらまし』、

<http://www.jnfl.co.jp/jnfl/establishment.html>

[2] 経済産業省、『リサイクル燃料貯蔵株式会社リサイクル燃料備蓄センターの使用済燃料の貯蔵の事業の許可申請に係る経理的基礎に関する説明資料』、

<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2010/siryo23/siryo4-2.pdf#search=%E3%83%AA%E3%82%B5%E3%82%A4%E3%82%AF%E3%83%AB%E7%87%83%E6%96%99%E8%B2%AF%E8%94%B5%E6%A0%AA%E5%BC%8F%E4%BC%9A%E7%A4%BE%2C+kennsetuhi>

参考資料 2.5 地層処分における可逆性と回収可能性について¹

1 はじめに

処分とは本来、放射性廃棄物の回収を意図することなくある施設又は場所に定置することをいう[1]。しかし、多くの国において、法律や政策レベルで、可逆性と回収可能性（R&R）が議論されている。

本参考資料では、R&Rに関する最新の検討結果である、OECD/NEA（経済協力開発機構／原子力機関）で2007年から2011年にかけて実施された「高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の深地層処分のための可逆性と回収可能性」プロジェクト（以下、「R&Rプロジェクト」という）の成果[2], [3], [4]を中心にしてR&Rに関する国際的な議論を紹介するとともに、各国におけるR&Rの取り入れ状況や処分概念と回収可能性の検討状況を紹介します。また、我が国で考えられている地層処分概念において高レベル放射性廃棄物がどのような状態におかれるかを説明し、回収可能性を考察する。

なお、本参考資料は、田辺博三、「高レベル放射性廃棄物処分の可逆性と回収可能性（1）可逆性と回収可能性はどういうことなのか」、日本原子力学会誌, Vol. 55, No. 9, p. 29～36（2013）と田辺博三、「高レベル放射性廃棄物処分の可逆性と回収可能性（2）回収可能性を中心にした各国の検討状況」、日本原子力学会誌, Vol. 55, No. 11, p. 58～64（2013）に新たな情報、知見等を加えて再構成したものである。

2 可逆性と回収可能性（R&R）の意味

R&Rプロジェクトでは可逆性と回収可能性の議論を行う上で以下の独自の定義を行っている²。

- ・「可逆性（Reversibility）」とは、原則として、処分システムを実現していく間に行われる決定を元に戻す、あるいは検討し直す能力を意味する。
- ・「回収可能性（Retrievability）」とは、原則として、処分場に定置された廃棄物あるいは廃棄物パッケージ全体を取り出す能力を意味する。回収可能性があるということは、回収が必要となった場合に回収が出来るようにするための対策を講じることを意味している。

すなわち、可逆性はなんらかの理由でそれまで進めてきた高レベル放射性廃棄物の処分事業の計画や管理戦略を変更あるいは後戻りする意思決定の選択の可能性に関わるものである。処分を段階的に進める中で行われる意思決定において選択の自由を確保し、長期間にわたり柔軟性を持った処分場の管理を可能にすることになる。可逆性は技術的概念というよりは、主に管理や意思決定の概念である。一方、回収可能性は、可逆性により一つ以上前の段階に後戻することを決めた時等において定置した高レベル放射性廃棄物を回収する必要がでてきた場合の、技術的な可能性に関わるもので

¹ 本参考資料は、平成26年3月13日（木）の日本学術会議「高レベル放射性廃棄物の処分に関するフォローアップ検討委員会」暫定保管に関する技術的分科会（第4回）において田辺参考人（公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター技術参事）よりヒアリングした内容を再構成して作成した。

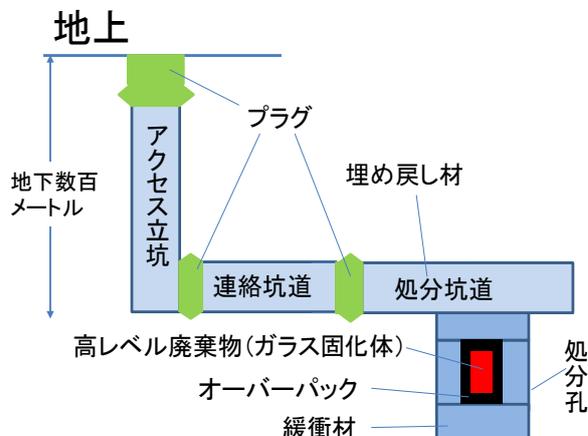
² 参考人注：このように可逆性と回収可能性を明確に定義して議論したのはR&Rプロジェクトが初めてであり、それまでは主に回収可能性という用語で議論していた。

ある。可逆性を確保するためには回収可能性を維持する必要がある。

それでは、地層処分事業においてなぜ R&R の必要性が議論されてきたのだろうか。ここでポイントとなるのは、地層処分事業（サイト選定から操業を経て閉鎖に至る事業）の期間が 1 世紀を超える非常に長いものであり、さらに、地層処分の安全性が数万年以上もの長期にわたって評価する必要があることだろう。時間スケールが長いことによって、技術的、社会的側面から様々な不確実性が含まれることになる。このような特徴を有する地層処分に関して、R&R プロジェクト報告書では、IAEA（国際原子力機関）の「放射性廃棄物管理の原則」（1995）における将来世代の防護の原則と将来世代にオプションを残すことについての言及を引用しつつ、「R&R は、安全で、社会的に受け入れられる地層処分という最終的な目標に向けた長い工程を円滑に進めることの出来る意思決定と設計プロセスに役立つものである。（中略）各国は R&R に関する見解を有するべきであると結論づけることが出来る。」と述べている。

3 地層処分概念

地層処分は、地下数百メートルの安定な地層の中に建設される施設に高レベル放射性廃棄物を処分する概念であり、工学的に設けたバリア（工学バリア）と地層（天然バリア）によって閉じ込め、接近可能な生物圏から隔離する廃棄物管理戦略である[1]。参考図 2.10 に地層処分概念の例を模式的に示す。



参考図 2.10 地層処分の概念図（処分孔縦置き方式の例）

注意：模式図であり実際の処分場とは異なる。本分科会において作成

本例では、工学バリアとして、ガラス固化体（高レベル放射性廃液をガラス固化したもの：放射性核種を閉じ込め、放出を抑制する安全機能を有する）、オーバーパック（ガラス固化体を封入する鋼製の容器：ガラス固化体と地下水の接触を一定期間防ぐ安全機能を有する）、緩衝材（ベントナイトと呼ばれる粘土の一種と砂の混合物：オーバーパックに好ましい環境を提供する、地下水を通しにくくし、放射性核種を移動しにくくするなどの安全機能を有する）、埋め戻し材（ベントナイトと砂の混合物：オー

オーバーパックと緩衝材に好ましい環境を提供する、放射性核種を移動しにくくする、岩盤の力学的安定性を支持する、などの安全機能を有する)、プラグ(コンクリートやベントナイトで構成する密封(seal)用の構造物:埋め戻し材のエロージョン(侵食)を防ぐ、処分場を密封するなどの安全機能を有する)が設置される。地層は、接近可能な生物圏から高レベル放射性廃棄物を物理的に隔離するほか、工学バリアに好ましい環境(還元雰囲気等)を提供する、放射性核種を移動し難くするなどの安全機能を持っている。

我が国では処分場の地層として堆積岩と結晶質岩が候補となっているが、国によって、地層の種類等の地質環境条件や設計の考え方等に幅があり、地層処分概念は様々である。例えば岩塩層が候補のドイツや粘土層のフランスの概念では、高レベル放射性廃棄物の周囲にベントナイト緩衝材を設置することは考慮していない。また、フランス等では高レベル放射性廃棄物の横置きでの定置方式について検討を進めている。

このように、地層処分の安全性に関わる構成要素は、比較的に数が少なく(主なものはガラス固化体、オーバーパック、緩衝材、埋め戻し材、プラグ、地層)、その安全性は受動的なシステム(処分システムという)で確保されているといえる。処分の安全性は、これらの構成要素とそれらの安全機能を適切に組み合わせて処分システムを構築し、処分システムの安全性能を評価し、その結果が関連するすべての安全要件を遵守し、放射線防護上も最適化されていることを示すことによって達成される。

高レベル放射性廃棄物の潜在的な有害度は放射能の減衰により時間とともに減少していくものであるが、例えば基となっている天然のウラン鉱石並みの有害度になるには数万年程度の時間が必要であるとされている。このような長期の安全性に関しては実験等により直接的に実証することが困難であり、工学バリアの長期評価や長期の地質学的評価に含まれる不確実性とその影響の評価も組み込んで安全性を評価する必要がある。

4 地層処分の段階的開発と可逆性

本章では、R&Rプロジェクト報告書[2]に基づいて事業の段階的な開発と可逆性について説明する。事業段階は参考図 2.11 のように、操業前段階、操業段階、操業後段階に分かれている。

(1) 操業前段階

処分場の設計、処分サイトの立地選定と調査、人工材料の試験、工学技術の実証、処分場の建設・操業の許認可、処分場建設の開始、環境条件のベースラインの調査を実施する期間である。

(2) 操業段階

① 定置期間

この期間では、地上施設で高レベル放射性廃棄物をオーバーパックに封入した後、処分場に定置する。また、環境条件を継続的にモニタリングし、ベースラ

インデータと比較する。技術開発を継続するとともに、規制機関は、操業安全性について定期的に検査し、長期的なセーフティケースのレビューを行う。地下坑道を新設し、一部の坑道（連絡坑道）及び処分エリア（処分坑道、処分孔）を埋め戻しプラグを設置することにより密封する。

② 観察 (observation) 期間

すべての高レベル放射性廃棄物を定置後、処分場のモニタリングを部分的に実施して追加の性能確認を行うために、高レベル放射性廃棄物部分へのアクセスを維持することもあり得る。

③ 閉鎖期間

処分場の埋め戻し及び密封を実施し、地上から地下施設へのアクセスを終了する。地上施設を解体する。

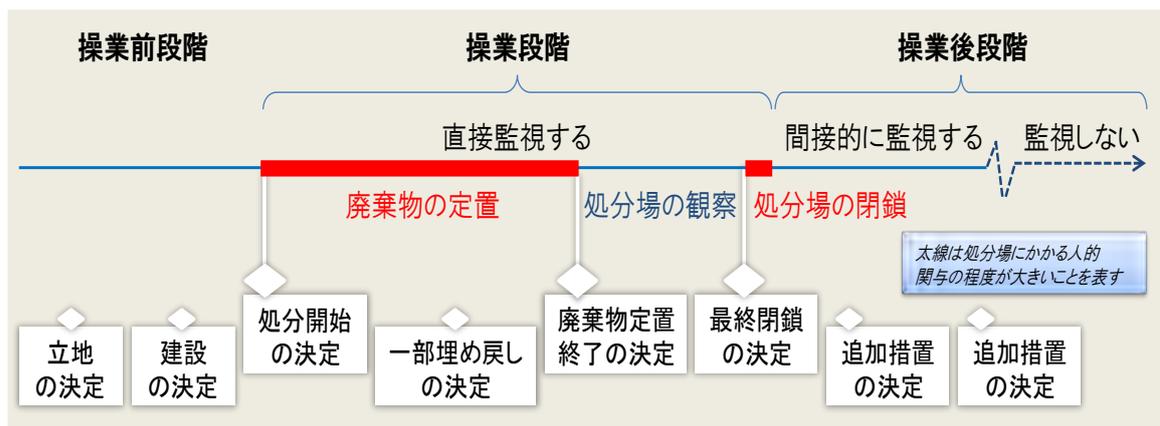
(3) 操業後段階

① 間接的監視 (oversight) 期間

処分場閉鎖後は、人に頼らない管理で安全性を確保する。しかし、環境条件のベースラインモニタリングの継続や遠隔モニタリングが行われることもあり得る。使用済燃料を処分する場合には関係する国際保障措置管理を継続する。高レベル放射性廃棄物及び処分場の技術データや形態に関する記録を保存し、同時に、マーカー等で処分場の存在を将来世代に伝承する。

② 監視なしの期間

数百年、数千年後には、徐々に、あるいは戦争や記録喪失等の予測不可能な事象により、処分場の監視が行われなくなり、処分場が存在したこと自体が忘れられることが想定される。



参考図 2.11 処分場の事業段階及び関連する意思決定の例

[2] を基に本分科会において翻訳作成

上記の三つの事業段階は基本的なものであり各国で共通と思われるが、国によって段階の分け方や特定の期間の有無等の違いが見られる。また、各段階や期間

の長さは、各国の処分計画及び意思決定の内容によって異なっている。例えば、スイスではガラス固化体の廃棄体 730 体と使用済燃料の廃棄体 1225 体に対して操業前段階が約 40 年、操業段階が約 70 年（このうち定置期間が約 15 年、定置後モニタリング期間（参考図 2.11 の観察期間に相当）が約 50 年、閉鎖期間が約 5 年）と計画されている。フィンランドでは使用済燃料の廃棄体 2820 体に対して操業前段階が約 40 年、操業段階が約 95 年（このうち定置期間が約 90 年、閉鎖期間が約 5 年）と計画されている。我が国ではガラス固化体 4 万本に対して操業前段階が 30 年間程度（サイト調査・選定が 20 年間程度と建設（初期）が 10 年間程度）、操業段階が 50 年間程度、閉鎖期間が 10 年間程度とされている。

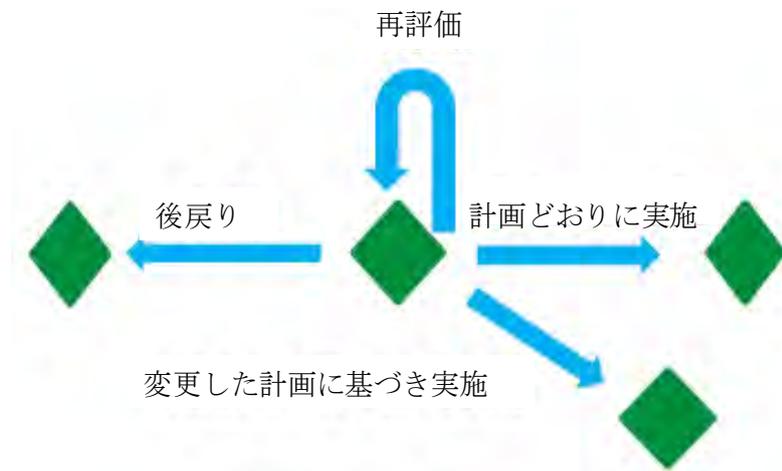
操業前段階はサイト選定が主要な行為となっており、そのためには社会の受入れが重要な事項であるので、要する期間は本質的には処分場の規模には依らないものと考えられる。なお、候補サイトにおける地下施設の建設を伴うサイト調査や実証試験が行われるかどうかは国によって異なっており、行われる場合には期間が長くなる可能性がある。

一方、操業段階の定置期間は、処分する高レベル放射性廃棄物の総量、1 年間にオーバーパックに封入し定置出来る処理能力（本/年）、処分場に受け入れ可能な発熱量の基準とそれを満たすために必要な冷却期間（貯蔵期間）等に依存する。また、スイスのように、定置後に直ちに閉鎖せずに一定のモニタリング期間を設けている場合には、その期間が追加されることになる。

このように、地層処分事業は操業前段階、操業段階、操業後段階に区分され、操業前段階だけで数十年を要し、操業終了までに百年を超える長期の事業が計画されていることが特徴である。このために、現世代だけでこれらの段階のすべてをカバーすることが無理なことはもちろん、その長い期間の間に行われる意思決定の多くを次世代以降の将来世代にゆだねることが必然である。

参考図 2.11 には地層処分事業の進め方を段階毎に表すとともに、さらに各段階で想定される意思決定（何らかの判断を必要とするポイント）の例を示している。これらの意思決定は、制度上定められたものや規制上定められたもの、さらに実施主体が独自に判断するものが含まれており、事業を進めるうえで重要な判断のポイントとなることが予想される。ただし、その意思決定の手続きや位置付けは国によって必ずしも同じではない。これらの意思決定は可逆性に密接に関係している。R&R プロジェクト報告書では、「可逆性は、段階的意思決定プロセスに組み込むことが最善の方法である。そのようなプロセスを取ることで、安全要件への適合を常に確保しつつ、計画を遂行している間に得られる情報を勘案して、計画の方向性をその新しい情報に適応させたり、変更したりすることが出来るようになる。段階的な規制及び政策決定が信頼出来るものであるためには、それらの決定に可逆性があるか、あるいは少なくとも新しい情報に照らして、現実的な範囲で修正が出来るものでなければならない[2].」としている。また、意思決定の結果、その後に取り得る道筋のオプションを参考図 2.12 に示した。これらのオ

プッシュンには、それまでの計画どおりに進めることや、必要に応じて計画を修正、変更して進めることに加えて、過去の決定を覆し一つ以上前の段階に戻すこと（後戻り（Reversal））も含まれるとしている[2]。



参考図 2.12 決定の可逆性: オプションを評価した結果として考えられる道筋（後戻りを含む） [2]を基に本分科会において翻訳作成

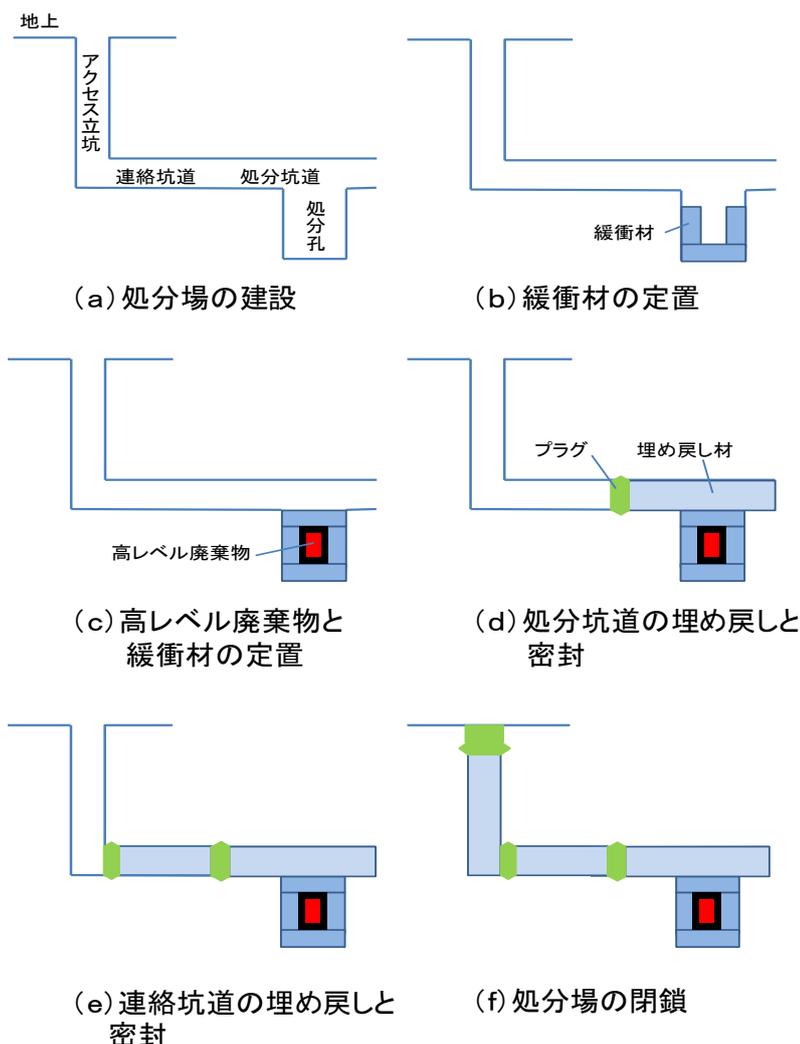
5 高レベル放射性廃棄物に着目した地層処分場の状態と回収可能性

前章で示した各事業段階において、高レベル放射性廃棄物がどのような状態に置かれているかについて参考図2.13の処分孔縦置き方式を例に説明する。

(1) 操業前段階

操業前段階では、地層処分場の調査、選定が行われ、地上のオーバーパックへの封入施設等とともに地下施設（アクセス立坑、連絡坑道、処分坑道、処分孔等）の建設が行われる（参考図2.13(a)）。地層処分場の操業許可が得られていないため、この段階での高レベル放射性廃棄物の地層処分場への搬入はない。実際に我が国の使用済燃料の一部については、国内及び英仏で再処理が行われ、高レベル放射性廃棄物は日本原燃(株)と日本原子力機構の再処理施設の貯蔵施設で貯蔵されている。

このように、操業前段階では高レベル放射性廃棄物は地層処分場には存在していない。また、高レベル放射性廃棄物は貯蔵施設で管理されているので、必要があれば容易に回収することが出来る。



参考図2.13 高レベル放射性廃棄物に着目した地層処分場の状態
 注意：模式図であり実際の処分場とは異なる。本分科会において作成

(2) 作業段階

地層処分場の作業許可が得られると、高レベル放射性廃棄物の搬入が始まる。高レベル放射性廃棄物は地層処分場の地上施設でオーバーパックに封入され地下施設に搬送される。地下施設では予め処分孔の下部及び側部にベントナイト緩衝材が定置される（参考図2.13(b)）。高レベル放射性廃棄物は緩衝材の中に定置され、さらに上部の緩衝材が定置される（参考図2.13(c)）。処分孔への地下水の流入は制限され、緩衝材が地下水を吸収して飽和し膨潤やエロージョンを起こさないように管理される。一定量の高レベル放射性廃棄物が定置されると処分孔上部の処分坑道が埋め戻されプラグが設置される（参考図2.13(d)）。プラグの内側の処分坑道と処分孔に地下水が流入し緩衝材と埋め戻し材が地下水を吸収して徐々に飽和し膨潤する。いくつかの処分坑道が埋め戻されると、そこに通じている連絡坑道が埋め戻されプラグが設置される（参考図2.13(e)）。処分場へのすべての高レベル放射性廃棄

物の定置が終了すると、アクセス立坑が埋め戻されプラグが設置され地下施設が閉鎖される（参考図2.13(f)）。アクセス立坑のプラグは処分場を閉鎖し、長期にわたって地上の擾乱が地下におよばないようにすることや人間侵入を防止するなどの機能を持っている。

このように、操業段階の高レベル放射性廃棄物の状態は時間とともに変わっていく。以下に、参考図2.13の各状態において高レベル放射性廃棄物の回収可能性がどのように変化していくかについて述べる。

参考図2.13(b)では高レベル放射性廃棄物は地上施設に保管され、あるいはオーバーパックに封入されており、必要があれば容易に回収することが出来る。参考図2.13(c)で処分孔に定置し上部の緩衝材が定置された後も、埋め戻しが行われるまでは地下水の流入が制限されることから、基本的には定置の逆動線により回収することが出来る。参考図2.13(d)、(e)では、坑道が埋め戻されプラグが設置され、地下水が流入して埋め戻し材や緩衝材が徐々に飽和し膨潤を始める。したがって、回収する場合には、プラグ、埋め戻し材、緩衝材を順次撤去した後に高レベル放射性廃棄物を回収することが出来る。これらの撤去技術には既存の掘削技術等が適用出来るが、緩衝材の撤去においては高レベル放射性廃棄物が損傷しないように注意深く行う必要がある。また、ベントナイトは膨潤することによって自ら加圧され締め固められるので、地下水の飽和の度合いによって撤去の困難さが徐々に増していくことが予想される。参考図2.13(f)の処分場の閉鎖後ではアクセス立坑の掘削から始め、連絡坑道、処分坑道を掘削し直さなければならない。埋め戻された坑道を再掘削するか新たに掘削するかを選択がありうる。その場合、地層処分場を建設した際に利用した鉱山技術等が適用出来る。

(3) 操業後段階

処分場閉鎖後、高レベル放射性廃棄物は一定の期間はオーバーパックに閉じ込められた状態が維持される。例えば我が国ではオーバーパックによる1千年間の閉じ込めを想定しており、その間に放射能レベルと発熱量は大幅に減少する。この間は参考図2.13(f)の状態が継続するのとほぼ同じであり、同様の方法で高レベル放射性廃棄物の回収が可能である。さらに遠い将来になるとオーバーパックの健全性が損なわれることが予想される。そのような状態になるまでには放射能レベルは大幅に減少しているものの、一部の放射性物質が地下水の流れにより周辺の工学バリアや地層に移流し分散していることが予想される。このため回収にはより大きな労力とコストがかかるとともに、回収作業において外部被ばく管理だけでなく内部被ばく管理も必要となる。回収作業を行う場合は、処分場の記録やマーカー等が残っていることが有効である。

以上述べた処分場の状態の変化に対して、回収の容易性とコスト、長期安全性に影響する処分場の能動的管理と受動的安全性のバランスがどのように変化していくかが

参考図2.14に示されている。参考図2.14はR&Rプロジェクトで、ステークホルダーとの対話において定性的な説明のために活用することを目的に開発されたもので、R (Retrievability) スケールと呼ばれている。いくつかの国の処分プログラムに適用したところ、有用なコミュニケーションツールとなることが確認されている [2]。



参考図2.14 「R スケール」：廃棄物の事業段階、深地層処分場の回収可能性の程度、受動的管理か能動的管理か、回収コストの変化を図示したもの。作業段階の間は、処分施設内にあるすべての廃棄物パッケージが、事業の同じ段階にあるとは限らない。

注意：図示された四角形の正確な比率は処分場の設計によって変わる。[2]を基に本分科会において翻訳作成

6 可逆性と回収可能性 (R&R) に関するOECD/NEA加盟国における所見

前章までで、地層処分の段階的实施における意思決定と可逆性の関係及び処分場の状態と回収可能性の技術的な関係について解説した。本章では、R&RプロジェクトでOECD/NEA加盟国における考え方を概観し所見としてまとめた内容を基に、R&Rを取り入れる理由や目的としていると思われることや、その場合に留意すべきとしていることを抽出して紹介する [2], [3], [4]。

(1) R&Rを取り入れる主な理由

① 可逆性

ア 必要であれば、処分場に関する以前の決定を過大な労力をかけることなく、後戻りあるいは修正出来るようにする。

イ 段階的意思決定プロセスに組み込み、安全要件への適合を常に確保しつ

つ、計画を遂行している間に得られる情報を勘案して、計画の方向性をその新しい情報に適応させたり、変更したりすることが出来るようにする。

ウ 処分プログラムの柔軟性を高める大きな要素であり、継続的な意見交換、調整、協同での意思決定を行う機会を提供する。

② 回収可能性

回収可能性を取り入れたプログラムでは、以下の三つを、その主な理由として挙げている：

ア 将来に対する謙虚な態度あるいは新しい考えや提言を受け入れる姿勢を持つこと、

イ 安全性にさらなる保証を与えること、

ウ 「不可逆的な」状況に縛られたくないという公衆の希望に留意すること。

これら以外に、一部の国の処分プログラムでは、操業安全のために閉鎖前の回収可能性が求められている。

(2) R&Rを取り入れる際に主に留意すべきこと

① 可逆性

ア 可逆性は、段階的意思決定プロセスに組みこむことが最善の方法である。

イ 段階的な規制及び政策決定が信頼出来るものであるためには、それらの決定に可逆性があるか、あるいは少なくとも新しい情報に照らして、現実的な範囲で修正が出来るものでなければならない。

ウ 可逆性については、透明性が求められ、事前に明確にしたプロセスで枠組みを決めておく必要がある。

エ 段階的意思決定においては、意思決定者は、通常、以前の決定を後戻りさせるかどうかを検討するホールドポイントを設け、その結果として出てきた判断を記録として残すという事を行う。この判断の基準については、事前に合意を得ておく必要がある。

オ 可逆性により得られる柔軟性は時間の経過と共に低下することを認識しなければならない。透明性の観点からは、このことを利害関係者に伝えなければならない。

カ 処分の実施機関に対する意思決定の可逆性とは、回収に対して不必要な障害が生じないように回収可能性の措置を予め組み込むことを意味する。

② 回収可能性

ア 回収可能性があるからといって、受動的安全性が確信を持って示されていない場合には、処分プロジェクトを進めることは出来ない。

イ 回収可能性の目標は、将来社会が、廃棄物の回収を実施する、あるいは回収したい意思を持つことを想定して、回収の実現可能性を保証することである。

- ウ 閉鎖後の回収可能性を求めている処分プログラムはない。この段階で規制が求めているのは、原理的に回収を実施出来るようにしておく、ということだけである。
- エ 処分場のすべての事業段階で、廃棄物を限られた範囲に封じ込め（分散させず）、閉じ込めることが出来さえすれば廃棄物の回収が容易になる。
- オ 遠い将来においても廃棄物は回収可能であるが、時間の経過とともに回収の労力とコストは大きくなる。
- カ どのような回収可能性の対策を取るかは、母岩、工学バリアの概念、及び回収可能性を維持すべき処分場の事業段階によって変わってくる。
- キ 回収可能性を処分場の設計段階で考慮する場合には、計画されているバリアや建設材料・配置が回収に対して必要以上の障害とならないように注意すべきである。
- ク 回収可能性を高める措置の例としては、出来るだけ耐久性の高い廃棄体と廃棄物容器を使用すること、坑道と処分場を閉鎖する前の期間を出来るだけ長くすること、取り除くのが容易な緩衝材、埋め戻し材を使用すること、等がある。
- ケ 可逆性と回収可能性の措置が長期安全性を阻害することがあってはならないことが一般に認識されている。
- コ 回収可能性を処分プログラムに組み込むことを決定する前に、回収する作業には技術的制約等からくる制限事項と課題があることを理解しておくことが重要である。
- サ モニタリングや記録保存等の特定の監視措置を行うことは可能である。これらの措置は、操業後の回収に関する意思決定に、また、将来世代に選択の自由を与えることに貢献する。
- シ 回収は、新たな規制対象作業になる可能性があり、他の放射線障害を伴う活動と同様に、このような作業を行う正当な理由と最適化が必要である。
- ス 核物質の物理的な防護と安全保障に関連した責任が、回収可能性の措置を処分プログラムにどの程度組み込むかを考える上での制約となる。

7 可逆性と回収可能性（R&R）の歴史的経緯

歴史的な経緯については、R&Rプロジェクト報告書の中で包括的かつ詳細に解説されている。ここでは、その概略を示すので、詳細についてはR&R報告書を参照されたい。

(1) 1970 年代後半以降、関心の高まり

1970年代後半からR&Rへの関心が高まってきた。

(2) 1980 年代、回収可能性の適用事例

1983年のKBS-3の処分研究報告書（スウェーデンで実施された使用済燃料の最終

処分に関する研究報告書)では将来世代に選択の自由を残すためとして回収可能性が取り上げられ、EPA(米国環境保護庁)の地層処分施設に適用される規則(10CFR Part191)では安全性の保証レベルを高めるためとして回収可能性が取り上げられた。EPAの規則の要件にしたがって軍事TRU廃棄物(再処理施設から発生する高レベル放射性廃棄物以外の地層処分対象廃棄物)の地層処分場であるWIPP(廃棄物隔離パイロットプラント)が操業認可された。

(3) 1990年代、回収可能性に積極的な取り組み

回収を不必要に妨げないという論点から、回収を容易にするという論点に移った。このように変化した理由は、将来世代の選択の自由をさらに高めるため、また、時間の経過と共に安全上の問題が生じるのではないかという懸念に対応するためだけでなく、一部の社会階層からの要求に応えるためでもあった。一部の国(スウェーデン、英国)では回収試験が行われ、国際的な技術ワークショップ(スイス、フランス)やEC(欧州委員会)の国際共同研究[5]が実施された。フランス放射性廃棄物管理研究法(1991)は、深地層処分場の実現可能性に関する研究を、可逆性の措置がある場合、ない場合について行うことを求めた。

(4) 2000年代、R&Rの進展、回収の事例

各国の処分プログラムが進展しており、国際機関からR&Rをテーマとした報告書が出版された(NEA2004、IAEA2009)。スウェーデンではプロトタイプ処分場の解体において回収技術のさらなる実証情報が得られることが期待されている。国際共同研究ESDRED(処分場の設計の工学的研究と実証)においてフランスとドイツの回収のケーススタディが実施され回収可能であることが確認された(2009)。ECではIGD-TP(放射性廃棄物の地層処分の実施—技術プラットフォーム)が開始され(2009)、今後戦略的に取り組むべき研究開発が検討されており、回収可能性が中心テーマの一つに取り上げられている。高レベル放射性廃棄物ではないが、地層処分した廃棄物が品質保証上の懸念から回収された事例がWIPPで2件発生し、ドイツアッセII研究鉱山では地下水の流入の問題を検討し廃棄物の回収を決定する事例が出ている。米国ではユッカマウンテンプロジェクトが中止され、国に今後の取り組みを勧告するブルーリボン委員会は、2011年の報告書草稿の中でR&Rの役割を検討し、可逆性のある、段階的、かつ適応性のあるプロセスを採用することを推奨した。EU理事会は、使用済燃料と放射性廃棄物の管理に関する2011年指令の序文で、可逆性と回収可能性を処分システムの操業・設計基準として組み込む可能性があることを認めた。

8 OECD/NEA加盟国の対応状況

R&Rプロジェクトでは、NEA加盟国にR&Rの取り組み状況に関して2008年に質問状を送り、各国の回答に基づき対応状況をまとめている[4]。以下に概要を示す。

一部の国、特に、フランス、スイス、米国では、処分場の操業期間中は回収可能性を維持することが法律で要求されている。ドイツでは安全要件となっている。また、別の国（カナダと日本）では、回収可能性は法律では要求されていないが、国の政策として実施期間中は回収可能性が求められている。フィンランドでは、回収可能性は法律では要求されていないが政府の原則決定では要求されている。スウェーデンでは、回収可能性は法律でも政府からも明示的には要求されていないが、事業者は設計にそれを組み込んでおり、操業段階及び操業後段階に適用するだろう。カナダでは、事業者が回収可能性を設計にも組み込んでおり、閉鎖前から閉鎖後の段階に適用するだろう。他のほとんどの国では、可逆性と回収可能性は国内の議論で現時点では話題になっていないものの、専門家の間では重要になる可能性のある課題として認識されている。

比較的進んだプログラムを持った国の間でも、長期及び短期の安全性を確保しつつ、将来世代の選択の自由確保にどのように対処するかについては技術面での相違がある。例えば、定置が完了したら個々の坑道を直ちに埋め戻すことになっている処分プログラムがあれば、すべての坑道を開放していても安全である間は開放しておくことになっている処分プログラムもある。これらの相違が回収可能性に影響している。同様に、閉鎖前のモニタリングの設計と程度も処分プログラムによって異なっている。

見出された相違の多くは、国により処分プログラム進展の歴史に違いがあることに根ざしたものである。この違いがプロセスの様々な段階で異なる課題を浮かび上がらせたのである。これがまた、要件の違いとこれらの要件の表現方法の相違になっている。国によって社会的、文化的、法的環境が異なることもまた、可逆性と回収可能性に対する考え方の相違に繋がっている可能性がある。

その一方で、共通的に一致しているのは、以下のことを保証する政策と規制が存在する場合にのみ廃棄物を処分場に定置出来るということである：

- ア 処分の対象はあくまで「廃棄物」であり、潜在的な資源ではなく回収の意図がないこと。
- イ 人と環境の防護に関する規制が遵守されていること。
- ウ 利害関係者が適切に関与していること。

9 我が国における検討経緯

我が国のR&Rに関わる検討は、主に以下の活動の中に見られる。

- ①核燃料サイクル開発機構における地層処分研究
- ②原子力委員会放射性廃棄物処分懇談会
- ③原子力安全委員会
- ④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
- ⑤原子力安全委員会特定放射性廃棄物処分安全調査会
- ⑥日本学術会議
- ⑦原子力委員会

⑧総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会 原子力部会 放射性廃棄物小委員会
(平成25年7月からは総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力
小委員会 放射性廃棄物ワーキンググループに改称)

このうち、①と②は地層処分の法律である「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」(2000)の制定において技術的、制度的な基盤となったものである。このうち①は「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」(1999)を取りまとめた。この段階での地層処分研究の中では具体的にR&Rに関する研究は行われていないが、別冊「2.4 処分場の管理・廃棄物の再取り出し～地層処分に人間の監視は不要なのか」においてR&Rの国際的な動向をまとめている。②は地層処分の社会的・経済的観点を含めて幅広い議論を行い「高レベル放射性廃棄物処分に向けての基本的考え方について」(1998)を取りまとめた。R&Rに関連することとしては、新技術の導入の可能性等柔軟な対応や処分場の性能が予測どおりではない場合の回収可能性について言及している。

③から⑤は規制サイドの審議である。このうち③は地層処分の安全規制の考え方を審議し「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(第一次報告)」(2000)を取りまとめた。R&Rに関しては、処分場の閉鎖段階の安全確認が行われるまでは回収の可能性を維持することが重要である、としている。④は③を受けて規制行政の立場から規制の在り方について審議し「放射性廃棄物の地層処分に係る安全規制制度のあり方について」(2006)、「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に係る安全規制について」(2008)を取りまとめた。R&Rに関しては、基本的に廃棄体を回収するような事態が生ずることはないと考えられが、処分場閉鎖までの間は、不測の事態への適切な対応、定期安全レビュー結果を踏まえた対応手段の確保等のために、廃棄体の回収可能性を維持することが必要、廃棄物埋設施設の有する安全性能に悪影響を及ぼすことのないよう配慮することが重要、等と言及している。⑤は地層処分に関する安全コミュニケーションとR&Rの役割等を検討し「地層処分に関する安全コミュニケーションの考え方について」(2011)を取りまとめた。

⑥は原子力委員会の依頼により「回答 高レベル放射性廃棄物の処分について」(2012)を取りまとめ公表した。R&Rの議論に関連するものとして、暫定保管により数十年から数百年程度のモラトリアム期間を確保し、その間に技術開発や科学的知見を洗練し、より長期間を対象にした対処方策を創出する可能性を担保することを提言している。⑦は⑥の回答に対し「今後の高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る取組について(見解)」(2012)を提言した。その中で、これまでも、R&Rを考慮した段階的アプローチを採用してきたが、改めて⑥でこのことが提案されたことを重く受け止め、取組の改良・改善を図っていくべきである、としている。

総合資源エネルギー調査会総合部会はこれらの提言も踏まえつつ、最終処分の取組を抜本的に見直していくことが不可欠とした。これを受けて⑧の放射性廃棄物小委員会において、最終処分の取組の抜本的見直しに向けた検討を開始し、平成26年5月に中間取りまとめを取りまとめた。その中で、「可逆性・回収可能性を適切に担保した上

で、地層処分に向けた取組を進めることは、有力な対処方策である。」としており、「現時点で地層処分に向けた取組を進めるに当たっては、国は、可逆性・回収可能性に関する方針について、最終処分制度の枠組みの中で明確に位置づけるべきである。」、「現時点では、国民・地域が判断するための材料が不足しており、立地選定を進めることで明らかになる新たな知見や課題もある。可逆性・回収可能性を担保したプロセスの中で地層処分場の立地選定等を進めつつ、節目節目に意思決定ポイントを定め、そこで適切な意思決定が出来るように、不断に多様なステークホルダーが参画する討議を進めていくことが重要であり、例えば操業開始や処分場の閉鎖のような重要な判断を行う際に、しっかりとした社会的合意形成プロセスを経ていくことが重要である。」等としている。

なお、我が国においても回収可能性の技術的な研究開発が「地層処分回収技術高度化開発」（経済産業省資源エネルギー庁委託事業）で実施されている。

10 各国の回収可能性の取り込み状況

(1) 回収可能性協調行動プロジェクト[5]（1998年～1999年）時点の状況

回収可能性協調行動プロジェクトには、EU（欧州連合）のベルギー、フィンランド、フランス、ドイツ、オランダ、スペイン、スウェーデン、英国の8カ国とスイスの9カ国の専門家が参加した。参加者は各国の回収可能性概念を理解するために、廃棄物管理の背景情報、回収可能性の背景と目的、回収可能性の概念、回収可能性の技術的側面、安全関連問題、回収可能性を備えることのコスト面の影響、研究開発についてまとめた。

参考表 2.4 各国の回収可能性の取り込みレベル（1999年時点）
[5]を基に本分科会において翻訳作成

	ベルギー	フィンランド	フランス	ドイツ	オランダ	スペイン	スウェーデン	スイス	英国
廃棄物	HL/SF	SF	IL/HL/SF	LL/IL/HL/SF	HL	HL/SF	SF	HL/SF	IL
母岩(参照)	粘土	結晶質岩	粘土/結晶質岩	岩塩	岩塩/粘土	粘土/結晶質岩	結晶質岩	粘土/結晶質岩	未定
回収可能性	あり	あり	あり	なし	あり	あり	あり	あり	あり
回収可能期間の長さ	未定	操業期間後も	未定	NA	操業期間後も	未定	操業期間後も	操業期間後も	操業期間後も
規制/義務	未定	あり	あり	なし	あり	未定	未定	未定	未定
公衆の関心	あり	あり	あり	不明	あり	あり	あり	あり	あり
設計上の調整	未定	未定	未定	なし	未定	未定	未定	未定	未定
操業上の調整	未定	あり	未定	なし	あり	未定	あり	未定	あり
調査研究	あり	あり	あり	なし	あり	あり	あり	あり	あり

HL：ガラス固化体、SF：使用済燃料、IL：中レベル廃棄物、LL：低レベル廃棄物

その結果、各国の回収可能性の取り込みレベルが参考表2.4にまとめられた。なお、英国はこの時点では高レベル放射性廃棄物の政策が未定であったため、参考表2.4は中レベル廃棄物について示されている。概要は以下のとおりである。

- ア ほとんどすべての国で回収可能性の調査が実施されている。
- イ ほとんどの機関が、回収可能性は公衆の関心事項であり、社会的意思決定との関連で重要と指摘している。
- ウ 回収可能性が取り上げられる以前に開発された処分概念においても高品質の多重バリアシステムにより可逆性の極めて高い処分システムが実現している。
- エ 7カ国で回収が容易な期間の明確なイメージが得られており、5カ国で閉鎖後一定期間までは回収可能な期間と見なしている。
- オ 大部分の国で、決定すべき問題がいくつか残っている。

(2) 回収可能性協調行動プロジェクト以降の進展

回収可能性協調行動プロジェクト以降、十数年の間に、各国でR&Rの議論が進展し、法規制に具体的に規定される国も出てきている。また、廃棄物の定置技術や回収技術の研究開発・実証が進められている[4]。一方で、オランダとスペインでは地層処分場開発が中断している。各国の新たな動きの概要を以下に示す。

① ベルギー

2010年に「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令」ドラフトを作成しており、段階的なアプローチに基づく許認可プロセスが示されている。このドラフトは、最終化に先立って実施されたパブリックコメント（2010年9月1日～10月31日実施）に供するために公表されたものであり、未施行のものである。

② フィンランド

2008年改訂の安全規則は回収可能性を要求していないが、2001年の原則決定時の安全規則に基づき回収可能性が要求されている。2012年に処分場の建設許可申請を行った。申請書の付録17に回収可能性と回収コストの報告を添付している。

③ フランス

1991年に制定された「放射性廃棄物管理研究に関する法律」に基づき、事業者（Andra）は2005年に可逆性を考慮した処分概念（Dissier2005）を開発した。2006年に制定された「放射性廃棄物及び放射性物質の持続可能な管理に関する計画法」（放射性廃棄物等管理計画法という）では、百年間を下回らない可逆性期間が規定されている。放射性廃棄物等管理計画法及び関連するデクレ（政令）では遅くとも2014年末までに処分場の設置許可申請を行うこと、設置許可申請後に可逆性の条件を定める法が制定されること、この法律に示された条件において放射性廃棄物の深地層処分場の可逆性が保証されていない場合には、処分場の設置認可が発給されることはないことが規定されている。

④ ドイツ

2009年に更新された「発熱性廃棄物の安全要件」で、閉鎖前までの回収可能性と閉鎖後500年間の緊急回収が規定されている。回収可能性の議論の背景には

アッセⅡ研究鉱山で試験的処分された低中レベル廃棄物の回収問題があった。

⑤ オランダ

1993年の政府決定で回収可能性要件が示された。それに基づいてCORAプロジェクト（回収可能な地層処分と100年～300年の長期貯蔵の比較研究）が行われ、2002年に終了した。その結果を受けた政府は、放射性廃棄物量が少なく貯蔵可能である、処分に対する公衆や政治的なアクセプタンスが低いなどの理由から長期貯蔵を選択した。現在、COVRA（中央貯蔵機関）がすべての放射性廃棄物を貯蔵している。

⑥ スペイン

サイト選定プロセスは事業者（ENRESA）によって1986年に開始され、2000年までに候補地を指定する計画であった。しかし、選定プロセスを進めるに当たって遭遇した困難のため、スペイン上院は、1996年末に、放射性廃棄物管理政策をいかに展開するかについて政府に勧告を行う審査委員会（Inquiry Committee）の設置を決定した。委員会は、各国のアプローチについて再検討を行い、様々な専門家、各種専門グループ及び研究機関の代表者の意見や見解に基づいて報告した。これらの結果及び中間貯蔵の安全技術の適切性を考慮して、スペイン政府は2010年頃まで最終管理に関する決定を延期することが妥当と考えた。しかし、2006年の第6次GRWP（総合放射性廃棄物計画）では地層処分場の操業開始を2050年に延期することが決められ、現在でもサイト選定は再開されていない。

⑦ スウェーデン

回収可能性は法律でも政府からも明示的には要求されていないが、事業者（SKB）は設計にそれを組み込んでいる²⁾。SKBは環境法典と原子力活動法に基づき2011年に地層処分場の立地・建設許可申請を行った。申請書の中で回収可能性について言及している。

⑧ スイス

2005年に施行された原子力法令で閉鎖前までの回収可能性を規定するとともに、2009年にENSI（連邦原子力安全検査局）が策定した指針「地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件」でも規定している。事業者（Nagra）は「処分の実現可能性実証プロジェクト」で、原子力法令に基づく回収可能性等を考慮した処分概念（NAGRA, NTB02-05, 2002）を開発している。

⑨ 英国

2006年に高レベル放射性廃棄物を地層処分する方針を決めた（参考表2.4は中レベル廃棄物に関する記述である）。2009年にEA（環境規制機関）等が策定した「地層処分施設の許可要件に関するガイダンス」では、回収可能性を要求していないが、実施主体が回収可能性のために措置を講じる場合には安全性を損なうものであってはならないことが規定されている。

なお、上記の国において回収可能性を考慮した設計や回収のコストを検討した事例

はあるが、処分コストに回収コストを含めるという判断を行った事例はない。

11 各国の処分概念と回収可能性の検討

(1) 各国の処分概念の特徴

一般的に地層処分場の設計は処分場が設置される母岩の建設性と長期安全性に関する特徴に基づいて行われる。回収可能性協調行動プロジェクトに参加した参考表2.4の国では、候補の母岩は、結晶質岩（スウェーデン、フィンランド、スペイン）、粘土層（ベルギー、スイス、フランス）、岩塩（ドイツ、オランダ）となっている。

具体的には、処分場の設計において、地下施設の建設性に影響するパラメータ（掘削性、処分深度、空洞安定性・コンバージェンス（変形）性等）と長期安全性に影響するパラメータ（地下水流速、地下水化学、拡散係数、亀裂等）が考慮される。このうち、結晶質岩においては、亀裂が存在すること等から地下水流れが比較的大きいので、水を通しにくいベントナイトが緩衝材や埋め戻し材として使用される。これに対して粘土層においてはそれ自体が地下水を通しにくく、ベントナイト緩衝材と同様に放射性核種の移行を遅延する効果があるが、ベントナイト緩衝材の使用の有無は国によって異なっている。また、ガラス固化体の処分にはベントナイト緩衝材を使用しないものの、使用済燃料の処分の場合は、ガラス固化体に比べて大きな発熱量と長い発熱期間を有しており、その環境への熱的影響に配慮して使用する国がある。岩塩においては地下水流れないなどから、ベントナイトは使用されず、埋め戻し材に掘削した岩塩が使用される。

以上のように、処分概念は母岩の地質環境条件に基づいて設計されることが基本であるが、さらに各国の政策や事業者の設計方針等が反映されて決められている。

なお、サイト選定が終了したスウェーデン、フィンランド、フランスでは候補母岩が絞られているが、その他の国々では、複数の候補母岩が存在しそれぞれに対して処分概念の検討を並行して進めている場合もある。

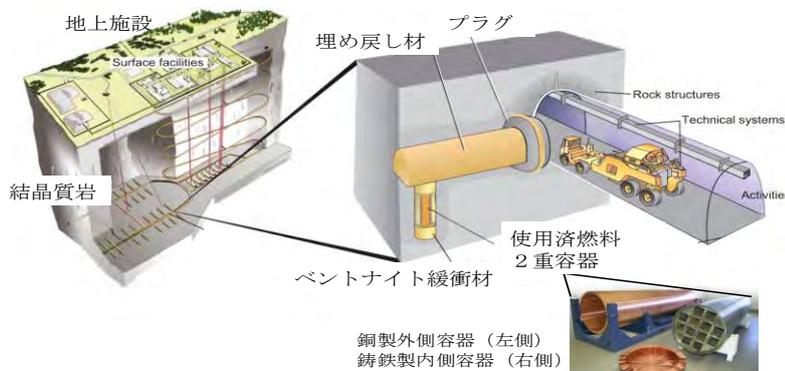
(2) 各国の処分概念と回収可能性の検討

① 結晶質岩（スウェーデン、フィンランド、スペイン）

スウェーデンは1983年にKBS-3概念を開発した。フィンランドもこの概念を適用している。参考図2.15a.にスウェーデンのKBS-3処分概念図を示す。使用済燃料を鋳鉄製容器（内側）と銅製容器（外側）の2重構造の容器（我が国のオーバーパックに相当）に封入し、周囲にベントナイト緩衝材を設置する概念である。現在は豎置方式が先行しているが、横置方式についても開発が進められている。横置方式では廃棄物と緩衝材を地上で事前に一体化施行したもの（スーパーコンテナ）を定置する方法を開発している。両者は強い協力関係の下でR&Dを実施しており、スウェーデンのエスポ島にある地下研究所（HRL）では、2000年から2005年にかけて豎置方式の概念で緩衝材の再飽和・膨潤試験を実施し、その後2006

年1月から5月にかけて、緩衝材を塩水により除去し廃棄物を回収する試験が行われた（SKB TR-11-10等）。緩衝材除去試験の概念図と緩衝材除去後の上部からの写真を参考図2-15b. に示す[2]。HRLでは2010年からプロトタイプ処分場の解体試験を開始しており、その中で回収可能性に関するさらなる知見が得られる予定である。フィンランドで行われた回収技術の検討結果はPOSIVA WR99-21等に報告されている。また、横置方式の概念で緩衝材を除去し高レベル放射性廃棄物を回収する構想も検討されている（参考図2. 15c. 参照。POSIVA 2008-03）。なお、処分場の設計において回収可能性のための特段の技術的特徴は必要としないとしている[2]

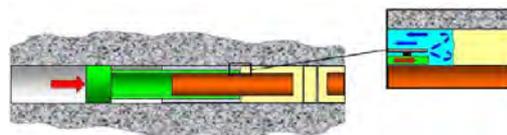
スペインは横置方式の概念を検討している。参考図2. 16に処分概念を示す。高レベル放射性廃棄物を炭素鋼オーバーパックに封入し、ベントナイト緩衝材を



a. スウェーデンの処分概念（MoDeRn[6]）



(b) 緩衝材除去後の写真



c. 横置方式の場合の回収可能性の構想図（POSIVA2008-03）

(a) 試験装置の概念

b. スウェーデンで実施された回収試験[2]

参考図2. 15 スウェーデン、フィンランドの処分概念と回収可能性[2]を基に本分科会において翻訳作成

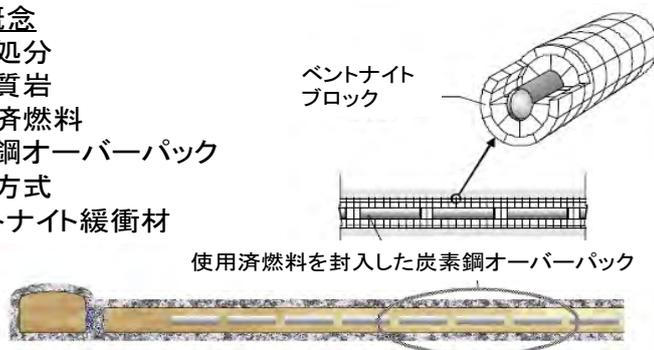
周囲に設置する概念である。

③ 粘土層（ベルギー、スイス、フランス）

ベルギー、スイス、フランスは粘土層を候補母岩としているが、処分概念は異

処分概念

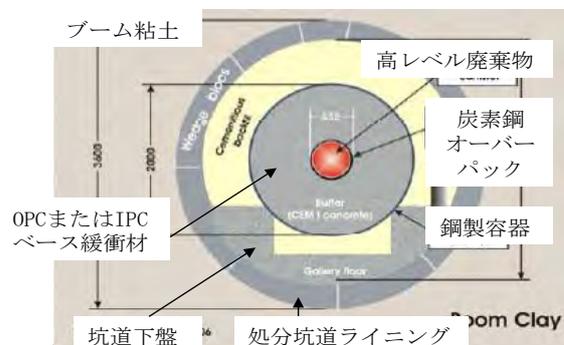
- ・地層処分
- ・結晶質岩
- ・使用済燃料
- ・炭素鋼オーバーパック
- ・横置方式
- ・ベントナイト緩衝材



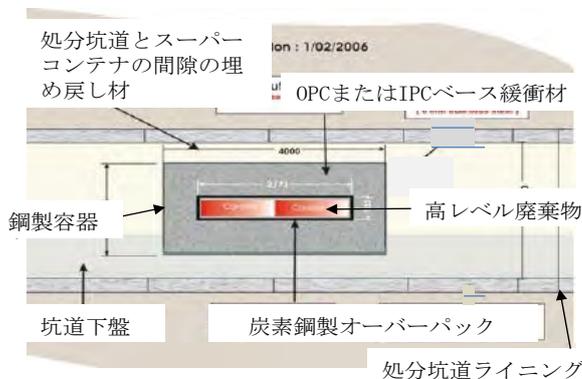
参考図 2.16 スペインの処分概念 (PEBS)

[6]を基に本分科会において翻訳作成

なっている。ベルギーの処分概念（参考図2.17）では、高レベル放射性廃棄物を地上で炭素鋼オーバーパックに封入しコンクリート緩衝材と一体化施工したもの（スーパーコンテナ）を処分坑道に定置する。処分坑道にコンクリートのライニング（支保工）を施工し、スーパーコンテナと坑道の隙間は粒状の埋め戻し材を使用することで回収を容易にすることを検討している[5]。



(a) 径方向断面図



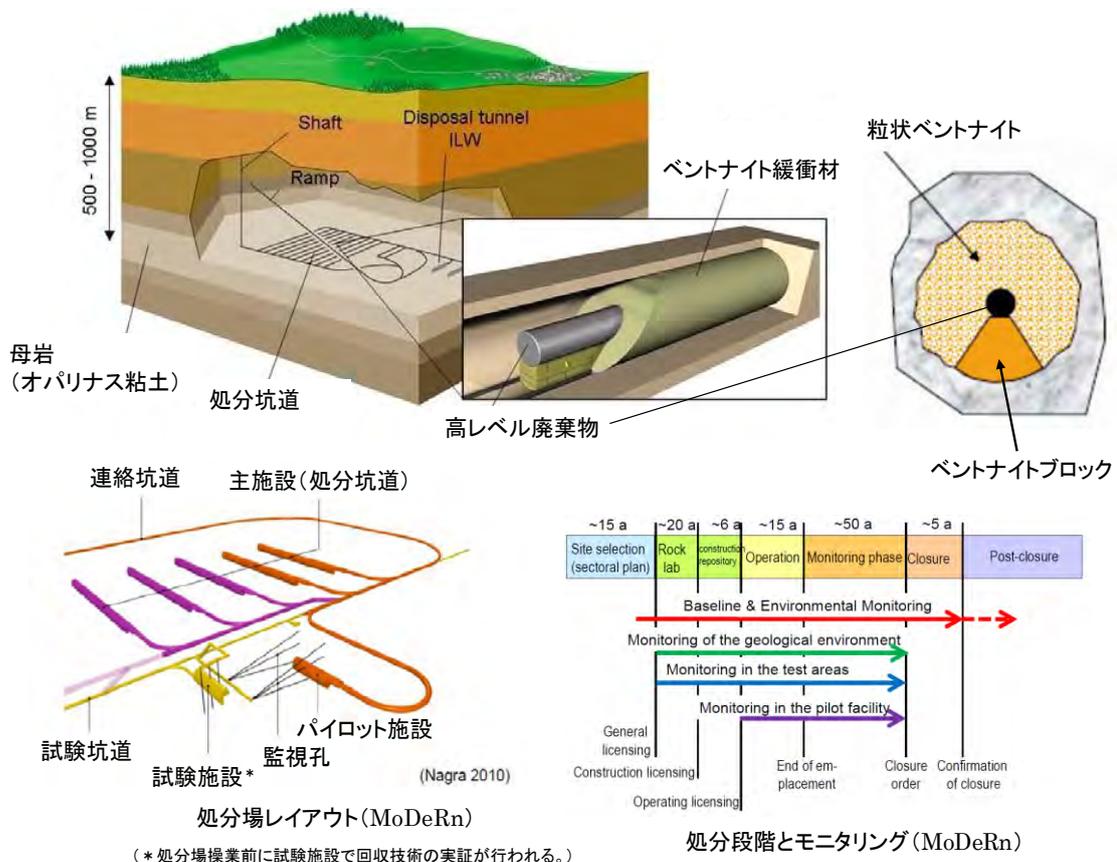
(b) 軸方向断面図

参考図 2.17 ベルギーの処分概念 (ESDRED)

[6]を基に本分科会において翻訳作成

スイスの処分概念（参考図2.18）では、高レベル放射性廃棄物は炭素鋼オーバーパックに封入し、処分坑道にあらかじめ設置されたベントナイト緩衝材ブロックの上に定置する。処分坑道との隙間はペレット状のベントナイト緩衝材を充填する。処分施設はすみやかに埋め戻し密封するが、すべての作業の終了後も併設されたパイロット施設での実廃棄物のモニタリング（観察）が50年間延長して行われることが計画されており、その間はアクセス立坑等が維持されるので問題があれば回収可能である。

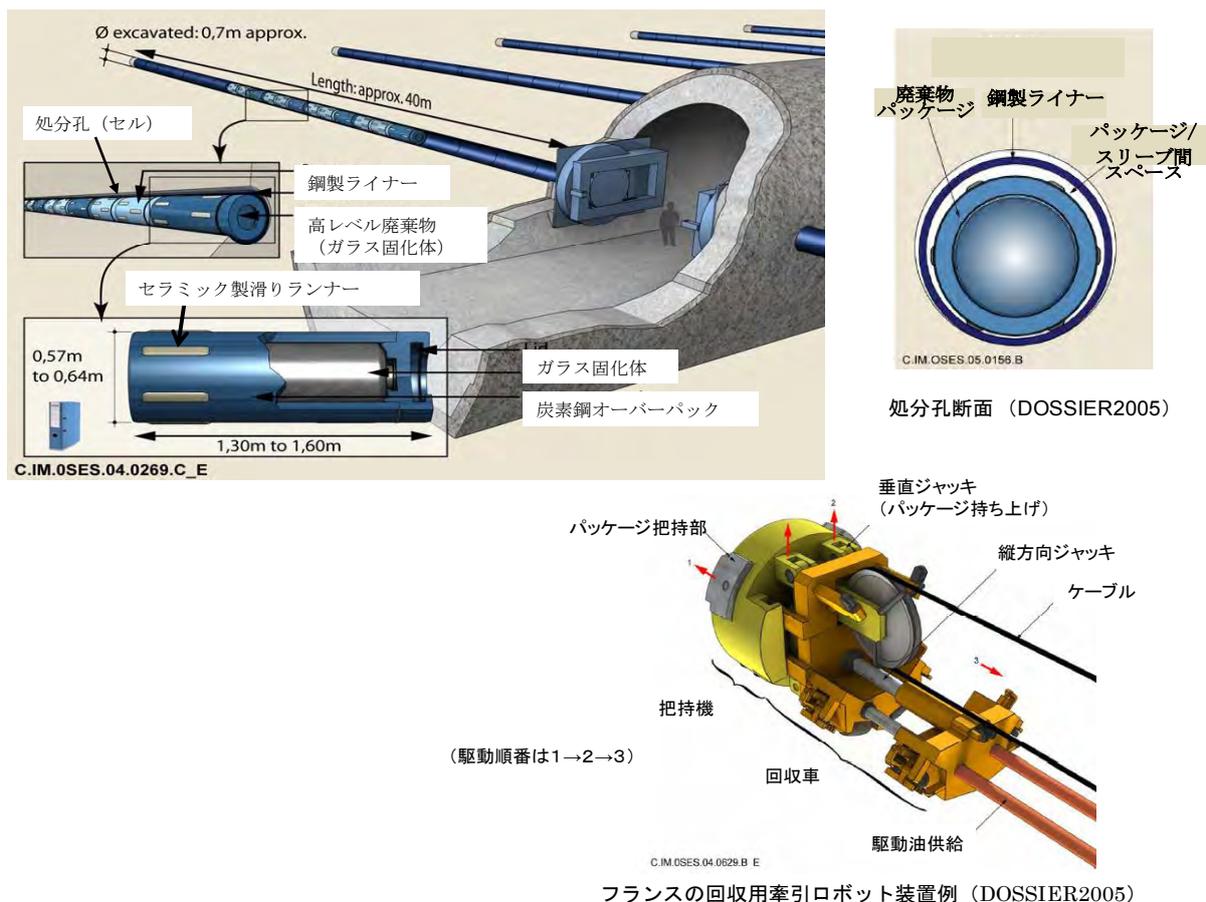
フランスの処分概念（参考図2.19）では、水平方向に掘削した処分孔に鋼製ライナーを設置し、その中に炭素鋼オーバーパックに封入した高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）を定置する。鋼製ライナーとパッケージが健全な間は定置と



参考図2.18 スイスの処分概念 (PEBS)

[6]を基に本分科会において翻訳作成

逆動線で回収することができる。回収のための装置例を参考図2.18に示す。なお、発熱量の高い使用済燃料の処分ではベントナイト緩衝材を鋼製ライナーの周囲に設置する概念となっている。



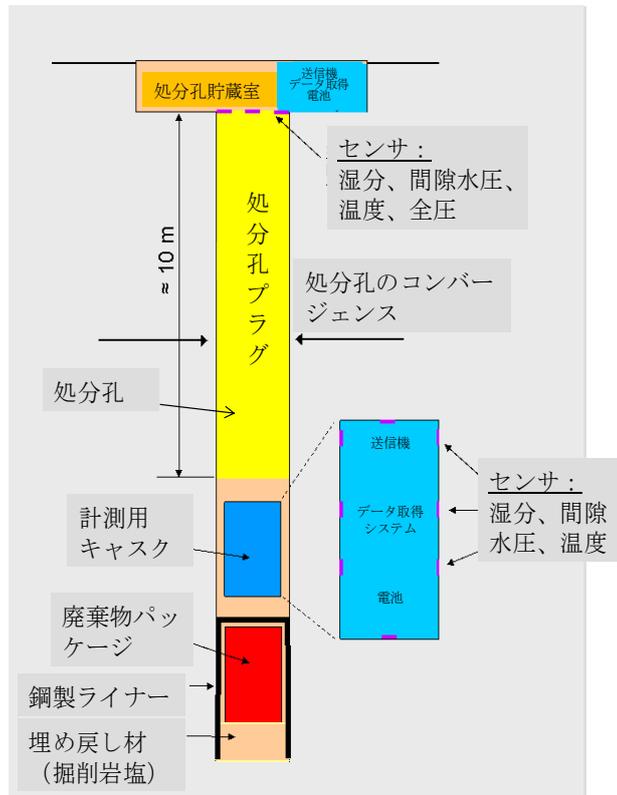
参考図2.19 フランスの処分概念 (ESDRED)
[6]を基に本分科会において翻訳作成

④ 岩塩 (ドイツ、オランダ)

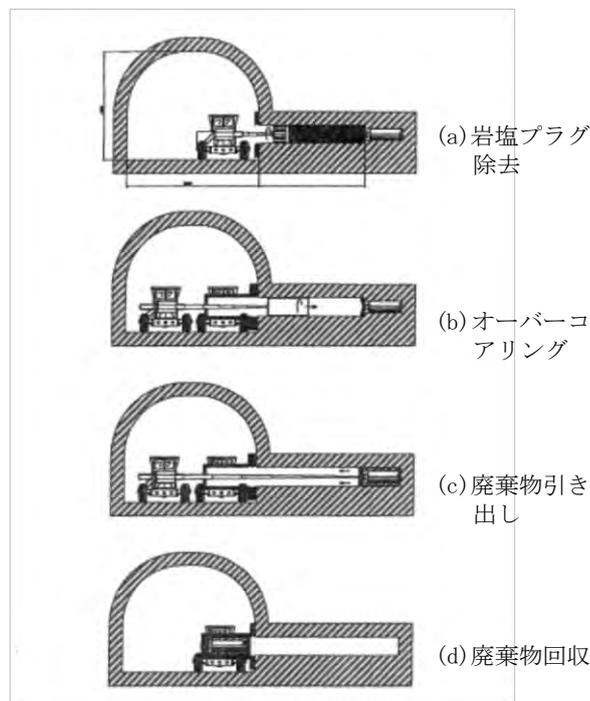
ドイツ、オランダとも埋め戻し材には掘削した岩塩が使用される。ドイツの処分概念 (参考図2.20) では、高レベル放射性廃棄物を金属製容器に封入して処分孔に定置する。回収を容易にするため廃棄物パッケージを鋼製ライナーの中に定置する検討も行っている。

オランダの処分概念 (参考図2.21) では、高レベル放射性廃棄物を処分坑道から水平方向に掘削された処分孔に1体ずつ定置し、岩塩プラグで密封する。オランダでは「ローリング・プレゼント (毎年見直しを行って新たな計画を立てる)」のシナリオにもとづき処分施設が「地下の一時貯蔵施設」として機能する期間を設けており、この期間中は、比較的容易に廃棄物を回収できなければならない。処分場を「開放」したままにするか、又は「閉鎖」するかについて定期的に決定が下されると予想される。決定の間隔は、社会・経済動向、処分場内設備の推定寿命、メンテナンス・監視活動の費用等に左右される。この構想では、25年間隔が想定されている。25年の各期間が終わる前に、一時貯蔵段階をさらに25年延長するか、又は処分場を閉鎖するかについての決定を下さなければならない[5]。廃棄物を回収する場合は、まず岩塩プラグをドリルで掘削除去し、次に廃棄物パッ

ケージの周囲の岩塩をオーバーコアリングにより掘削し、廃棄物を回収する検討が行われた[5]。



参考図2.20 ドイツの処分概念 (MoDeRn)
[6]を基に本分科会において翻訳作成



参考図 2.21 オランダの処分概念と回収技術
[5]を基に本分科会において翻訳作成

以上の各国の処分場の特徴と回収可能性のための配慮の例をまとめて参考表 2.5に示す。

参考表 2.5 参加国の処分場の特徴と回収可能性の確保のための配慮の例
本分科会において作成

母岩の種類	処分対象廃棄物	母岩の特徴		処分場設計の特徴						回収可能性のための配慮の例
		空洞安定性	長期安全性	定置方式	オーバーパック ^{*1}	ベントナイト緩衝材	坑道の埋め戻し材	坑道の密封材	上限温度 ^{*2}	
結晶質性	ガラス固化体	空洞安定性大(コンバージェンシ小)	地下水移行大~中	堅置、横置	有	有	ベントナイト	コンクリートとベントナイト	ベントナイトの耐熱性(100℃)	飽和したベントナイト緩衝材を塩水により除去する技術の開発
	使用済燃料									
粘土層	ガラス固化体	空洞安定性中(コンバージェンシ中)	地下水移行小(拡散で移行)	横置	有	無、有	ベントナイト	コンクリートとベントナイト	粘土層の耐熱性(100℃)	鋼製ライナーによる処分孔の維持 粒状埋め戻し材の使用
	使用済燃料									
岩塩	ガラス固化体	空洞安定性小(コンバージェンシ大)	地下水なし(拡散で移行)	堅置、横置	有	無	掘削した岩塩	特殊コンクリート(ソールトコンクリートなど)	岩塩の耐熱性(200℃)	鋼製ライナーによる処分孔の維持 オーバーコアリングによる廃棄物回収技術の検討
	使用済燃料									

*1: 熱影響期間(フランスではガラス固化体に対して50℃以下)は廃棄物をオーバーパックで閉じ込めることが必要であり、その期間は約千年である。材料は炭素鋼である。なお、一部の国では鋼製のオーバーパックを使用し、十万年以上の閉じ込めを検討している。

*2: ベントナイト緩衝材を使用する国の一部では処分後数十年にわたって100℃を超える設計もある。

12 回収可能性の技術的課題

回収可能性協調行動プロジェクトで得られた回収可能性の技術的課題に関する知見を以下に示す。

(1) 処分段階の延長が及ぼす影響

回収可能性を容易にする方法として、処分場の状態が受動的な状態(廃棄物の定置作業や埋め戻し作業等を行っていない静的な状態)において、その状態の維持期間をさらに延長することが考えられる。以下に延長期間が回収可能性と処分場の安全性に与える影響を示す。

① もともと計画していた期間に相当する期間を延長する場合

すべての国において、処分場設計や廃棄物パッケージ回収技術の修正は必要ないものと想定している。また、延長による操業及び長期安全性への影響は重要なものにはならないと考えている。

② さらにほかに長い期間にわたり延長する場合

すべての国において、その当初設定された期間をはるかに超える期間にわたる延長がなされた場合にのみ、処分場設計又は適用される廃棄物パッケージの回収技術に修正を加える必要が生じる可能性があると考えており、この場合、処分場の長期安全性への影響の検討を進める必要があると考えている。以下に延長することにより処分場の安全性にどのような影響があり得るかを示す。

ア 操業安全性への影響

- (ア) 作業員に対する通常のリスク（高温、ガス蓄積、空洞安定性等）。
- (イ) 作業員及び環境への放射線学的な影響。

イ 長期安全性への影響

(ア) 処分場の換気と地下排水の延長によって生じる影響

- a 人工バリアへの影響（酸化及び脱飽和）。
- b 母岩への影響（酸化と脱飽和、溶質析出と塩分濃度増加、望ましくない化学特性を備える水の侵入）。

(イ) 母岩の長期的な安定性と、岩石による支持及び処分場密封材の耐久性に対する影響

- a 掘削影響領域(EDZ)の長期的な変遷への影響。
- b 岩石支持構造の耐久性への影響。
- c 処分場密封材への影響。

(ウ) 異常な状況に伴うリスクの増大

- a 社会的混乱等の結果として、処分場が密封されずに放棄(保守中止)される。処分場環境に対する管理が失われるため、放射性核種が地表に戻るリスクや、人間の侵入リスクが高まる。
- b 処分場施設の誤用(例えば、望ましくない物質が偶然又は意図的に収容される、処分場資材が不適切な形で回収される場合等)。
- c 偶発事故又は予想外の事象(火災、処分場の浸水等)。

(エ) 核物質防護、保障措置への影響

(2) 回収可能性を容易にする設計上の手段

ほとんどの国は、自国の現行処分場概念ではすでに、大規模な設計の変更を行わずとも、かなりの水準の回収可能性が実現されていると考えている。

一部の国は、回収可能性を高めるために自国の処分概念に以下の設計変更を加えることを検討している。

- ① 定置された廃棄物パッケージに長期間にわたり容易にアクセスできるようにするための処分孔の設計変更。
- ② 処分場設計パラメータ(地下空洞の安定性、処分孔当たりの廃棄物パッケージの数、開放した状態の処分孔内での環境条件の管理、連絡坑道と定置された廃棄物パッケージとの距離、鋼製ライナーの剛性と水密性等)の再検討。

(3) 回収を行うかどうかの判断に資するモニタリング

回収の判断は処分場のモニタリングデータ等を判断して行う場合と、モニタリングには無関係に社会的意思決定（例えば「将来の世代に代替廃棄物管理オプションを残すため」という理由）によって行う場合がある。

モニタリングデータによる場合は、モニタリングデータによって、要求された基準が達成できていない、あるいは処分場システムの挙動が許容外のものであると示

された場合には、是正処置が要求され、究極の是正処置は、廃棄物の回収である、ということが想定される。

(4) 回収の実施可能性を判断するためのモニタリング

回収可能性を判断するためのモニタリングとして、以下のものがあげられた。

ア 廃棄物パッケージの健全性と廃棄物へのアクセス可能性に関わる一定のパラメータを監視することにより、実際の回収作業がどれほど容易な(又は複雑な)ものとなるかを判定する。

イ 処分孔、処分坑道、連絡坑道及びアクセス立坑の埋め戻し、密封、閉鎖を延長する決定を行う上で必要なデータを収集する。

ウ 操業の可逆性を実現するために設定された様々なシステムが所期の目的に見合ったものであることを立証する。

これらのモニタリングの測定項目には、温度、水飽和、地球化学的条件、空洞安定性等があげられる。

(5) 処分場の段階の進展に応じた廃棄物パッケージ環境等のモニタリングの容易さや方法

① 処分場の設計・建設期間

廃棄物パッケージが中間貯蔵施設に置かれている期間でありアクセスは容易である。さらに、貯蔵施設から廃棄物パッケージを取り出す装置を設計するための環境条件は容易に監視できる。

② 処分孔への定置後の維持期間

処分孔への廃棄物と緩衝材の定置後にモニタリングの対象となる廃棄物パッケージ環境は、緩衝材内部の環境であろう。監視される主要なパラメータは、温度、水飽和条件および地球化学的条件である。最初の2点は継続的な監視が可能だが、3点目に関するデータはおそらくサンプリングを通じて収集されることになる。アクセス可能な地下空洞に関して、岩石の動きを対象としたモニタリングが継続されるだろう。密封された区域内では、アコースティック・エミッション (AE (Acoustic Emission) ; 材料が変形あるいは破壊する際に、内部に蓄えていた弾性エネルギーを音波 (弾性波、AE波) として放出する現象) の測定 (AE法) により岩石の重要な動きを探知することができるだろう。密封された空洞の再飽和レベルも、多数存在する技術のいずれかを用いて監視することができるだろう。

③ 処分坑道埋め戻し後の維持期間あるいは連絡坑道埋め戻し後の維持期間

処分坑道の埋め戻しおよび密封と、それに続く連絡坑道の埋め戻しおよび密封がなされた後も、当初は連絡坑道を通じて、さらにその後はアクセス立坑を通じて、地下施設の一部にアクセスすることができるだろう。これにより②と同様の廃棄物パッケージ環境のモニタリングの継続が可能になるが、作業の難度は増すことになるだろう。アクセス可能な状態が維持されているうちは、地下空洞での

岩石の動きを対象としたモニタリングを実行できるだろう。密封された区域内では、AE法を用いて岩石の主要な動きを探知することができるだろう。

④ アクセス立坑埋め戻し・閉鎖後で間接的監視（制度的管理）を伴う閉鎖後期間

アクセス立坑の埋め戻しおよび密封が行われた後は、処分場と廃棄物へのアクセスは、地表からのボアホールか遠隔モニタリング技術（AE法等）を用いてなされるだろう。廃棄物パッケージ環境の監視は、処分場に直接つながっているボアホールからしか実施できないだろう。廃棄物定置期間中に、この種のボアホールを建設する必要があるだろう。この種のボアホールは処分場の長期安全性にとって大きな不利益となり得るため、ボアホール建設を決定する際には、生じ得る利益と秤にかけた上で、慎重な判断が必要であろう。処分場母岩の条件および再飽和規模に関する定性的な情報を収集するために、数多くの遠隔モニタリング技術を利用することができるだろう。この中には、AEおよび弾性波測定、測地学的測定および電氣的測定等が挙げられるだろう。

⑤ 監視（制度的管理）を伴わない閉鎖後期間

この期間では回収可能性に関連するモニタリングが行われることはないだろう。

13 回収可能性に関するコスト

回収可能性に関するコストとしては、次の二つが考えられる。

(1) 回収可能性を確保するためのコスト

回収可能性を確保するために技術的な対応を行った結果としての地層処分コストの増加について検討した事例として、フランスの事例がある[7], [8]。この中で、コストを増加する要因の例として、処分場の覆工（構造安定性への回収可能性の影響を考慮したコンクリートの厚さ）、処分モジュールの設計とレイアウト、高レベル放射性廃棄物処分坑道の設計、操業期間が取り上げられている。ただし、コストについては、比較のための可逆性に全く結びつかないコンセプトの設計は困難であるなどの理由から困難であるとしている。

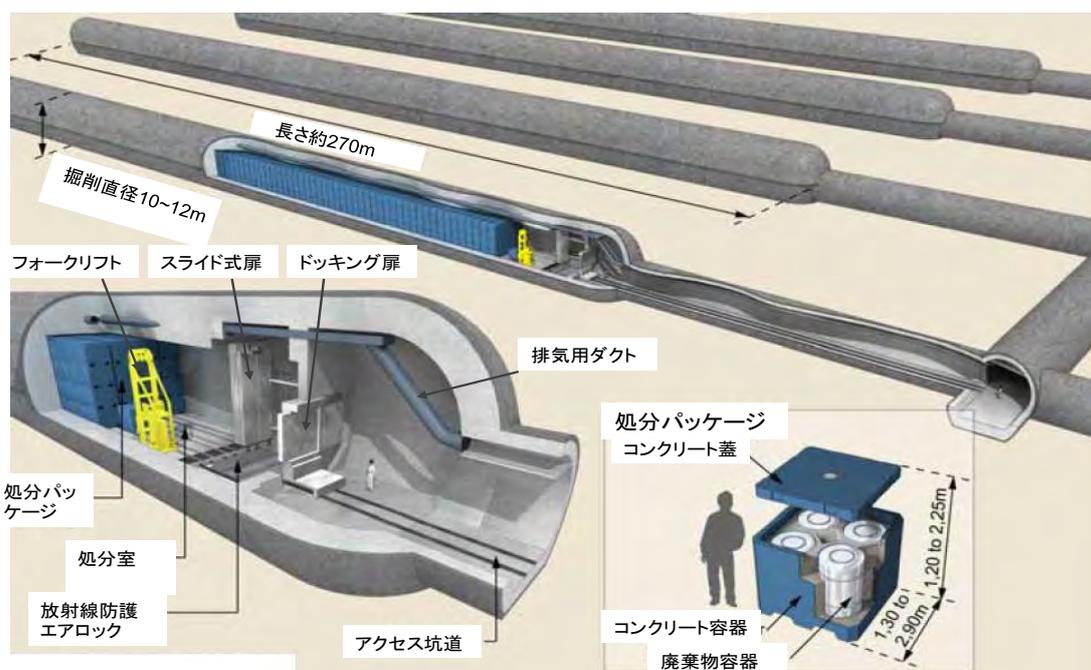
(2) 回収するためのコスト

何らかの理由で高レベル放射性廃棄物の回収を決定した場合の回収に要するコストについて具体的に検討した事例は無く定性的な記述がフィンランドの事例[9]とR&Rプロジェクト報告書にある。前者では「施設を閉鎖した後ですべてのキャニスタを地表に回収する決定がなされる場合、最終処分場を開く作業、キャニスタの取り出し、施設の埋め戻しなどに概算でまる10年間はかかる。この場合の作業の費用は、最終処分場を建設、埋め戻しおよび閉鎖を行う費用の約1/3～1/2になるものと考えられる」としている。後者では、「これまでの経験から、回収の費用は、処分費用に匹敵するか、それを超えることさえある」としている。

これらの費用の負担について、R&Rプロジェクト報告書では「コストを誰が負担するかの問題も重要である。元々の発生者が負担するコストと、最終的に廃棄物を回収する者が負担するコストを区別する必要がある。一般的に言えば、セーフティケースを支えるコストは元々の発生者の負担と考えられ、安全性とは無関係の単に回収可能性だけに係るコストは議論のあるところである。たとえ回収可能性がない場合においても、実施された工学的措置に対して回収の可能性のためだけに生じたコストの間どこに線を引くかを決定するのは難しい。回収可能性が処分プログラムを社会が受け入れるための前提条件であれば、回収可能性に係るコスト（回収自体のコストと区別）は処分場計画の全体コストに組み入れられるべきだが、このことについてはしっかりと情報共有しておく必要がある」としている。

14 地層処分対象低レベル放射性廃棄物の回収可能性に関する検討事例

地層処分対象低レベル放射性廃棄物の主なものは再処理、MOX燃料加工に伴って発生する。再処理を行う国としては、日本のほか、フランス、英国、スイス、ドイツ等があげられるが、このうち、フランスの検討事例[10]の概要を紹介する。フランスではわが国の地層処分対象低レベル放射性廃棄物に相当する廃棄物は長寿命中レベル放射性廃棄物あるいはB廃棄物と呼んでいる。フランスの処分概念(参考図2.22)では、B廃棄物はコンクリート製のパッケージに封入し、フォークリフトで搬送し、処分坑道に横置きに積み重ねる。処分室の内側にはコンクリート製躯体が施工されており、パッケージとのすき間やパッケージ間のすき間は開いたままであり、作業期間中は換気を行い、湿度を管理する。処分室入口には作業員を防護する完全に可逆的な遮蔽付き



参考図 2.22 フランスの長寿命中レベル放射性廃棄物の処分概念
(Dossier2005) [10]を基に本分科会において翻訳作成

機械式閉塞装置が設置されており、アクセス坑道を埋め戻すまでは閉塞装置を開けて定置と逆動線で廃棄物を回収することができるとしている。

15 おわりに

参考資料2.5では、R&Rに関する最新の検討結果である、OECD/NEAの「高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の深地層処分のための可逆性と回収可能性」プロジェクト（R&Rプロジェクト）の成果[2]、回収可能性の技術的側面について各国の取り組み状況をまとめたEC/EURATOMの回収可能性協調行動プロジェクトの成果[5]等を調査しR&Rに関する参考資料として取りまとめた。

地層処分場の開発においてR&Rが果たす役割は多くの国で認識されている折、それらは主に地元住民等との対話や政治的判断の結果出てきた要求に基づいていた。しかしながら、R&Rの取り入れの程度は国によって異なっている。この差異は、各国の母岩となる地層の違いや処分場の設計の違いといった技術的な理由のほか、異なった処分場開発の歴史、各国特有の社会的、文化的、法的な環境等に依拠しているようである。

参考文献等

- [1] IAEA, Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5 (2011).
- [2] OECD/NEA, Reversibility and Retrievability (R&R) for the Deep Disposal of High-level Radioactive Waste and Spent Fuel (2011).
- [3] Proceedings of the “R&R” International Conference and Dialogue (2012).
- [4] OECD/NEA, Summarised Reasons to Retrievability and Reversibility (R&R) Questionnaire Issued to NEA Member Countries in May 2008 (2010).
- [5] EC, Concerted Action on the Retrievability of Long-lived Radioactive Waste in Deep Underground Repositories, EUR19145 EN (2000).
- [6] PEBS, ESDRED, MoDeRnプロジェクトの成果は各々以下のウェブサイトで見ることができる。
http://cordis.europa.eu/projects/rcn/96796_en.html
http://cordis.europa.eu/projects/rcn/74120_en.html
http://cordis.europa.eu/projects/rcn/93569_en.html
- [7] Andra, Feedback on the Interdisciplinary Symposium on Reversibility, Presentation at the Interdisciplinary Symposium on Reversibility, organised by Andra, took place on 17-19 June 2009, at Nancy's Palais des congrès.
- [8] Andra, The Cigeo Project Meuse/Haute-Marne Reversible Geological Disposal Facility for Radioactive Waste, Project Debate of 15 May to 15 October 2013.
- [9] Posiva, POSIVATyöräportti99 - 21 Käytetyn ydinpolttuainien loppusijoituskapselien palautettavuus, (1999).
- [10] Andra, Dossier 2005 Argile - Tome Architecture and Management of a Geological

Repository (2005).