

電中研レビュー

DENCHUKEN REVIEW

原子燃料サイクルバックエンド技術の
信頼性向上に向けて



原子燃料サイクルバックエンド技術の信頼性向上に向けて

巻頭言

東海大学工学部原子力工学科 教授 大江 俊昭 …2

電力中央研究所「原子燃料サイクルバック
エンド研究」のあゆみ ……3

はじめに

常務理事 横山 速一 …6

第Ⅰ部 原子燃料サイクルバックエンド研究の
全体像 ……7第1章 原子燃料サイクルバックエンド研究の
取組みについて ……7

- 1-1 原子燃料サイクルバックエンドをめぐる
我が国の動向 …… 8
 - 1-1-1 放射性廃棄物処分対策 …… 8
 - 1-1-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵 …… 9
- 1-2 電力中央研究所におけるバックエンド
研究の取組み …… 10
 - 1-2-1 放射性廃棄物の処理・処分 …… 10
 - 1-2-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵 …… 13
 - 1-2-3 電力中央研究所における基盤技術の
開発 …… 14
 - 1-2-4 電力中央研究所における国際研究
協力 …… 15
 - 1-2-5 本レビューの構成と内容 …… 15

第Ⅱ部 放射性廃棄物処理・処分技術 ……19

第2章 地質地下水環境調査評価技術 ……19

- 2-1 地質環境長期安定性評価技術 …… 20
 - 2-1-1 隆起・侵食評価技術 …… 20
 - 2-1-2 火成活動評価技術 …… 22
 - 2-1-3 活断層周辺地盤の変形評価技術 …… 24
- 2-2 地質地下水環境特性調査評価技術 …… 25
 - 2-2-1 コントロールボーリング掘削・調査
技術 …… 25
 - 2-2-2 地下水年代測定技術 …… 27
 - 2-2-3 地下水流動解析技術 …… 29
 - 2-2-4 物理特性情報の変換解析技術 …… 31
- 2-3 ニアフィールドの地質・地下水・溶質
移行特性の調査技術 …… 33
 - 2-3-1 坑道掘削影響領域評価技術 …… 33
 - 2-3-2 原位置トレーサ試験による溶質移行
特性評価技術 …… 33
- 2-4 天然バリア中の地化学・微生物影響調査・
評価技術 …… 36
 - 2-4-1 地下岩盤の地化学環境調査技術 …… 36

- 2-4-2 処分環境における微生物影響評価技術
…………… 37
- 2-5 概要調査における調査・評価手法の体系化
…………… 38
 - 2-5-1 概要調査の調査・評価フローの構築 …… 38

第3章 施設/材料特性評価技術 ……45

- 3-1 処分環境を考慮したベントナイト特性
評価技術 …… 46
- 3-2 セメント系材料の長期耐久性試験・評価
技術 …… 51
 - 3-2-1 余裕深度処分におけるセメント系
材料の長期耐久性評価に向けた
純水および計画サイト地下水模擬
溶液を用いた溶脱挙動の把握 …… 51
 - 3-2-2 高温負荷による普通・低熱ポルト
ランドセメント硬化体の細孔構造
変化とイオン拡散性に及ぼす影響
…………… 52
- 3-3 ベントナイト長期挙動試験・評価技術 …… 54
- 3-4 処分場の品質管理技術 …… 56
- 3-5 新しい人工バリア材料開発 …… 58
 - 3-5-1 高耐久性高結晶型コンクリートの
溶脱耐久性評価 …… 58
 - 3-5-2 アルカリ環境下でのサポナイトの
溶解速度 …… 60
- 3-6 地下空洞の長期安定性評価技術 …… 61
 - 3-6-1 ボーリングコアによる岩盤評価
技術 …… 61
 - 3-6-2 ニアフィールド岩盤の計測・評価技術
…………… 63
 - 3-6-3 熱-水-応力3連成解析技術 …… 65

第4章 安全評価手法 ……69

- 4-1 人工バリア長期挙動評価技術（ガラス・
セメント・粘土） …… 70
 - 4-1-1 セメント水和物の変質モデル開発 …… 70
 - 4-1-2 化学平衡・物質輸送連成計算コードの
開発 …… 71
 - 4-1-3 ガラス固化体処分時影響評価 …… 74
- 4-2 ニアフィールド中の核種移行評価技術 …… 75
 - 4-2-1 セメント系材料の核種収着挙動の評価
…………… 75
 - 4-2-2 セメント系材料バリア中の核種拡散
による移行抑制効果 …… 76
 - 4-2-3 セメント硬化体中での微量元素拡散
挙動測定への LA-ICP-MS の適用 …… 77

4-2-4	セメント水和物からのコロイドの発生とその特性評価	78
4-3	長期の放射性廃棄物処分における不確実性評価技術	80
4-3-1	リスク論的安全評価手法の開発	80
4-3-2	放射性廃棄物処分手業の体系的な品質保証概念の提案	83
4-3-3	放射性廃棄物処分における「技術的に最善の手段 (BAT)」の考え方の適用	83

第5章 関連技術87

5-1	プラズマ溶融処理技術	88
5-1-1	プラズマ溶融処理の特長	88
5-1-2	プラズマ溶融技術の低レベル放射性雑固体廃棄物処理への適用性評価	88
5-1-3	Cs (セシウム) 捕捉率の推定手法	88
5-1-4	アスベスト廃棄物の無害化・再資源化	89
5-2	減圧アーク除染技術	90
5-2-1	減圧アーク除染技術とその特長	90
5-2-2	減圧アーク除染技術の除染性能	91
5-3	検認技術	92
5-3-1	大型廃棄体中の放射能濃度分布評価手法の開発	92

第Ⅲ部 使用済燃料等の輸送・貯蔵技術95

第6章 金属キャスク貯蔵技術95

6-1	密封評価	96
6-1-1	航空機エンジンの衝突に対する閉じ込め性能評価	96
6-1-2	取扱中の落下事故に対する密封性能	97
6-1-3	長期密封性能の評価	99
6-2	除熱評価	101
6-2-1	貯蔵施設の除熱模型試験方法の提案	101
6-2-2	キャスクの伝熱特性検討ならびに除熱性能の改善	103

第7章 コンクリートキャスク貯蔵技術 ...107

7-1	キャニスタの応力腐食割れ (SCC) に対する評価および対策	108
7-1-1	SCC に対する長期健全性評価	108
7-1-2	SCC 対策に資する気中塩分量評価	111
7-1-3	SCC 対策に資する塩分流入低減装置の開発	113
7-2	耐震評価	115
7-2-1	実物大コンクリートキャスク耐震試験	115
7-2-2	地震時安定性評価手法の提案	116

7-3	遮へい評価	116
7-3-1	キャニスタ表面目視	117
7-3-2	キャスク表面状態の経年変化	117
7-3-3	遮へい性能	117

第8章 ボールト貯蔵およびトンネル貯蔵技術 119

8-1	浅地下ボールト貯蔵	120
8-2	トンネル貯蔵施設の熱流動解析	121

第9章 燃料健全性評価 125

9-1	使用済燃料の線源評価とペレットの酸化挙動評価	126
9-1-1	燃料の諸元と計算方法	126
9-1-2	使用済燃料の核種生成量と実測値との比較	126
9-1-3	感度解析を用いた生成量計算精度の向上方法の提案	126
9-1-4	まとめ	128
9-2	乾式貯蔵時の使用済燃料健全性評価	128
9-2-1	燃料被覆管軸方向の水素の再分布	128
9-2-2	燃料ペレットの酸化挙動	129
9-2-3	まとめ	130

第10章 輸送技術 131

10-1	輸送キャスク緩衝体用木材の高温圧漬特性	132
10-1-1	目的	132
10-1-2	緩衝材の圧縮試験	132
10-1-3	緩衝材の吸収エネルギーの温度・ひずみ速度依存性	133
10-1-4	既存のキャスクへの影響評価	133
10-2	輸送容器密封ゴムシールの耐久性試験・評価	133
10-3	海上輸送における仮想海没時の環境影響評価	135

第Ⅳ部 まとめ 139

第11章 研究成果の反映と今後の展望 ... 139

11-1	研究成果の反映	140
11-1-1	低レベル放射性廃棄物処分	140
11-1-2	高レベル放射性廃棄物処分	141
11-1-3	使用済燃料等の輸送・貯蔵技術	142
11-2	まとめと今後の展望	142

おわりに
地球工学研究所長 金谷 守 ...145

執筆分担146

巻頭言



2011年3月の東日本大震災とそれによる東京電力福島第一原子力発電所の事故は、我国の原子力利用を根幹から揺さぶる大きな出来事である。

発電どころか、核燃料サイクルそのものがどう進んでいくのか、現状は極めて不透明な状況と言わざるを得ない。このような状況の一方で、炉心内に残る溶融した燃料や燃料プール内の使用済燃料、廃炉や除染に伴う多量の放射性廃棄物の処理・処分という、これまで予想もしなかった課題が残されたままであり、これは早期の解決が不可避である。片方でブレーキ、片方でアクセルという矛盾した事態である。

さて、本レビューの話題であるバックエンド研究とは、平たくいえば「放射能を含むゴミ」の始末を考える仕事であり、前述のアクセルを踏み込まねばならない課題である。通常は、利用価値のない「ゴミ」に対してコストをかけることを嫌い、始末を出来る限り後回しにしようとするのであるが、ものが放射能を含むだけに、それを野放しにしておくことは到底容認できることではなく、何としても放射性廃棄物に対する解決策を探し求めなければならない。しかし、私が深く関わっている地層処分の事で言えば、これまでの工学的センスがすんなりと通じない特殊な事情がある。それは半減期の長い放射性核種を含む処分のシステムには、長期の、場合によっては千年以上の、健全性が要求あるいは期待されるものがあることである。これは、試作を通じて改良を重ね要求に応える、といった従来の工学的対処方法だけでは到底解決策の全貌は見えてこないものであり、謙虚に言えば、すべてが完璧に判ることは難しいという事でもある。このような長期の課題は、最初からゴールが明確に決められるものではなく、絶えずチェックアンドレビューによる軌道修正が必要なものであり、その軌道修正は正しい情報によって判断されるべきものである。

さて、改めて電中研レビューの年表（あゆみ）を見てみると、処分に関わる研究がかなり以前から行われていたことが分かる。当時、電力中央研究所の一員であった私が、「JSS（日本、スイス、スウェーデン）プロジェクト」のメンバーとして処分研究の先進国であったスウェーデンに派遣されたのが今から29年も前の話であり、時の流れの速さに改めて驚いた次第である。当時は今とは異なり、海外で研究活動に従事することは稀なチャンスであったが、その時の経験が今の私の研究の原点であるという過言ではない。当時はやや遅れ気味であった日本のバックエンド分野も、今では技術的に遅れを取っていることはなく、世界のどの国とも互角、あるいはそれ以上の実力を有し、有用な技術情報を蓄積していることは明らかである。このような情報はその成果を生み出した人間の経験の蓄積の現れであり、時に失敗を加えながら前に進んだ軌跡こそは後世に残すべき財産ではなかろうかと考える。古い技術者にとっては過去の苦い経験から学んだ当然の知識であっても、その経験を知らないものはまた同じ失敗を繰り返す。このような無駄が繰り返されることは何としても避けなければならない。その意味で、これまでの研究成果・技術情報を整理集約して刊行し、世に問うことは非常に重要な作業といえる。

本レビューは、原子力利用の停滞を横目に、原子力に関わる課題を加速せねばならないという矛盾した状況でまとめられたものであり、電気事業の中核研究機関である電力中央研究所は、きわめて難しい活動位置にあるといえる。しかし、ここで萎縮しては専門家集団として社会に対する責任を全うしたことにはならないであろう。冒頭で述べた事故以来、専門家への信頼は揺らぎ、専門家が口をつぐんでしまうことを私は恐れる。専門的に携わっている者だからこそ、自分達には何が解かり、何が未解明なのかを世に示す事ができるはずであり、いままさにその時ではなかろうか。

東海大学 工学部 原子力工学科
教授 大江 俊昭

電力中央研究所「原子燃料サイクルバックエンド研究」のあゆみ（1965年～2012年）

西暦（元号）	当研究所の状況	国内外の状況
1967（S42）	・低レベル放射性廃棄物の固化処理研究の開始	
1970（S45）	・廃棄物海洋処分と減容の研究を開始	
1977（S52）	・使用済燃料輸送容器信頼性実証試験開始（～1994）	
1978（S53）		・原子力安全委員会発足
1979（S54）		・日本原燃サービス（株）発足
1980（S55）	・日米共同で使用済燃料貯蔵の研究を開始（～1982） ・天然六フッ化ウラン輸送物の火災時挙動研究開始（～1983）	
1981（S56）	・JSSプロジェクト（日本（電中研）－スイス（NAGRA）－スウェーデン（SKB）による高レベル放射性ガラスの国際共同浸出挙動試験）を開始（～1988）	
1982（S57）	・低レベル放射性廃棄物陸地処分安全評価の研究を開始	
1985（S60）	・原燃サイクルバックエンドプロジェクトチームによる推進体制を組織 ・高レベル放射性廃棄物地層処分の研究を開始	・日本原燃産業（株）発足
1986（S61）	・放射性廃棄物輸送容器等安全性実証試験を開始（～1998）	・科学技術庁、「地層処分研究開発5ヵ年計画」発表 ・日本原子力研究所 JPDR（Japan Power Demonstration Reactor）の解体作業着手
1987（S62）	・原子力発電所使用済燃料貯蔵技術確証試験フェーズⅠ（～1991）を開始 ・放射性廃棄物の処分高度化システム確証試験の研究を開始	・原子力委員会、「放射性廃棄物対策専門部会」設置
1988（S63）	・我孫子研究所にバックエンド研究を総合推進する原燃サイクル部を組織	
1989（H1）		・六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センターの着工
1990（H2）	・天然六フッ化ウラン輸送容器安全性実証試験を開始（～1995） ・使用済燃料管理技術開発「乾式貯蔵実用化試験」を開始（～1994） ・発電所廃棄物第2期埋設処分の研究を開始（～1995） ・雑固体廃棄物処理へのプラズマ溶融処理の研究を開始（～1996）	
1991（H3）	・仏 IPSN（原子力安全防護研究所）と天然六フッ化ウラン輸送物の耐火試験の共同研究を開始（～1997） ・スウェーデン SKB（スウェーデン原子燃料廃棄物管理会社）と HRL（ハードロック地下研究施設）国際共同研究契約を締結	・原子力安全委員会が「原子力発電所内の使用済燃料乾式キャスク貯蔵について」を決定
1992（H4）	・日本原燃産業（株）と低レベル放射性廃棄物埋設に関する研究協力協定の締結 ・原子力発電所使用済燃料貯蔵技術確証試験フェーズⅡ（～1996）開始	・原燃2社合併、日本原燃（株）発足 ・六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センターの操業開始
1993（H6）	・プルトニウム輸送容器等安全性実証試験を開始（～1999）	・プルトニウム輸送船「あかつき丸」が無事帰港
1994（H6）	・高燃焼度使用済燃料輸送物の安全性実証試験を開始（～1999）	
1995（H7）	・高レベル放射性廃棄物処分手業化に関する研究を開始（～1999）	・高レベル放射性廃棄物返還輸送船「パシフィック・ピントール号」青森・むつ小川原入港 ・高速増殖炉「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故 ・東京電力（株）福島第一原子力発電所に我が国初の乾式キャスク貯蔵開始
1996（H8）		・日本原子力発電（株）、雑固体廃棄物のプラズマ溶融処理方式の採用決定
1997（H9）	・バックエンドプロジェクトを組織し研究を重点化 ・実用発電用原子炉廃止措置工事の環境影響評価の研究を開始 ・リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等「コンクリートモジュール貯蔵技術確証試験」（～2003）開始	・使用済燃料の発電所外貯蔵の検討を閣議了解 ・電気事業連合会、プルサーマル計画を発表 ・日本原子力発電（株）、東海発電所を停止

西暦 (元号)	当研究所の状況	国内外の状況
1998 (H10)		<ul style="list-style-type: none"> ・総合エネルギー調査会原子力部会、「リサイクル燃料資源中間貯蔵の実現に向けて」を中間報告 ・高レベル放射性廃棄物処分懇談会、「高レベル廃棄物・放射性処分に向けての基本的考え方について」を発表 ・原子力バックエンド対策専門部会、「RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方について」を発表
1999 (H11)	<ul style="list-style-type: none"> ・電力中央研究所・電気事業連合会共同研究報告書「高レベル放射性廃棄物地層処分の事業化技術」を発表 ・解体廃棄物の処理・再利用に向けたプラズマ溶融技術の研究開始 	<ul style="list-style-type: none"> ・総合エネルギー調査会、「高レベル放射性廃棄物処分事業の制度化のあり方」、「商業用原子力発電所施設解体廃棄物の処理処分に向けて」を発表 ・原子力安全委員会、「主な原子力施設におけるクリアランスレベルについて」を策定 ・原子炉等規制法に使用済燃料中間貯蔵の規定を追加(原子力発電所敷地外での使用済燃料貯蔵が可能に) ・JCO (株) ジュー・シー・オー)、臨界事故発生
2000 (H12)	<ul style="list-style-type: none"> ・TRU 共同作業チーム「TRU 廃棄物処分概念検討書」を作成 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力バックエンド対策専門部会「TRU 核種を含む放射性廃棄物処分の基本的考え方」発表 ・同「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」発表 ・「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」公布 ・「原子力発電環境整備機構 (NUMO)」発足 ・通商産業省「使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則」、「使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する省令」、「使用済燃料貯蔵施設の溶接に関する技術基準を定める省令」制定 ・資源エネルギー庁「使用済燃料貯蔵施設 (中間貯蔵施設) に係る技術報告書」 ・日本原燃 (株) 低レベル放射性廃棄物埋設センター 2号埋設施設受入れ開始
2002 (H14)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電環境整備機構 (NUMO) と特定放射性廃棄物の地層処分技術に関する協力協定を締結 ・スイス・モンテリプロジェクト (堆積岩; オパリナスクレイ) におけるサイト特性調査法に係る国際共同原位置試験) へ参加 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電環境整備機構「最終処分施設の設置可能性を調査する区域」の公募開始 ・原子力安全委員会が「金属性乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設のための安全審査指針」を決定 ・むつ市長が中間貯蔵誘致を表明
2003 (H15)	<ul style="list-style-type: none"> ・米国アイダホ国立研究所とコンクリートキャスク長期健全性実証試験共同研究開始 (～2006年) 	
2004 (H16)	<ul style="list-style-type: none"> ・フランス原子力庁 (CEA) と貯蔵など研究協力協定を締結 ・貯蔵設備長期健全性等確認試験を開始 (～2008) ・地球工学研究所バックエンド研究センターを組織 	<ul style="list-style-type: none"> ・総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会核燃料サイクル安全小委員会「コンクリートキャスクを用いる使用済燃料貯蔵施設 (中間貯蔵施設) に係る技術検討報告書」 ・原子力安全・保安院「金属キャスクを用いる使用済燃料貯蔵施設の安全審査に係る技術要件」策定 ・原子力安全委員会「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な要求事項について」を決定
2005 (H17)		<ul style="list-style-type: none"> ・青森県が中間貯蔵地に調印 ・原子力委員会「原子力政策大綱」策定
2006 (H18)	<ul style="list-style-type: none"> ・スイス放射性廃棄物管理組合 (NAGRA) と放射性廃棄物管理に関する研究協力協定の締結 ・当研究所横須賀地区において、原子力発電環境整備機構 (NUMO) との共同研究として、ボーリング調査技術の実証試験研究を開始 ・日本原子力研究開発機構 (JAEA) と原子力に関する研究開発について研究協力協定を締結 	<ul style="list-style-type: none"> ・(独) 日本原子力研究開発機構が発足 ・使用済み燃料中間貯蔵施設を建設・運営する新会社「リサイクル燃料貯蔵株式会社」が発足 ・ブッシュ米大統領、再処理・高速炉開発を機軸とする「国際原子力エネルギー・パートナーシップ」(GNEP) を発表 ・日本原燃 (株)、再処理工場での実際の使用済み燃料を使得のアクティブ試験を開始 ・総合資源エネルギー調査会原子力部会が、報告書「原子力立国計画」を取りまとめ

西暦 (元号)	当研究所の状況	国内外の状況
2007 (H19)	<ul style="list-style-type: none"> ・スイス放射性廃棄物管理組合 (NAGRA) のグリムゼル地下研究施設 (花崗岩サイト) における物質移行特性・岩盤挙動に関する国際共同研究へ参加 	<ul style="list-style-type: none"> ・高知県東洋町、原子力発電環境整備機構 (NUMO) の高レベル地層処分の文献調査に応募 ・原子力安全委員会「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」を決定 ・原子力安全委員会「低レベル放射性廃棄物埋設に関する安全規制の基本的考え方 (中間報告)」を決定 ・7月16日午前10時13分ごろ、新潟県中越沖を震源とするマグニチュード6.8の地震が発生、東京電力 (株) 柏崎刈羽原子力発電所で稼働中の4基が自動停止 ・高知県東洋町が、NUMO の高レベル放射性廃棄物地層処分の文献調査への応募の取下げを申請 ・日本原燃 (株) が、六ヶ所再処理工場でのアクティブ試験の「第三ステップ」を終了 ・「リサイクル燃料備蓄センター」が使用済燃料貯蔵事業許可を経済産業大臣に申請 ・中部電力 (株) が浜岡原発リプレース計画 (1、2号機の運転終了および6号機の建設)
2008 (H20)	<ul style="list-style-type: none"> ・日本原燃 (株) と低レベル放射性廃棄物処分に関する研究協力協定 (平成4年、当時の日本原燃産業 (株) と締結) に再処理の分野を加えた新たな研究協力協定を締結 	
2009 (H21)	<ul style="list-style-type: none"> ・台湾核能科学技術共進会 (NuSTA)、台湾核能研究所 (INER) とバックエンド分野の研究協力協定を締結 	
2010 (H22)	<ul style="list-style-type: none"> ・フランス原子力庁 (CEA) との研究協力協定を更新 	<ul style="list-style-type: none"> ・九州電力 (株) 玄海原子力発電所3号機でプルサーマルを開始 ・原子力発電環境整備機構 (NUMO) 「安全確保構想2009～安全な地層処分の実現のために～」を公表 ・「リサイクル燃料備蓄センター」の使用済燃料貯蔵事業が許可 ・四国電力 (株) 伊方原子力発電所3号機でプルサーマルを開始 ・原子力安全委員会「第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方」を決定 ・原子力発電環境整備機構 (NUMO) 「地層処分事業の安全確保2010～確かな技術による安全な地層処分の実現のために～」を公表
2011 (H23)	<ul style="list-style-type: none"> ・震災による東京電力福島第一原子力発電所 (1F) への対応として1Fチームを設置 	<ul style="list-style-type: none"> ・東日本大震災発生 (3月11日) ・震災に起因する東京電力福島第一原子力発電所事故が発生 ・福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の拡散による環境の汚染への対処に関し、放射性物質汚染対処特措法が環境省により公布 ・震災による東京電力福島第一原子力発電所の事故を受けて欧州でストレステストが実施され、その後、我が国においても実施
2012 (H24)	<ul style="list-style-type: none"> ・一般財団法人へと移行 (2012.4) ・軽水炉安全特別チーム、軽水炉保全特別チーム発足 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電所 稼働ゼロ ・原子力規制委員会発足 ・関西電力 大飯原子力発電所3号、4号運転を再開 ・エネルギー・環境会議にて、「革新的エネルギー・環境戦略」が策定される ・衆議院解散・総選挙により、自由民主党が圧勝し、政権が交替

はじめに

常務理事 横山 速一



我が国の原子力発電を取り巻く環境は福島第一原子力発電所の事故により大きく変わった。しかし、原子力発電という選択肢は、我が国のエネルギーセキュリティーや地球温暖化対策に対して大きなポテンシャルを有していることは間違いない。

そのポテンシャルを活用するためには、原子力発電の世界最高レベルの安全性の飽くなき追求と、放射性廃棄物の輸送・貯蔵、そして処分などのバックエンド対策の確立によって、社会の原子力発電への理解を得ることが何より不可欠である。

特にバックエンド対策の確立は世界的な課題であり、各国で様々な取り組みがなされているが、我が国においては、青森県むつ市において、国内で初めての使用済燃料中間貯蔵施設の準備が、当初計画より約1年遅れで2013年10月の操業開始を目指してリサイクル燃料貯蔵(株)により進められている。この他、中部電力(株)の浜岡原子力発電所においても、リプレース計画とともに使用済燃料乾式貯蔵施設の計画が公表され、そのための調査検討が開始されるなど、今後の原子力発電の柔軟性を確保するために、中間貯蔵施設の重要性が高まってきている。

低レベル放射性廃棄物に関しては、青森県六ヶ所村の日本原燃(株)低レベル放射性廃棄物埋設センターにおいて、コンクリートピットによる浅地中処分が1992年より順調に行われてきている。今後は、やや放射能レベルが高い低レベル放射性廃棄物を対象とする、地下50m以深(おおむね100mまで)での余裕深度処分の実施に向けて、国、電気事業、日本原燃(株)などによる検討などが進められている。また、2010年8月には、低レベル放射性廃棄物埋設処分の安全審査指針が原子力安全委員会において見直され、

新たに“第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方”に改定された。これにより、余裕深度処分をはじめ、今後の低レベル放射性廃棄物処分施設の安全評価においては、より長期的な視点かつ不確実性を考慮した安全評価が求められる方向となり、これらへの技術的な対応の必要性が増している。

一方、高レベル放射性廃棄物地層処分に関しては、実施主体である原子力発電環境整備機構(以下、原環機構)により、サイト選定の第一段階にあたる概要調査地区選定のための調査区域の公募が2002年より行われているが、進捗はまだ見られていない。しかし、技術的な準備は進められており、国内では(独)日本原子力研究開発機構による幌延や瑞浪における地下研究施設を活用した試験研究などが進展している。

海外に目を向けると、米国のヤッカマウンテン高レベル放射性廃棄物処分場計画が、オバマ政権誕生に伴い見直され中止となったものの、フィンランド、スウェーデンでは処分子定地が決定され、フランスでも候補地の絞り込みが進むなど、高レベル放射性廃棄物地層処分の世界的な進捗度は事故後も大きく変わっていない。

当研究所は、使用済燃料等の輸送・貯蔵技術、そして低レベルから高レベルの放射性廃棄物処分など、バックエンド分野全体にわたる技術開発を30年以上にわたり進めてきている。今般、福島原発事故後の国内情勢の推移を踏まえつつ、現在そして将来のバックエンド事業の発展のための基礎としてご活用頂くべく、最近の約10年間の当研究所の研究成果を、電中研レビューとして取りまとめることとした。関係各位の参考となれば幸いである。

今後とも、バックエンド事業の支援につながる技術開発を通して、引き続き我が国における安定的な原子力発電、ひいてはエネルギー安定供給に貢献していくため、全所一丸となって取り組んでいく所存です。皆様方の益々のご支援・ご鞭撻の程よろしくお願い申し上げます。

第I部

原子燃料サイクルバックエンド研究の全体像

第1章

原子燃料サイクル バックエンド研究の 取組みについて

1-1 原子燃料サイクルバックエンドをめぐる 我が国の動向	8
1-1-1 放射性廃棄物処分対策	
1-1-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵	
1-2 電力中央研究所におけるバックエンド研究の 取組み	10
1-2-1 放射性廃棄物の処理・処分	
1-2-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵	
1-2-3 電力中央研究所における基盤技術の開発	
1-2-4 電力中央研究所における国際研究協力	
1-2-5 本レビューの構成と内容	

1-1 原子燃料サイクルバックエンドをめぐる我が国の動向

21世紀に入ってこれまでの10年余りの間に、地球規模の温暖化への対策やエネルギー源の安定確保が世界的に重要な課題になっており、特に1990年比25%のCO₂削減という先進国の中でも突出して高い目標を掲げている日本は、その実現に向けて実効性ある具体的方策を打出すことが国際的にも問われている。このため、エネルギー資源に乏しい我が国においては、低炭素社会の実現に向けて、太陽光、風力などの再生可能エネルギーの利用拡大を図りつつも、原子力発電を基幹電源としてベストミックスの考え方によるエネルギー安定確保を図っていく必要がある。これまでの「原子力政策大綱」¹⁾(2005)や総合資源エネルギー調査会による「原子力立国計画」²⁾(2006)においては、2030年以降も総発電量の30～40%程度を原子力発電が担うこと、さらに、原子力発電所で運転した後の使用済燃料を再処理し、ウランやプルトニウムを取り出して使用するリサイクル路線を堅持することなど、我が国の基本方針が示されている。また、原子力発電所の安定した稼働を維持するには、放射性廃棄物の処理・処分を円滑に進めることが不可欠であり、原子燃料サイクルの柔軟性を確保する上では、使用済燃料の中間貯蔵を進めていくことも必要であるとされていた。しかしながら、2011年3月に起った未曾有の東日本大震災とそれにとまなう大津波によって起こった東京電力福島第一原子力発電所事故により、原子力発電の今後については国レベルでの原子力利用政策の見直しが行われている。原子力利用政策の今後の方針転換によらず、放射性廃棄物の処分と使用済燃料貯蔵の技術は益々重要な位置づけをなすものであり、着実な技術開発が必要である。

1-1-1 放射性廃棄物処分対策^{3,4)}

(1) 低レベル放射性廃棄物処分

原子力発電所の運転に伴って発生する低レベル放射性廃棄物の埋設処分については、低レベル濃縮廃液をセメントなどにより固化した均一固化体を対象とした第1号の埋設施設が1992年より、また、金属などの雑固体廃棄物を対象とした第2号の埋設施設が2000年より、そ

れぞれ日本原燃(株)(以下、日本原燃)により青森県六ヶ所村において順調に稼働している²⁾。

一方、今後新たに発生する低レベル放射性廃棄物としては、廃炉に伴う解体廃棄物の中で炉内構造物から出てくる放射能レベルがやや高い高 $\beta\gamma$ 廃棄物がある。これらの廃棄物は、50m以深のやや深い地中において、トンネル方式によるいわゆる余裕深度処分施設への処分が予定されており、その事業許可申請に向けた検討が電気事業や日本原燃において行われている。また、そのために、原子力安全委員会が安全評価の考え方⁵⁾の検討や安全審査指針の改定を進める一方、(社)日本原子力学会(以下、原子力学会)による民間規格⁶⁾やそれと連携した(社)土木学会(以下、土木学会)での技術報告書の取りまとめ・公表など^{7,8)}が行われている。

我が国初めての商業用原子力発電所である日本原子力発電(株)(以下、日本原電)の東海発電所では、1998年に営業運転を停止し、2001年より廃止措置工事に着手している。今後、原子炉本体などの解体撤去が行われる予定であり、高 $\beta\gamma$ 廃棄物などが処分対象廃棄物として発生してくる。また、資源の有効活用の観点から、解体撤去により発生する廃棄物のうち、放射性物質でなく一般廃棄物としての扱いの可否を判断するための「クリアランス制度」が2005年に制定された。クリアランスレベルの判定基準は、国際原子力機関(以下、IAEA)の国際基準などを参考に10 μ Sv/yと定められている。この制度により、廃炉に伴う低レベル放射性廃棄物の発生量が大きく低減されることとなった。

(2) 高レベル放射性廃棄物処分

高レベル放射性廃棄物に関しては、我が国では、2000年に制定された「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律(以下、最終処分法)」⁹⁾により、再処理施設から発生するガラス固化体を対象として、地下300m以深の深い安定した地層中に処分することとされ、原子力発電環境整備機構(以下、原環機構あるいはNUMO)がその実施主体として設立された¹⁰⁾。また、当面の大きな課題である最終処分地の選定については、概要調査地区→精密調査地区→最終処分施設建設地の選定という3段階を経て行われる計画である。原環機構では、最初の段階にあたる文献調査に基づく概要調査地区選定調査の進め方や考慮事項などを公表するとともに、2002年12月

から、全国の市町村を対象に調査対象区域の公募を開始した。2007年1月に高知県東洋町から初めての応募がなされたものの、その後に取り消しがなされ、現時点まで応募がない状況が続いている。一方、地層処分技術の最近までの技術が信頼性向上がなされていることを技術報告書¹¹⁾を取りまとめるとともに、福島第一原発事故を踏まえた地層処分事業の安全確保に関する総点検を追加して検討している。

(3) TRU 廃棄物処分

2007年6月に改正された「最終処分法」⁹⁾により、高レベル放射性廃棄物の最終処分計画とその実施スケジュールが改定されたことに加えて、原子燃料のリサイクル工程である再処理やMOX燃料加工に伴って発生する「超ウラン核種を含む放射性廃棄物（通称「TRU廃棄物」あるいは「長半減期低発熱放射性廃棄物」ともいう）のうち、地層処分対象のTRU廃棄物も高レベル放射性廃棄物と同様に特定放射性廃棄物の対象とされ、原環機構が併せて処分の実施主体として事業化を推進することとなった。

なお、我が国の地層処分対象TRU廃棄物ならびに高レベル放射性廃棄物地層処分研究に関して、経済産業省資源エネルギー庁（以下、経産省エネ庁）の主導により、国の基盤研究開発の実施機関である（独）日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）、原環機構、電気事業連合会（以下、電事連）、および当研究所を含めた国内主要研究機関が参加する「地層処分基盤研究開発調整会議」において、国内における基盤研究開発の全体基本戦略と研究開発マップが検討されてきている¹²⁾。

(4) ウラン廃棄物の処理処分

ウラン濃縮工場や原子燃料加工工場など、ウランを取り扱う原子力施設や研究・医療施設などからは、ウラン核種を含む低レベルの放射性廃棄物が発生する。これらは、ウラン廃棄物と呼ばれ、これまでに各事業所に保管されている。その量は2030年度末には、200リットルドラム缶換算で約27万本程度になるものと推定されている。原子力委員会による「ウラン廃棄物処理処分の基

本的考え方について」（2000年）¹³⁾において、ウラン廃棄物の特徴を踏まえ、除染、減容・安定などにより廃棄物の発生量を低減すること、クリアランスの導入による資源としての再利用、あるいは放射能濃度に応じた合理的な処分方法を検討していく方針が示されている。

1-1-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵

(1) 使用済燃料の貯蔵技術

我が国で初めての民間再処理工場は、日本原燃により運転の準備が進められているが、当初計画の処理能力量に余裕がさほどないことや、今後のリサイクル路線の柔軟性を確保するなどの観点から、使用済燃料中間貯蔵施設の重要性がより一層増してきている。このような状況で、リサイクル燃料貯蔵（株）（以下、RFS）による、我が国初の使用済燃料中間貯蔵施設は、福島第一原発事故等の影響もあり、1年遅れの2013年10月に青森県むつ市での操業開始を目指し、2010年5月に事業許可を得て、建設が進められている。この他、中部電力（株）の浜岡原子力発電所においても、使用済燃料の乾式貯蔵が計画されている。

また、福島第1発電所内の共用プールにある使用済燃料は、金属キャスクによる乾式貯蔵が行われる計画である。

(2) 使用済燃料等の輸送技術

我が国では、使用済燃料から再処理により分離されたプルトニウムをウランと混ぜて混合酸化物燃料（以下、MOX燃料）に加工し、これを軽水炉で再利用するプルサーマルを、2015年度までに16～18基の原子炉で行うことが電気事業の目標とされている¹⁴⁾。2009年5月に中部電力（株）、四国電力（株）、九州電力（株）の3社によりMOX燃料の輸送が行われた。また2010年に英国からの返還ガラス固化体の輸送も開始されている。

今後の原子力政策は不透明であるが、今後とも輸送技術の合理化や輸送事故リスクへの対応など、安全、安心の確保が望まれる。

<目標> バックエンド事業化・推進(+基準・指針・民間規格策定)への寄与

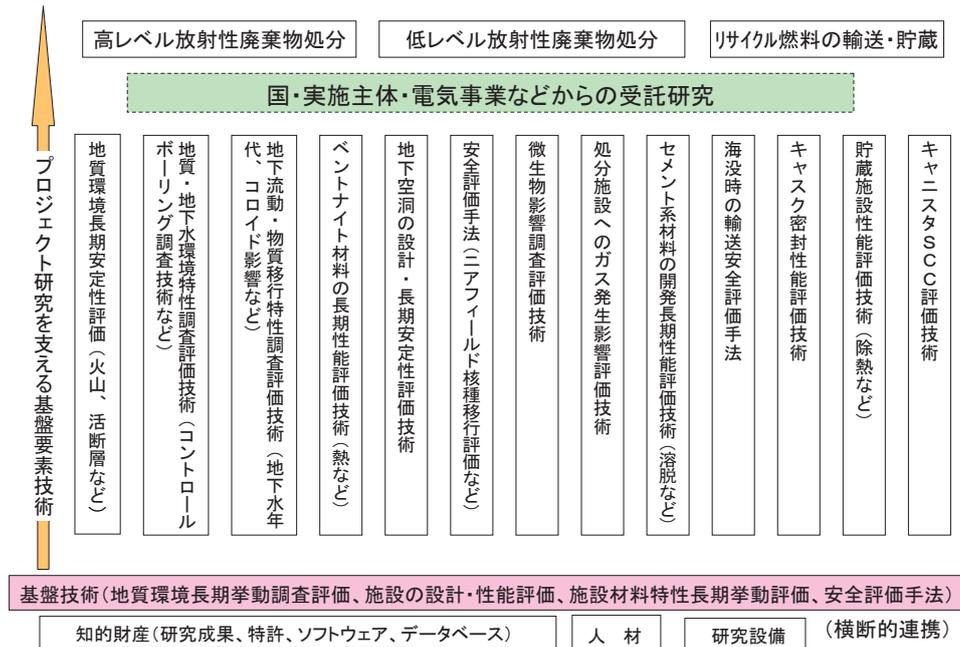


図1-2-1 電力中央研究所のバックエンド関連基盤技術と反映先

1-2 電力中央研究所におけるバックエンド研究の取組み⁴⁾

バックエンドを取り巻く環境の変化が大きい中、バックエンド事業推進における重要な課題解決のため、当研究所においては2012年まで3つのプロジェクト研究を推進してきた。

- ① リサイクル燃料の輸送・貯蔵
- ② 高レベル放射性廃棄物処分
- ③ 低レベル放射性廃棄物処分

TRU 廃棄物の地層処分は、高レベル放射性廃棄物処分プロジェクトの中で、それ以外の廃棄物処分は、低レベル放射性廃棄物処分プロジェクトの中に入れて研究を実施している。

なお、現在は、これらを統廃合して次の2つのプロジェクトとして、新たな研究体制での取り組みを開始している。

- ① 使用済燃料の長期貯蔵管理技術の開発
 - ② 放射性廃棄物処分の長期安全性評価技術の体系化
- これらの研究は、次のような目標を設定している。
- ・各バックエンド事業の円滑な推進の支援と将来展開に備えた技術の開発と確立
 - ・国による基準・指針や学協会による民間規格の策定

への協力と必要な技術開発の実施

また、放射線安全に大きく関係する放射性廃棄物処分システムの性能評価・安全評価の研究やそれらに関わるデータ取得、廃棄体検認に関する研究は、別途、プロジェクト研究「合理的放射線安全確保」を設定して実施している。

これらの各課題には技術的に共通するところが多いことから、所内の専門分野別研究所が連携して総合力を発揮できる体制をつくり、また、限られた研究資源を有効活用するため、外部機関と積極的に連携・協力し、研究を推進している(図1-2-1)。

以下では、当研究所におけるバックエンド技術に関わる最近の研究開発状況を紹介する。

1-2-1 放射性廃棄物の処理・処分

研究展開を図1-2-2に示す。

(1) 低レベル放射性廃棄物の処理・処分

低レベル放射性廃棄物の処分については、日本原燃が、コンクリートピット処分方式による第1号および第2号の浅地中処分施設を円滑に操業している。当研究所は、その円滑な操業を技術支援してきている。また、次期の

年	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013 (H25)	2014
低レベル廃棄物	目標	▲コンクリート処理処分施設設置運転開始(2号) △カブリスレバ#設定 △余裕深度処分施設の安全評価に関する基本的考え方(原子力安全委員会 中間報告) △余裕深度処分施設の安全評価に関する基本的考え方(案)(原子力安全委員会) △原子力学会標準「余裕深度処分の安全評価手法」 △土木学会技術報告書「余裕深度処分の安全評価における地下水シナリオに用いる核種移行評価パラメータ設定の考え方」 △土木学会技術報告書「余裕深度処分における地下施設的设计、品質管理および検査の考え方」													
	主な研究項目	セメント系材料の長期変質評価 セメント硬化体を用いたセメント水和物の溶脱現象の研究 セメント系人工バリア材料の溶脱変質過程の解明 地下水中炭酸水素イオンによるセメント系材料の溶脱抑制効果 セメント系材料の長期耐久性評価に向けた純水および地下水模擬溶液を用いた溶脱挙動の把握 セメント系材料と地下水の接触による2次鉱物生成メカニズムの把握 65°Cにおけるセメント系材料の熱変質試験 高温負荷による普通・低熱ボルトランドセメント硬化体の細孔構造変化とイオン拡散性および力学的物性への影響評価 低熱ボルトランドセメントの長期変質による拡散・分配係数への影響評価 セメント系材料の品質検査手法の開発 セメント系材料の非破壊技術の開発 セメント系材料の品質検査技術の開発 セメント系材料の養生方法の最適化と品質管理法の構築 ベントナイトの長期変質評価 海水の影響を考慮した各種ベントナイトの膨潤性の解明 スメクタイト溶解へのアルカリ溶液の種類の影響 高圧縮ベントナイトのアルカリ溶液影響評価 ベントナイト系材料の地化学反応による長期変質の評価 ベントナイト混合土の塩影響特性把握とその対策の検討 ベントナイト混合土の塩影響メカニズムの解明 ベントナイト系材料の諸特性評価手法の提案 ベントナイトのガス透気特性評価 高圧縮ベントナイトのガス透気メカニズムの解明と解析コードの構築 高圧縮ベントナイトガス透気特性評価の高精度化応力連成解析コードの開発 低配合ベントナイトガス透気特性評価と高精度化応力連成解析コードの開発													
	目標	高レベル放射性廃棄物処分手業支援(地点選定のための調査、評価技術の開発) △実施主体設立 △TRU廃棄物事業													
	主な研究項目	文献の基本的考え方 概要調査における調査技術・評価手法の体系化 概要調査における調査技術・評価手法の高度化および開発(地表からの調査技術、評価手法) 精密調査における調査技術・評価手法の高度化および開発(調査坑道内でのサイト特性調)													
TRU廃棄物	目標	△第1次TRUレポート取りまとめ(処分概念の検討) △第2次TRUレポート取りまとめ(併置処分概念の検討) △制度化 △実施主体設立 TRU廃棄物処分基本方策策定支援・地層処分対象分事業化支援													
	主な研究項目	TRU廃棄物処理処分技術開発(セメント系バリアの性能評価手法の開発とパラメータ取得、コロイド成分の影響評価) TRU廃棄物-HLW併置処理時の相互影響評価(セメント系材料と粘土系材料、岩との化学反応シミュレーション) 黄色ハッチ項目はTRU廃棄物の特化した研究項目 緑色ハッチ項目は放射性廃棄物に共通の研究項目 放射性廃棄物処分のソースターム評価研究(セメント系バリアの拡散抵抗性の評価、開発とパラメータ取得、コロイド成分の影響評価) セメント系バリア、ベントナイト系バリア材料の変質挙動解析手法の開発 長期の放射性廃棄物処分における不確実性評価研究(リスク論的安全評価手法の開発、放射性廃棄物処分手業の体系的な品質保証概念の構築・提案) 放射性廃棄物処分のリスクコミュニケーションに関する研究(HLW・TRU廃棄物処分のセーフティケースを対象としたステークホルダとの科学技術コミュニケーション)													
	目標	TRU廃棄物処分基本方策策定支援・地層処分対象分事業化支援													

図1-2-2 「放射性廃棄物処理・処分」の研究展開

埋設処分事業として、原子力発電所の運転や廃止措置・解体撤去に伴って発生する高 β 廃棄物など、従来よりもやや放射能レベルの高い低レベル放射性廃棄物を主な対象とした余裕深度処分が計画されており、その事業の円滑な実施に向け、電気事業や日本原燃を技術的に支援している。特に、処分施設の設計・評価において必要となる処分場として想定される地化学環境条件下でのセメントやベントナイト系などの人工バリア材料の千~万年オーダーの長期性能（核種移行抑制機能である低透水性、低拡散性など）の信頼性や、地質・岩盤などの天然バリアの長期性能（核種移行抑制機能）の評価を進め、さらには、施設検査技術や長期の不確実性への対処のための品質保証体系の構築、確立を図っている。一方、国や学会において進められている低レベル放射性廃棄物処分施設の安全評価などに関わる基準・指針、あるいは民間規格の策定に協力している。

人工バリアの長期性能に関しては、処分環境条件下での長期耐久性試験（セメント系材料、ベントナイト系の変質）の結果から、セメント系材料の変質挙動（Caの溶脱あるいは溶出）は、二次鈹物の沈殿により抑制されることを明らかにした。また、それらの抑制効果を考慮できるように解析コードを高度化し、整備した¹⁵⁾。さらに、高圧縮ベントナイト系材料の透気メカニズムを考慮したガス移行解析手法を提案し、整備した。

また、当研究所の地質・地下水・水質・微生物などの調査技術を六ヶ所サイトの試験空洞に適用し、想定される処分施設設置深度付近では、安全性評価の観点から重要な還元性の環境が保たれていることなどを明らかにした。

一方、余裕深度処分に関する国の安全審査指針の改定に向けた検討が行われ^{5,16)}、2010年8月に原子力安全委員会により改定された。それに連動して、原子力学会の民間規格や土木学会の技術報告書の取りまとめが行われ、その成果が公表されている。当研究所ではこれらの学会活動に参画し、特に、土木学会エネルギー委員会が2008年6月⁷⁾および2009年7月⁸⁾に取りまとめて公表した技術報告書の作成では、当研究所が中心的な役割を果たした。これらの成果は、原子力学会において策定された学会標準⁶⁾に反映されている。

さらに、低レベル放射性廃棄物処分をより合理的に行うための関連技術として、アークプラズマを低レベル放

射性雑固体廃棄物の減容処理に適用する技術を開発し、実用化した。また、減圧アーク（本レビュー5-2）を原子力施設廃棄物乾式表面除染技術として適用できる可能性を示した。さらに、廃炉に伴い大量に発生する炉内構造物などの大型廃棄体中の放射能濃度分布を、精度よく評価することのできる廃棄体内放射能評価システムを開発した。これらの技術は、搬出前検認技術としての活用が期待されている。

(2) 高レベル放射性廃棄物地層処分

当研究所では、原環機構による高レベル放射性廃棄物および地層処分対象のTRU廃棄物の最終処分事業を技術的に支援するとともに、合理的な処分を行うための調査・設計・評価技術の開発、実用化を図っている。特に、処分事業のマイルストーンを考慮し、3段階のサイト選定のうち、当面の目標となる概要調査地区選定後の調査の円滑な実施、およびその後の精密調査地区選定の段階に向けての調査・評価手法の高度化と体系化を図る一方、最終処分施設建設地選定段階に備えて、必要となる調査・設計・評価手法に関わる技術開発を進めている。

これまでに、地質環境特性に関する実データに基づき、概要調査の具体的な実施方法について検討し、時系列的で総合的な調査・評価フローを構築し、提案した。また、原環機構との共同研究として、当研究所横須賀地区構内において、概要調査において用いられると想定される一連の調査技術、特に重要となるボーリング調査について、計画からボーリング掘削、調査と評価の手順に関する現場での適用性を評価し、取りまとめた。概要調査や精密調査などで用いるための基盤技術開発に関しては、経産省受託研究として、コントロールボーリング掘削調査技術（任意の方向と傾斜でボーリング掘削をしながら詳細な調査が可能な技術）の開発、改良、高度化と適用性実証試験を、北海道幌延地区に分布する大曲断層を挟む地域において実施している（JAEAとの共同研究）。地表踏査や地震探査の結果に基づいて設定した計画孔跡に沿って、長さ約950m、深さ450m、最終傾斜がほぼ水平となるボーリング掘削を2010年度に完了し、コントロールボーリング掘削調査技術が、概要調査や精密調査で十分に実用化できる見通しを示した¹⁵⁾。さらに、当研究所が保有する水理特性調査評価技術、地下水年代測定技術および地下水水質進化評価技術を組み合わせるこ

とにより、より精度の高い数100万年オーダーの地下水年代測定技術、地下水流動評価技術として高度化・体系化を図り、我が国の複雑な地質地下水環境条件へ適用するための実証研究を進めている（一部、経産省受託研究）。

一方、1991年より、当研究所は、スウェーデン原子燃料廃棄物管理会社（SKB）のエスポ島地下研究施設における国際共同原位置試験研究に参加している。近年は、実規模の地下模擬処分施設の性能に関わる試験により、当研究所開発の解析コードの適用性の検証などを行っている。また、2008年より、スイス放射性廃棄物管理共同組合（NAGRA）のグリムゼル地下研における花崗岩を対象とした、「コロイドの形態と移動」に関する共同研究へ参加している。ここでは特に、経産省受託研究として、岩盤中トレーサ移行状況を精度よく評価する手法を開発・高度化するとともに、対象とする割れ目の性状を評価するためのラドン計測、音響を用いた断層写真計測技術や高粘性流体試験法などを適用し、割れ目系岩盤中の物質移行を評価するシステムとして体系化した。さらに、スイス・モンテリ地下研究施設における堆積岩を対象とした国際共同研究では、岩盤の異方性を考慮した応力測定法の適用・実証の研究などを行っている。このほか、東急建設（株）、横浜国立大学との共同研究により、堆積軟岩が分布する相模原の地下坑道内で、処分環境を模擬した原位置ヒーター試験を実施し、計測技術や物理探査による温度分布評価法などの高度化を行うとともに、加熱時の岩盤挙動の特性を把握した。

(3) TRU 廃棄物処分

TRU 廃棄物処分に関わる研究は、1997年度から本格的に開始した。特に、TRU 廃棄物処分システム材料として重要視されているセメント材料を重点的に研究し、その長期変質挙動、核種収着挙動、コロイド発生と移行に関する実験と解析モデルの構築の両面から取り組み、研究成果をあげてきた^{17,23)}。一方、我が国の TRU 廃棄物処分の概念検討、および高レベル廃棄物との併置処分も含めた処分技術の検討が、関係機関の共同作業として進められ、電事連と核燃料サイクル開発機構（現在の JAEA）によりそれぞれ、第一次 TRU レポート（2000年）²⁴⁾ および第二次 TRU レポート（2005年）²⁵⁾ として取りまとめられた。当研究所はこれらのレポート取り

まとめ作業に協力し、研究成果の一部を同レポートに提供した。特に、セメント材料の長期変質挙動モデルとして当研究所が開発したセメント鉱物（カルシウムシリケート水和物）の溶解沈殿モデルが、また、コロイド挙動の評価には当研究所のセメントコロイドの安定性モデルが採用されることになった。その後、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などで、当研究所の研究成果が検討され、議論された。

なお、TRU 廃棄物処分の技術的課題で、一部の当該廃棄物に特化したもの以外は、高レベル放射性廃棄物処分や低レベル放射性廃棄物処分に共通する部分が多い。そこで、2000年以降は、放射性廃棄物の種類や処分システム概念に共通する技術的課題に関する研究を継続している。

1-2-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵

研究展開を図 1-2-3 に示す。

(1) 使用済燃料の貯蔵技術

当研究所ではこの10年にわたり、金属キャスクやコンクリートキャスクによる乾式の使用済燃料中間貯蔵技術の確立に向け、落下衝撃、密封性、除熱性能などの研究を継続して実施してきた。それらの成果の多くは、国内外の学会標準や国際原子力機関（以下、IAEA）国際基準、あるいは国内の基準・指針などに反映されてきている。

近年では RFS が、青森県むつ市において、我が国初の金属キャスク方式による使用済燃料貯蔵施設である「リサイクル燃料備蓄センター」の2012年操業開始を目指した事業許可申請を行い、2010年5月に国の許可を得た。現在は、1年遅れでの2013年10月操業開始を目指して準備が進められている。

これまでに、金属キャスク貯蔵の安全性に関して航空機が貯蔵建屋に落下衝突した場合を想定した高速飛来物衝突時の試験を行い、結果の分析や数値解析による評価に基づいて、キャスクが十分な密封健全性を有することなどを確認した²⁶⁾。

また、次世代型貯蔵方式として、使用済燃料をキャニスタと呼ばれる鋼製容器に収納した上で、それをコンクリート製キャスクに貯蔵する方式（コンクリートキャス

年	2000	2001	2002	2003 (H15)	2004	2005	2006	2007	2008 (H20)	2009	2010	2011	2012	2013 (H25)	2014
目 標	使用済燃料の発電所敷地内・敷地外貯蔵の技術基準策定支援・許認可支援														
	輸送物の事故時安全解析手法の開発と許認可支援														
主 な 研 究 項 目	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> コンクリートキャスク貯蔵に関する研究 [通常時・事故時除熱性、耐震性、コンクリート塩害・中性化・キャニスタ落下事故時構造健全性など] (SCC対策技術開発) </div>														
	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 金属キャスク貯蔵に関する研究 [耐震性、長期密封性、徐熱性] </div>														
	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 長期健全性に関する研究 [金属ガasket応力緩和試験など] </div>														
	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 輸送に関する研究 [事故時安全解析手法の開発と許認可支援、ゴムガasket経年劣化評価、緩衝体材料データベース構築] </div>														

図1-2-3 使用済燃料の輸送・貯蔵の研究展開

ク貯蔵)など、新しい貯蔵技術の実用化に向けて、下記のような要素研究、実証試験研究などを推進している。

キャニスタの長期密封性に関して、高耐食性キャニスタ材を対象とした応力腐食割れ(以下、SCC: Stress Corrosion Cracking)試験を行い、60年程度の貯蔵期間中にキャニスタ表面にSCCが発生する可能性は低いことを示した²⁷⁾。さらに、コンクリートキャスクの地震時安定性については、実物大のコンクリートキャスク試験体を用いて、(独)防災科学技術研究所兵庫耐震工学研究センターの実大三次元震動破壊実験施設(E-ディフェンス)の大型振動台による試験を行った。この結果、固縛をしないコンクリートキャスクは、地震により揺れ、滑りや回転を伴う3次元的な応答を示すが、阪神大震災規模の地震でも転倒には至らないことを明らかにした。また、この試験結果から、キャスク内部に収納された使用済燃料集合体に発生する最大応答ひずみは弾性範囲内であることを示すとともに、地震時のキャスクの転倒評価指標と地震力に対する燃料集合体の応答評価手法の提案も行った²⁶⁾。

(2) 使用済燃料等の輸送技術

使用済燃料や放射性廃棄物(返還放射性廃棄物を含む)の輸送に関する当研究所の研究は、おおむね10年ほど前までに技術的な検討は完了し、それまでの成果は、基準・指針や学会標準の策定と輸送事業の推進に反映させている。最近の状況として、我が国の原子力発電でプ

ルサーマルが開始されたことに呼応して、MOX燃料の輸送が開始されるとともに、海外からの返還放射性廃棄物(高レベル)の輸送についても、これまでの仏国に替わり英国からの海上輸送が始まっている。当研究所では、これらの海上輸送の安全性や事故時のキャスクの密封機能の健全性に関わる研究を推進し、継続して研究成果を基準・指針に反映させてきた。

現在は、今後の輸送量の増大などに備え、より合理的・経済的な輸送技術の確立に向けた技術開発を行っている。

1-2-3 電力中央研究所における基盤技術の開発

本レビュー1-2の冒頭で述べたように、当研究所は、バックエンド事業を支援するためのプロジェクト研究を重点的に推進している。これまで、低レベル(廃炉措置を含む)・高レベル放射性廃棄物処分、使用済燃料の輸送・貯蔵などのバックエンド研究を長く継続して実施してきており、この分野で総合的で豊富な技術蓄積を有している国内有数の研究機関である。

プロジェクト研究の推進においては、開発すべき技術課題の将来展開を見通した上で、限られた研究資源を有効に活用するとともに、総合力を発揮して目標を達成できるように、図1-2-1に示すような研究展開を図っている。この中で、開発を進めるべき基盤技術として、「地質環境長期挙動調査評価」、「施設の設計・性能評価」、

「施設材料特性長期挙動評価」、「安全評価手法」の4つを位置づけ、研究を進めている。以下に、それぞれの研究の主な内容と方向性をとりまとめた。

(1) 地質環境長期挙動調査評価

地震・断層、火山・火成活動、隆起・浸食、地形変動などの地質環境の長期安定性、および地質・岩盤・地下水・地化学などの地質環境特性に関する調査技術は、これまでの電力施設の立地調査などにより豊富な知見と技術蓄積があり、さらにこれらの技術を処分問題などに特有の超長期性を考慮し、最先端の技術に進化させてきている。例えば、地下水中に存在する³He、⁴HeやClを用いた100万年オーダーの古い地下水年代を精度よく測定する技術やサンプリング技術などは、当研究所が独自に蓄積した技術をさらに高度化し、実用化したものである。

(2) 施設の設計・性能評価

使用済燃料の輸送・貯蔵に主に関わる技術として、落下衝撃、除熱性能、地震時安定性、金属材料腐食、および経年劣化・長期密封性などの試験・評価技術（実規模大を含む）は、バックエンド事業支援のために、当研究所が継承してきた技術をさらに開発・高度化したものである。また、処分施設関連では、地下空洞・地下処分施設の長期安定性評価技術などの開発・高度化を進めてきており、2009年度初めには超長期遠心载荷岩盤実験装置を導入している。この装置を利用することで、超長期にわたる廃棄体周辺の人工バリア、ニアフィールド岩盤の挙動を、時間を短縮して評価する実験を行うことが可能である。

(3) 施設材料特性長期挙動試験評価

処分施設材料として重要なベントナイト系やセメント系の材料に関しては、千年オーダーあるいはそれ以上の長期バリア性能を評価する必要性が高まってきている。このため、当研究所では、実際の処分環境の地化学条件などを考慮して、各種の長期挙動試験や評価手法の開発・高度化を進めている。処分施設の設計や評価において、不確実性や過度の保守性をできるだけ排除した合理的な処分方法を確立することを目標としている。

(4) 安全評価手法

当研究所では、これまでに使用済燃料などの海上輸送時の安全評価に必要な海洋大循環・環境影響評価手法を確立しており、今後増大する原子燃料・廃棄物の輸送時安全評価に対するこの手法の適用を図っている。一方、放射性廃棄物処分施設における人工バリアの長期挙動、処分施設周辺岩盤中の核種移行評価手法、および天然バリア中の地下水流動・物質移行評価手法については、国内外における地下研究施設などを活用した共同研究により、高度化と適用性の実証を進めている。さらにこれらの評価のもととなる核種収着モデル評価や人工バリア・天然バリア中での放射性核種移行評価技術、ならびにリスク論的考え方に基づく不確実性解析や線量評価の技術も高いレベルで保持している。

1-2-4 電力中央研究所における国際研究協力

当研究所は、放射性廃棄物処分および使用済燃料貯蔵に関する技術を確立するために、欧米において先行している技術・情報を吸収しつつ、また、国内では困難なフィールド試験や実規模実証試験などを行うため、海外の機関との共同研究や研究交流を積極的に推進している。表1-2-1に国際共同研究の一覧を示す。

1-2-5 本レビューの構成と内容

以上、電中研レビューNo.40「原子燃料サイクルバックエンドの確立に向けて」を刊行した2000年以降の約12年間のバックエンド研究の国内動向を見渡すとともに、その間の当研究所の技術開発の取り組み状況について概観した。

以降の各章で、研究内容の詳細を紹介する。本レビューの内容構成は、以下の通りである。

第I部；原子燃料サイクルバックエンド研究の全体像

1章では、最近の約12年間の原子燃料サイクルバックエンド研究の概要を紹介する。

第II部；放射性廃棄物処理・処分技術

低レベル・高レベルの放射性廃棄物処理・処分の課題解決のために共通する基盤研究の成果を紹介する。

放射性廃棄物処分施設は、核種移行抑制機能が要求されることから、低透水性や低拡散性の特徴を有するセメ

表 1-2-1 国際共同研究・研究協力一覧

共同研究／協力名称	相手機関	期間	実施概要
モンテリ国際共同研究プロジェクト	モンテリコンソーシアム (スイス)	2002～	高速道路の避難坑道を利用したモンテリサイトにおいて堆積岩 (オパリナスクレイ) を対象とした高レベル放射性廃棄物処分に関わる主としてサイト特性調査に参加している。
エスポ地下研究所 (HRL) 国際共同研究	スウェーデン原子燃料廃棄物管理会社 (SKB)	1991～	エスポ HRL において地下約 450 m 程度の花崗岩 (結晶質岩) を対象とした高レベル放射性廃棄物地層処分に関わる原位置試験研究に参加している。近年では特に、熱・水・応力・化学の連成挙動に関わる試験・評価を行っている。
国際共同研究コロイド移行 (CFM) プロジェクト (スイス・グリムゼル地下研究所)	スイス放射性廃棄物管理共同組合 (NAGRA)	2008～2012	グリムゼルテストサイト (花崗岩) において、コロイドの発生メカニズムやコロイドが放射性核種の移行に与える影響について検討するための原位置実験に参加している。
バックエンド分野における研究協力協定	台湾原子力科学技術協会 (NuSTA)	2009～	放射性廃棄物の処理・処分や使用済燃料の輸送・貯蔵などバックエンド全体にわたる技術分野に関わる情報交換や研究協力を推進している。台湾核能研究所 (INER) も台湾側の協力機関で参加。
コンクリートキャスク (VSC-17) の経年変化に対する調査研究に関する日米共同研究	アイダホ国立研究所 (INL、米国)	2003～2007	コンクリートキャスクの経年変化に関する実測データを取得するため、アイダホ国立研究所において 15 年以上屋外で使用済燃料を実貯蔵実験中の VSC-17 型コンクリートキャスクを対象に、キャスク内外の表面状態や遮へい性能に関する実測試験を実施した。
ボルト貯蔵除熱解析に関する日仏共同研究	フランス原子力庁 (CEA、仏国)	2006～2008	キャニスタ貯蔵システムの除熱性能解析手法を確立するため、CEA が実施したボルト貯蔵体系のキャニスタ縮尺モデルの除熱試験データに対し、ベンチマーク解析を実施した。
高温コンクリート耐久性に関する日仏共同研究	フランス原子力庁 (CEA、仏国) フランス電力公社 (EDF、仏国)	2006～2011	キャニスタ貯蔵システムのコンクリート構造物の合理的な温度制限値を提案するため、CEA が保有するボルト貯蔵施設の実物大部分モデルの加熱試験 (80℃) を実施し、コンクリートの微視的構造物性が温度とともに変化する挙動に関わる試験・評価を行っている。
金属ガasket 応力緩和に関する日仏独共同研究	フランス原子力庁 (CEA、仏国) ドイツ原子力サービス会社 (GNS、独)	2009～2016	金属キャスクの密封性能に及ぼす経年変化の影響を評価するため、金属ガasket 被覆材の応力緩和特性とガasket の強度特性に関わる試験。評価を行っている。
ガasket 漏えい特性に関する日独共同研究	ドイツ連邦材料研究所 (BAM、独)	2010～2012	金属キャスクに使用される金属およびゴムガasket の経年変化評価に必要な物性データを取得するため、19 年間にわたり、高温状態で経年変化したガasket の分析・評価を行っている。
セメント系材料への TRU 核種の着着特性評価試験 (フェーズ 1～3)	旧 AEA テクノロジー社、Serco 社 (英国)	1997～2005	放射性廃棄物、とりわけ TRU 廃棄物の処分に固化材・充填材・構造材として使用される予定のセメント系材料による核種移行抑制効果の評価のため、セメント系材料への TRU 核種の着着データ、セメント硬化体中の拡散データ、セメントコロイドへの核種着着データなどを取得し、評価モデル開発に役立てた。
セメント系材料による放射性核種固定化の分野における協力 (フェーズ 1、フェーズ 2)	パウル・シェラー研究所 (スイス)	2000～2005	TRU 廃棄物の処分に固化材・充填材などに大量に使用される予定のセメント系材料について、放射性核種移行に対するバリア機能評価のためのデータ取得、機構解明を実施した。
経済協力開発機構／原子力機関「着着プロジェクト (フェーズ 2)」	経済協力開発機構／原子力機関 (OECD/NEA)	2000～2003	放射性核種着着メカニズムモデルの適用性を検討するため、参加 12 機関が共通の対象 (バリア材、着着放射性核種) に対して解析のベンチマークを実施し、モデルの妥当性や安全評価におけるモデルの位置づけについての共通認識を形成した。

ント系材料、ベントナイト系材料などのいわゆる人工バリアと、地盤や岩盤などの天然バリアで構成される。放射性廃棄物処分施設の設計に際しては、これらの天然バリア、人工バリアの核種移行抑制機能を精度よく評価し、放射性核種の移行挙動を計算して生物圏での被ばく線量を評価する安全評価が行われ、施設の安全性が担保される。当研究所では、これらの過程における種々の技術開発を進めてきている。

2章では、処分施設が建設される地盤の長期安定性の観点から、①地盤の隆起・浸食、火成活動、活断層・活褶曲の調査・評価技術、核種移行の媒体となる②地質・地下水の状況を把握するための調査・評価技術、処分施設を建設するために実施する地盤掘削による周辺地盤の変化を、③地下水を介して物理・化学的に調査する技術および④微生物影響の調査・評価技術について紹介する。

3章では、人工バリア候補材料の長期健全性に関わる技術として、①処分環境を考慮したベントナイト特性評価技術、②セメント系材料の長期耐久性試験・評価技術、③ベントナイト長期挙動試験評価技術、④処分場の品質管理技術、長期的な耐久性が期待できる⑤新しい人工バリア材料開発、および⑥地下空洞の長期安定性評価技術について紹介する。

4章では、安全評価で必要となる技術として、①放射性核種の挙動に影響する廃棄物固化体や人工バリアの長期的な変質挙動、②廃棄物固化体と人工バリアおよびその周辺岩盤を含むニアフィールド中での核種移行評価のためのデータ取得やモデル解析技術、さらには③評価が超長期に及ぶことに起因するデータやモデルの不確実性の取り扱いに関する技術について紹介する。

5章では、放射性廃棄物の減容に役立つバックエンド関連技術として、発生する低レベル放射性廃棄物の容積を極力減らすための①プラズマ熔融処理技術、②減圧アーク除染技術、原子炉の廃止措置に伴って大量に発生する大型放射性廃棄物の放射能濃度を検査・評価する③検認技術について紹介する。

第Ⅲ部；使用済燃料等の輸送・貯蔵技術

使用済燃料などの輸送・貯蔵に関する基盤研究の成果を紹介する。

高レベル放射性廃棄物の処分事業の現状に鑑みて、原子燃料サイクルの柔軟性を確保する観点から、使用済燃料などの貯蔵技術の重要性が増している。また、プル

サーマルが開始されたことなどから、放射性物質の輸送の一層の安全性の向上が求められている。これらに対応する輸送・貯蔵技術のさらなる合理化が焦眉の課題である。

6章、7章では、それぞれ金属キャスクおよびコンクリートキャスクを実用化するための設計要件である、金属キャスクの①密封性能の評価、②貯蔵施設の貯蔵時除熱性能の評価、③コンクリートキャスク用キャニスタのSCCの評価・対策、コンクリートキャスクの④地震時転倒安全性の評価、⑤遮へい性能の評価について紹介する。

8章では、キャスク貯蔵以外の貯蔵方法としてのトンネル貯蔵技術、ボルト貯蔵技術について紹介する。

貯蔵施設の安全性を確保するための遮へい性能や除熱性能評価では、使用済燃料の中に生成する核種の量を精度よく評価する必要がある。9章では、①核種生成量の評価精度向上方法、および②燃料棒の長期健全性評価技術について紹介する。

10章では、輸送安全性向上技術として、①緩衝体用木材の高温圧潰特性、②密封ゴムシールの耐久性、および③海上輸送時の仮想海没時の環境影響評価について紹介する。

第Ⅳ部；研究成果の活用と今後の展開

これまでの研究成果の活用例を紹介し、今後の展望をとりまとめる。

参考文献

1-1

- 1) 原子力委員会：原子力政策大綱、閣議決定、2005年。
- 2) 総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会 原子力部会：原子力立国計画、2006年。
- 3) 河西 基：放射性廃棄物処分技術の展望と電力土木の役割、電力土木、No.343、2009年。
- 4) 河西 基：バックエンド事業の円滑な推進を支える使用済燃料輸送・貯蔵と放射性廃棄物処分にかかわる先端技術の開発、日本原子力学会誌、Vol.52、No.1、2010年。
- 5) 原子力安全委員会：低レベル放射性廃棄物埋設に関する安全規制の基本的考え方（中間報告）、2007年。
- 6) 日本原子力学会：日本原子力学会標準 余裕深度処分の安全評価手法、AESJ-SC-F012-2008、2009年。
- 7) 土木学会 エネルギー委員会 低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分に関する研究小委員会：余裕深度処分の安全評価における地下水シナリオに用いる核種移行評価パラメータ設定の考え方、2008年。
- 8) 土木学会 エネルギー委員会 低レベル放射性廃棄物の余

- 裕深度処分に関する研究小委員会：余裕深度処分における地下施設の設計、品質管理および検査の考え方、2009年。
- 9) 特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律、平成12年法律第117号、2000年、2007年3月改正。
 - 10) 原子力発電環境整備機構：知ってほしい今、地層処分－放射性廃棄物の地層処分に向けた取り組み－、原環機構パンフレット、2009年。
 - 11) 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、2012年
 - 12) 経済産業省資源エネルギー庁・(独)日本原子力研究開発機構：地層処分計画を支える技術基盤の継続的な強化－国の地層処分基盤研究開発の成果と今後の展開－、全電通ホール、2007年。
 - 13) 原子力安全委員会 原子力バックエンド対策専門部会：ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方について、2000年。
 - 14) 電気事業連合会ホームページ。
 - 15) 地球工学研究所：我孫子地区 研究概要－2008年度研究成果－、pp.5-6、2009年6月。
 - 16) 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：低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分に係る安全規制について、2008年。
 - 17) 藤田智成、杉山大輔、塚本政樹、横山速一：TRU廃棄物処分の化学的バリア性能に関する課題の調査、電力中央研究所調査報告 U97017、1997年8月。
 - 18) 杉山大輔：浸漬試験によるセメント材料の長期変成挙動に関する検討－試験条件、方法の検討－、電力中央研究所調査報告 U97019、1997年8月。
 - 19) 杉山大輔、藤田智成：熱変成によるセメントの核種収着性能の変化、電力中央研究所研究報告 U97106、1998年8月。
 - 20) 藤田智成、杉山大輔、S. W. Swanton：放射性廃棄物処分の性能評価に与えるコロイドの影響－セメント水和物からのコロイドの発生とその特性評価－、電力中央研究所研究報告 U99057、2000年5月。
 - 21) 杉山大輔、藤田智成、中西 潔：水との接触によるセメント水和物の化学的変質、電力中央研究所研究報告 U99044、2000年5月。
 - 22) 杉山大輔、藤田智成、中西 潔、J. A. Berry、S. J. Williams：セメント水和物へのアクチニド元素収着挙動の実験的検討、電力中央研究所研究報告 U99045、2000年5月。
 - 23) 塚本政樹、藤田智成：セメント系材料との相互作用による岩石および緩衝材の変質反応シミュレーション、電力中央研究所研究報告 U99046、2000年5月。
 - 24) 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構共同作業チーム：TRU廃棄物処分概念検討書、JNC TY1400-2000-001、TRU TR-2000-001、2000年。
 - 25) 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構：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－、JNC TY1400-2005-013、FEPC TRU TR2-2005-02、2005年。
 - 26) 電力中央研究所：原子力研究の主要な成果、2008年版、2009年1月、2009年版、2009年8月。
 - 27) 三枝利有他：中間貯蔵用キャニスタの耐食性評価－(1)応力腐食割れ評価手法の提案－、日本原子力学会2009年秋の大会、2009年。

第Ⅱ部

放射性廃棄物処理・処分技術

第2章

地質地下水 環境調査評価技術

2-1 地質環境長期安定性評価技術	20
2-1-1 隆起・侵食評価技術	
2-1-2 火成活動評価技術	
2-1-3 活断層周辺地盤の変形評価技術	
2-2 地質地下水環境特性調査評価技術	25
2-2-1 コントロールボーリング掘削・調査技術	
2-2-2 地下水年代測定技術	
2-2-3 地下水流動解析技術	
2-2-4 物理特性情報の変換解析技術	
2-3 ニアフィールドの地質・地下水・溶質移行特性の 調査技術	33
2-3-1 坑道掘削影響領域評価技術	
2-3-2 原位置トレーサ試験による溶質移行特性評価技術	
2-4 天然バリア中の地化学・微生物影響調査評価技術	36
2-4-1 地下岩盤の地化学環境調査技術	
2-4-2 処分環境における微生物影響評価技術	
2-5 概要調査における調査・評価手法の体系化	38
2-5-1 概要調査の調査・評価フローの構築	

2-1 地質環境長期安定性評価技術

地質環境長期安定性評価技術については、当研究所では、処分地の選定調査で必要となる調査・評価体系の構築に向けて、隆起・侵食、火成活動、活断層・活褶曲の3項目に関わる調査技術・評価手法の高度化を、NUMO受託研究および関連する当研究所の所内研究として進めてきた。

隆起・侵食については、地層処分事業、余裕深度処分事業のいずれにおいても、処分場の立地選定のための1つの重要な指標となる第四紀後期の隆起量を適切に評価するため、特に、内陸部の河成段丘を用いた隆起量評価手法を高度化するため、段丘の対比・編年の信頼性と精度の向上、ならびに河成段丘を用いた隆起量評価手法の検証を進めてきた。さらに、隆起・沈降量（速度）の調査を海岸域から内陸部まで展開することにより、隆起・沈降運動様式の把握、活構造の検出、ならびに活動性評価への適用に関しても検討を行ってきた。

火成活動については、文献調査により既存の第四紀火山周辺の明らかに処分地に適さない地域が除外された後の調査段階において、長期的な安全性確保のために考慮すべき要件の1つである、マグマの貫入・噴出に関する評価手法の検討に取組み、既存火山におけるマグマの移動特性に関する検討を進めた。また、過去の火山活動の時空分布の特徴（偏在・集中傾向）に対し、関連する現象の重ね合せによる新規火山評価の考え方の構築を進めてきた。

活断層・活褶曲については、廃棄体に影響を及ぼしうる活構造の影響範囲や影響程度の認定が大きな課題として残されていたことから、活褶曲・活撓曲、および活断層帯の発達過程やメカニズムを考慮した影響範囲、影響程度の認定方法に関する検討を進めてきた。

以下に、地質環境長期安定性評価技術に関わるこれらの3項目の代表的な研究成果を紹介する。

2-1-1 隆起・侵食評価技術

2000年時点で、海成段丘から見積られた第四紀後期の隆起量データが網羅的に集積されていたが¹⁾、内陸部の研究は遅れていた。内陸部の隆起量については、河成段丘を用いて見積る手法²⁾が知られていたが、隆起量

の指標となる河成段丘の対比・編年の信頼性向上と、この手法の検証が課題であった。そこで、当研究所では、段丘対比・編年手法の高度化を進めつつ、河成段丘を用いた手法を検証するとともに、隆起・沈降運動様式を把握し、地域スケール（数km～数10km）での隆起・沈降特性を評価する手法の開発を進めてきた。

(1) 段丘対比・編年技術

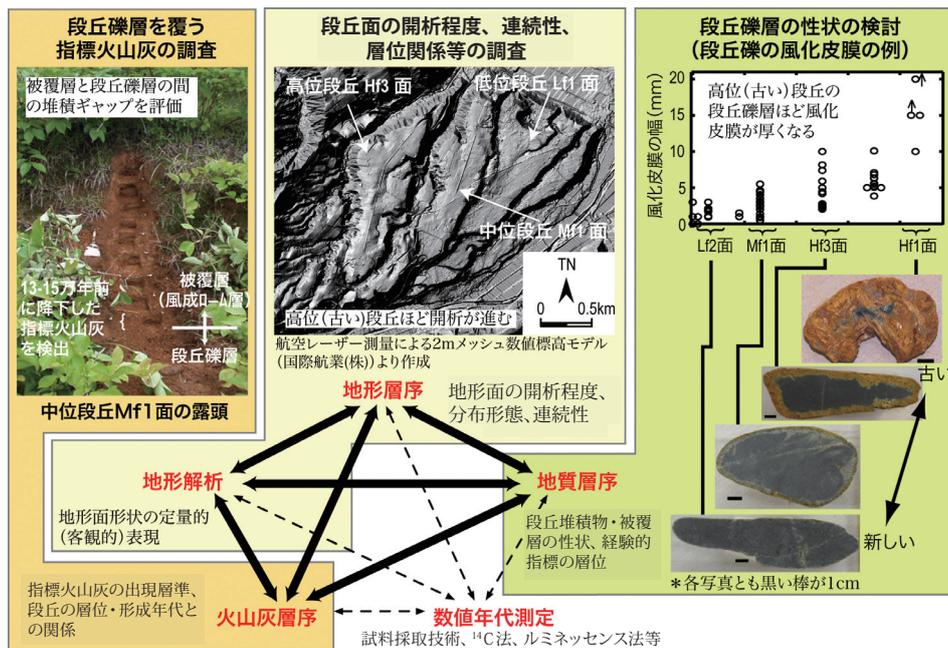
段丘の対比・編年技術は、余裕深度処分事業や原子力発電事業における地質調査でも必要とされる基礎技術である。幡谷ほか³⁾、幡谷^{4, 5)}は、地質年代データの解釈を誤って段丘の形成年代を若く見積り過ぎてしまうという、段丘対比・編年における基本的問題を取り上げ、地形層序と地質層序のバランスを重視した総合的な段丘対比・編年への回帰の必要性を論じた。

続いて、幡谷ほか⁶⁾、幡谷・濱田⁷⁾は、詳細な火山灰分析手法⁸⁾を使って、幡谷^{4, 5)}の段丘対比・編年戦略の妥当性を実証した。山本ほか⁹⁾は、数値標高モデル（DEM）を用いた段丘面形状の定量化手法を提案し、空中写真判読による段丘面の形態認識の妥当性と対比の根拠を示した。濱田・幡谷¹⁰⁻¹²⁾は、河成段丘を構成する被覆層と段丘礫層の風化指標の見直しを行った。これらの成果は、段丘面の開析の程度、段丘を構成する地質の風化といった経験的指標の有効性を客観的に示すものとなり、段丘対比・編年技術の高度化（図2-1-1）に貢献し、特に、内陸部隆起量評価に用いる海洋酸素同位体ステージ6の後期（14万年前頃）に形成された段丘の同定の信頼性を向上させた。

(2) 河成段丘を用いた隆起量評価手法

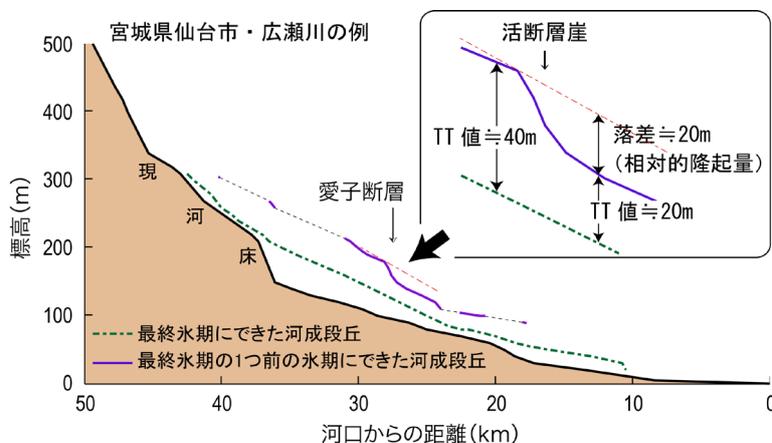
幡谷¹³⁾は、活断層の両側で河成段丘を使った手法²⁾から求められる隆起量の差と断層落差の比較から、手法の妥当性を検証した。さらに、隆起・沈降量（速度）の調査を、海岸域から内陸部まで展開することなどにより、第四紀後期の隆起・沈降運動の特性評価（活構造の検出、広域的な傾動の把握）へ応用した^{13, 14)}。

幡谷ほか⁶⁾、幡谷・濱田⁷⁾は、河成段丘の発達がよい新潟県中越地方を研究対象として、内陸部隆起量評価手法の高度化を図り（図2-1-2）、活構造（活断層、活褶曲、活撓曲など）の検出、隆起・沈降様式の把握に、河成段丘の比高のみならず、段丘の分布情報そのものも活用す



段丘対比・編年は、隆起量評価や活構造評価において最も基礎的な情報である。地形層序・地質層序の対応関係（バランス）を重視し、段丘対比・編年において火山灰層序・数値年代データを論理的に解釈するための基本的考え方に則り、多角的に検討し、段丘対比・編年の信頼性の向上を図った。

図 2-1-1 総合的段丘対比・編年の実践^{3-7,9,10)}



断層の落差は、相対的隆起量である。河成段丘の比高から見積られた断層崖の両側の隆起量（TT 値）の差がこれにほぼ等しいことから、河成段丘を用いた隆起量の見積りは妥当と考えられる。

図 2-1-2 河成段丘を用いた隆起量の見積りの検証（宮城県仙台市広瀬川の河床縦断面図）¹³⁾

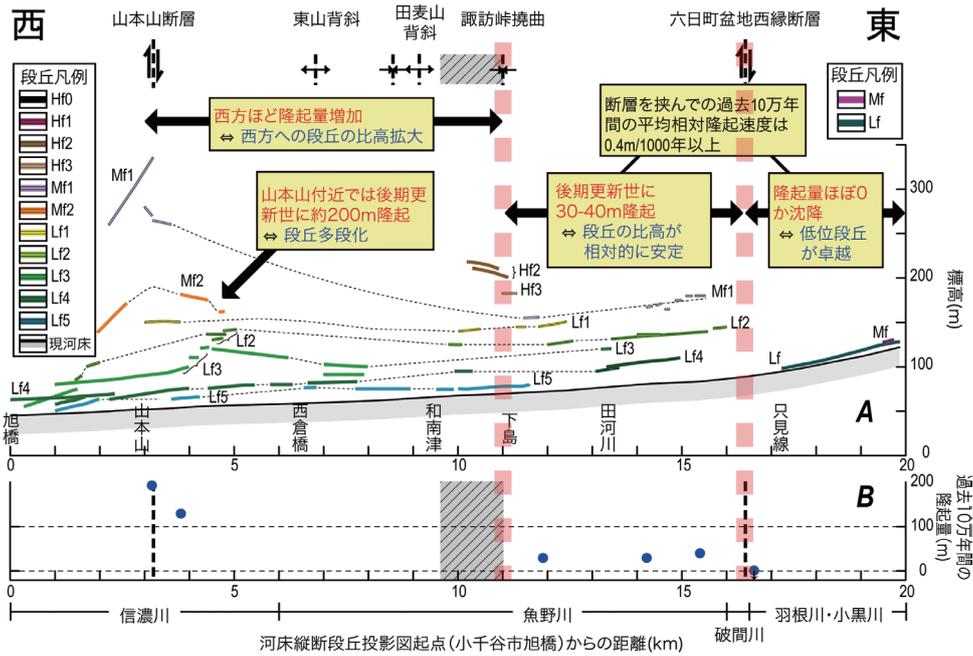
ることを提案した（図 2-1-3）。

ここで述べる内容のうち、山本ほか⁹⁾は、NUMO 受託研究「概要調査における地質環境の長期安定性（火山、隆起、浸食）の調査技術・評価手法の高度化」の成果の一部をとりまとめたものである。

(3) 侵食量評価に向けた検討

隆起・沈降特性評価の研究に比べ、侵食量評価は遅れているので、侵食量評価に向けた基礎的な研究を実施した。

山本ほか⁹⁾は、空中写真判読における段丘面の開析の程度が段丘対比の指標になるという経験則を定量的に



幡谷・濱田⁷⁾に基づき作成。A：新潟県中越地方の魚沼丘陵を東西に横断する魚野川沿いの基線に河成段丘の分布標高を投影したものの（河床縦断段丘投影図）。B：河成段丘から見積った過去10万年間の隆起量。赤破線は主要な隆起・沈降変動境界（活構造）で、これらを境に隆起量、河成段丘の分布（段丘面の段数や比高の分布（変化）など）が異なる。

図 2-1-3 河成段丘の分布、隆起量の見積りと活構造⁷⁾を改変

裏付けたが、これは同時に、年代ごとの侵食の状態を客観的に表現したことになる。ここで得られた地形面の形成年代と侵食量の指標の関係は、今後、数値シミュレーションなどの地形変化予測手法を検証する鍵となることが期待される。

(4) 今後の展開

段丘対比・編年手法については、特に、中期更新世の段丘に重点を置いて、今後も継続的に研究を進める。また、段丘を用いた隆起量評価／隆起特性評価については、隆起・沈降運動を地質構造発達史の中で位置づけることにより、さらに高度化を図る。一方で、隆起特性評価の観点に基づいた活断層評価事例を蓄積する。

2-1-2 火成活動評価技術

高レベル放射性廃棄物処分地の選定調査の場合、特に、文献調査により既存の第四紀火山周辺の明らかに適さない地域が除外された後の概要調査では、処分候補地に対して、次の2つの場合に分けて、将来的にマグマが処分場へ移動・到達しえないことを評価しておく必要があ

る^{15, 16)}。

- ・ 既存の火山（マグマ供給系）からのマグマの移動：既存火山評価（個々の火山スケール）
- ・ 対象地域での新たな火山の発生：新規火山評価（火山同士の時空間スケール）

当研究所では、この2つの異なる時空間スケールにおける評価の項目、必要な情報、調査・評価の手順を明確化するために、既存火山におけるマグマの移動特性に関する検討を進めるとともに、過去の火山活動の時空分布の特徴（偏在・集中傾向）に対し、関連する現象の重ね合わせによる新規火山評価の考え方の構築を進めてきた。

(1) 既存火山評価

地下施設に対するマグマの移動・到達の観点からは、個々のマグマ供給系において、その寿命の範囲内で、マグマの移動を支配する要因を理解するとともに、マグマが地下で側方にどこまで拡がりうるかを把握することが基本的に重要である。この評価のためには、①個々の第四紀火山の活動特性と形成発達史（特に、マグマ活動の位置、様式、貫入・噴出量の時間変化）、②火山体地下のマグマ供給系の構造、③マグマの性質とその進化、④

マグマの移動プロセスと活動範囲に関し、地質学的・岩石学的手法、および地球物理学的・測地学的手法を通じて得られる広範なデータを組み合わせて検討を行うことが必要と考えられる¹⁶⁾。

特に、火山におけるマグマの側方への移動に対する支配要因として重要な要素は、広域応力場と火山体近傍の局所的応力場の組合せ、あるいはそれらに起因する断裂系である^{17, 18)}。国内の情報の豊富な活火山の火口（噴火位置）の移動に関する事例調査結果¹⁹⁾に基づけば、マグマの移動しやすい範囲や方位を把握するためには、応力場の基本的性質（圧縮・引張）、水平差応力の大きさ、局所応力場の範囲との関係に着目する必要がある。

(2) 新規火山評価

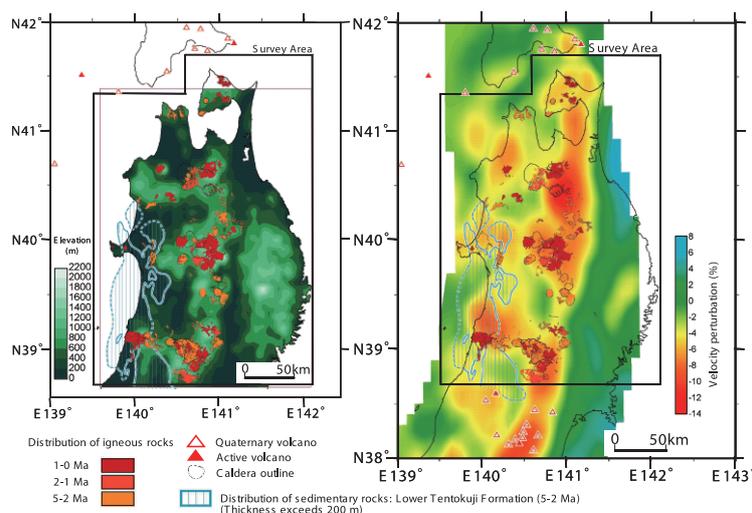
処分場選定調査の対象地域での新たな火山の発生可能性については、既存のマグマ供給系の評価とは別に、火山同士の時空間スケールの観点から、将来的な火山の発生場所と規模・活動様式に関する評価が必要である。その評価のためには、日本列島のような沈み込み帯の場合、沈み込みの条件が一定の下での火山の集中・偏在傾向の持続性に着目することが重要である。新規火山の発生場所については、それらの現象を最もよく説明する地質学的なモデルをもとに、過去数100万年オーダーで認定しうる火山活動の規則性・偏在性を将来に外挿することにより、また、新規火山の規模・活動様式については、既

存火山評価を通じて得られる第四紀火山の規模・活動様式からの類推により、評価を行うことが可能である¹⁶⁾。

各時代で火山が分布する海溝側の境界を火山フロントとすれば、日本列島における中新世後期以降の火山フロントの移動速度は、数km/100万年程度以下であり、10万年程度の将来において、現在の火山フロントの海溝側での新たな火成活動の発生は考えられない²⁰⁾。一方、火山フロントの背弧側における新規火山の発生可能性評価については、近年、火山の時空間分布の規則性・偏在性が明らかにされ²¹⁻²³⁾、なおかつそれと地形学的・地質学的・地球物理学的諸現象^{24, 25)}との対応関係が明らかにされてきたことから、これらの現象の重ね合せによる評価の考え方の構築が急務となっていた。

これを受け、Kondo¹⁶⁾は、沈み込み帯における火山分布の規則性・偏在性と関連する現象との対応関係において典型例といえる東北日本を対象としたケーススタディーを通じ、新規火山評価の項目・手順、必要な情報などを明確化した（図2-1-4、図2-1-5）。

処分候補地が火山フロントの近傍ないしは背弧側に位置する場合には、この新規火山評価のための検討が必要となる。まず、沈み込みの条件の継続性の観点から、対象とする時代範囲を設定し（東北の場合、約1,000万年程度）、過去の火山活動の時空分布における規則性・偏在性を認定する（東北の場合、火山集中域の島弧伸長方向の規則的な配列）。さらに、この規則性・偏在性と関



5Ma（500 万年前）以降の火成岩類の分布との重ね合せ図、左は地形データに基づく接峰面図、右は地震波トモグラフィーデータ（Hasegawa et al., 2005）²⁵⁾に基づくマントルウェッジ内のS波速度分布図

図 2-1-4 火山活動の時空分布の規則性・偏在性と関連する現象との対応関係（東北日本の例）¹⁶⁾

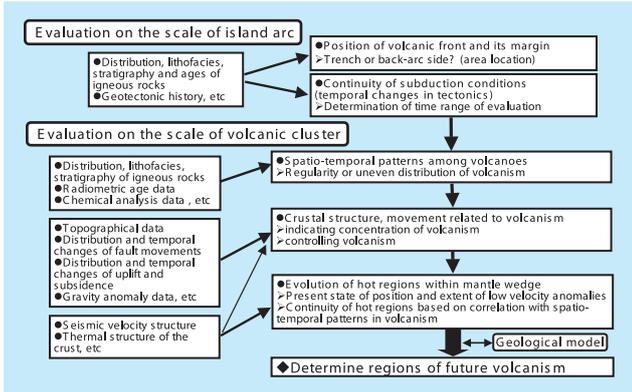


図 2-1-5 新規火山評価（新規火山の発生場所の評価）の
手順を示すフローチャート¹⁶⁾

連する地殻構造・変動（東北の場合、脊梁山脈から東西に伸びる曲隆山地の分布）との対応、およびマントル内の高温領域の分布・持続性（東北の場合、地震波トモグラフィでイメージングされるマントル内の低速度異常域）との対応に関し、現象を最もよく説明するモデルを描くとともに、地域レベルの詳細検討により、現象の重ね合せから、将来的に火山活動が起こりうる領域を特定する¹⁴⁾。

2-1-3 活断層周辺地盤の変形評価技術

放射性廃棄物処分場の立地・設計に際して、活断層の変位に伴う周辺地盤の変形の範囲とその程度を予測する手法の構築は、重要な課題となっている。この手法の確立のためには、我が国に卓越する横ずれ断層系および逆断層系の発達過程と、周辺地盤の変形過程を解明する必要がある。そこで横ずれ断層・逆断層系を対象とした断層変位実験を実施し、実験結果と実地盤との比較・検討を行い、活断層周辺地盤の変形を評価する上での留意点を提示した。

(1) 横ずれ断層の変位に伴う岩盤の変形

豊浦標準砂、石膏、水を混合して作成した模擬岩盤（長さ 860 mm、幅 310 mm、厚さ 18 ~ 30 mm）に横ずれ断層変位を与え、模擬岩盤の変形過程を、ヘリカル X 線 CT スキャナー（図 2-1-6）を用いて 3 次元的に解析した²⁴⁾。

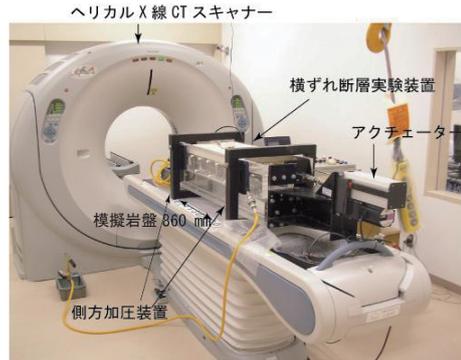
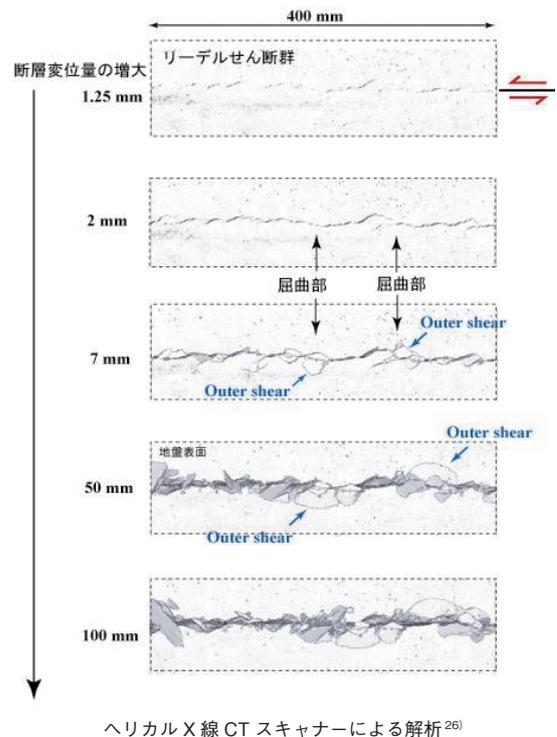


図 2-1-6 医療用ヘリカル X 線 CT スキャナーおよび
横ずれ断層実験装置（電力中央研究所所有）



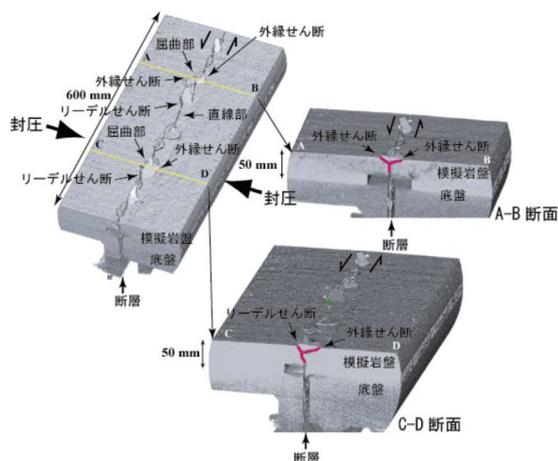
ヘリカル X 線 CT スキャナーによる解析²⁶⁾

図 2-1-7 模擬岩盤表面のフラクチャーの発達過程

(a) 横ずれ断層の変位に伴う岩盤の 3 次元変形過程

断層変位量の増大に伴う模擬岩盤の変形過程は次のとおりである（図 2-1-7）。

- ・リーデルセン断に相当する雁行状のフラクチャー群が発達する。
- ・リーデルセン断群は連結し、屈曲部を有する一連の主断層が形成される。
- ・曲部において、逆断層変位成分を有する新たなフラクチャー（外縁せん断（Outer-shear））が分岐・発生し、リーデルセン断分布域の外側へ伸展するため、岩盤浅



ヘリカルX線CTスキャナーによる解析(鳥瞰図)
 基盤の断層変位量: 7mm、赤線がフラクチャーの鉛直断面²⁶⁾

図 2-1-8 フラクチャーの形態

部におけるフラクチャーゾーンの幅が急速に広がる。一方、屈曲部における岩盤深部では、フラクチャーゾーンの幅は狭く、より直線状の主断層が形成される(図 2-1-8)。

- (b) 断層変位に伴う岩盤の変形を評価する上での留意点
 岩盤において対象となる断層の形態と活動性を各種調査で正確に把握し、断層系の成長過程(成熟度)と岩盤の物性・応力状態を考慮し評価を行うことが重要と考えられる。特に、断層の屈曲部では、地表付近においてフラクチャーゾーンの幅が広いものの、地下深部へ向かい、その幅が減少すると考えられる。

(2) 逆断層の発達過程

逆断層模型実験では、高さ 2,000 mm、幅 400 mm、長さ 3,325 mm の土槽などを用い、基盤の断層傾斜角(15 ~ 90°)、模型地盤の層厚(25 ~ 2,000 mm)および地盤材料(豊浦標準砂、相馬珪砂 3号、7号、8号)を変え、各ケースにおいて模型地盤の変形状況を解析した²⁷⁾。

その結果、基盤の断層傾斜角が 45 ~ 90° のケースでは、断層変位量の増大に伴い、断層の地盤表面到達位置が上盤側へ移動する過程が観察された(図 2-1-9)。一方、基盤の断層傾斜角が 15°、30° のケースでは、断層変位量の増大に伴い、断層の地盤表面到達位置が下盤側へ移動する過程が観察されるとともに、主断層の上盤側にお

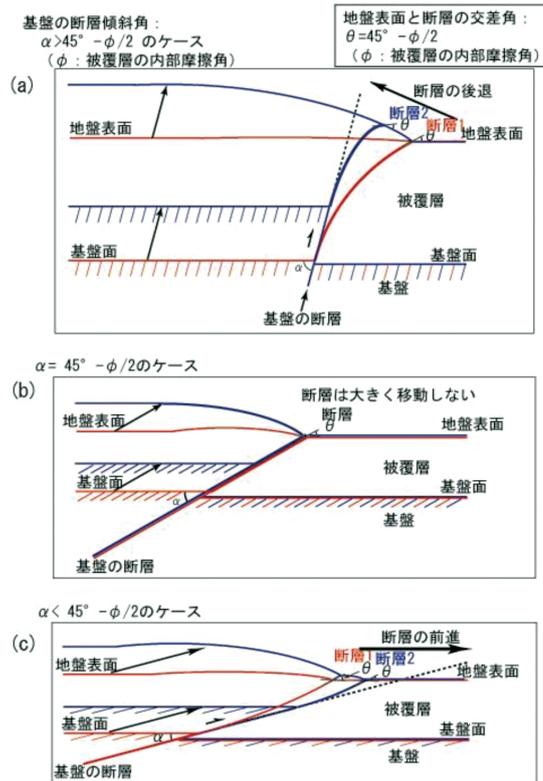


図 2-1-9 基盤の逆断層傾斜角の違いによる断層の移動方向の変化²⁷⁾

いて、副断層(バックスラスト)の形成が認められた。このような基盤の断層傾斜角による断層の発達過程の違いは、モール-クーロンの破壊基準により、地盤の物性との関係から説明することが可能である。

以上から、基盤の逆断層が高角度の場合、断層変位量の増大に伴い、逆断層の地表到達位置が山地側(隆起側)へ後退するのに対し、基盤の逆断層が低角度の場合は、主断層が平野側(沈降側)へ前進するとともに、バックスラストの形成の伴い、変形帯の幅が広がる可能性が指摘される。

2-2 地質地下水特性調査評価技術

2-2-1 コントロールボーリング掘削・調査技術

(1) 目的

高レベル放射性廃棄物処分などの地下利用に際しては、ボーリング調査が一般的に適用される。沿岸海底下などの条件では、掘削の方位や傾斜を制御可能なボーリング掘削が有用である。このような観点から、概要調査に必

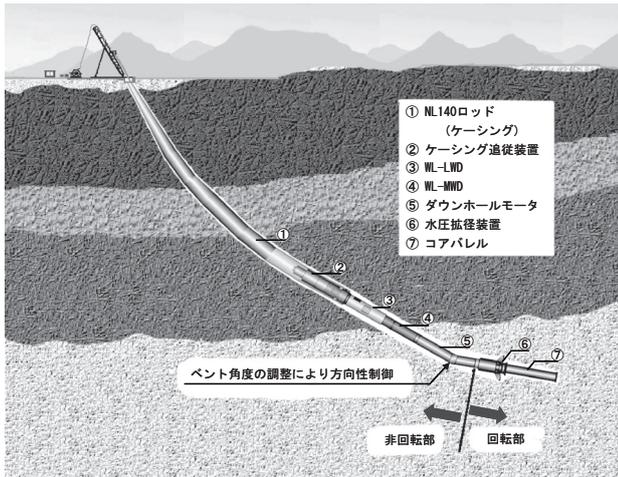


図 2-2-1 コントロールボーリングによる掘削概念²⁾

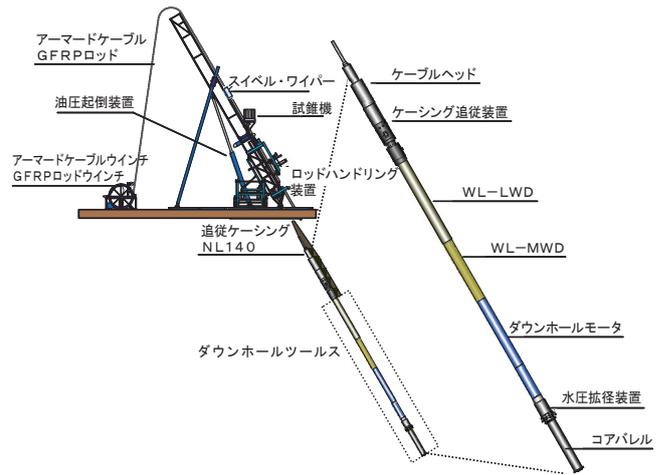


図 2-2-2 掘削編成概念図²⁾

要な地質環境特性に関する情報が取得可能な、コントロールボーリング掘削・調査技術（図 2-2-1）を開発する。

(2) コントロールボーリングシステムの概要

コントロールボーリングシステムは、掘削した孔壁を保孔するためのケーシング、掘削や先端探知を行うためのダウンホールツール、ダウンホールツールを上げ下げするためのワイヤラインから構成される。

ダウンホールツールは、下部よりコア採取のためのコアビットおよびコアバレル、拡径のためのウィングビット、掘削の動力のためのダウンホールモータ（以下、DHM）、先端の位置や掘削情報を得るための WL-MWD（Wire Line - Measurement While Drilling）、孔底における地質情報を得るための WL-LWD（Wire Line - Logging While Drilling）より構成される（図 2-2-2）。

掘削時のダウンホールツールは、ラッチシステムによりケーシングシュー（ケーシング先端）に固定される。ケーシング内に圧入された泥水は WL-LWD および WL-MWD の内部を通過し DHM に回転力を与え、さらに一部がコアビットに供給される。これらの泥水は、孔壁とケーシングの隙間（アニュラス）から地表に戻る。

コアバレルにコアが充填した時点で、コアを回収するためにダウンホールツールをワイヤラインにより引き上げる。孔井が最終的に水平孔になるため、泥水の圧入によりダウンホールツールを押し込むことができるポンピングシステムを採用した。また、ダウンホールツ

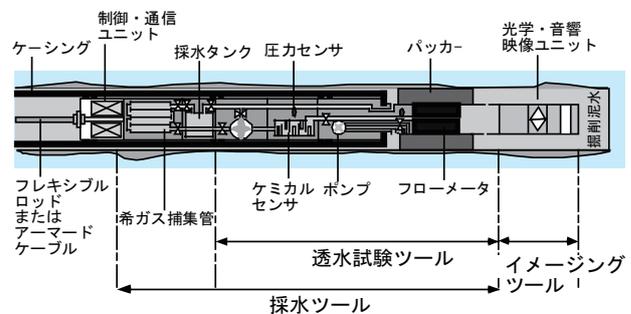


図 2-2-3 透水・採水・イメージング編成²⁾

ルスからの情報の伝送、ダウンホールツールへの電力の供給のために、ワイヤライン内部に電源線や光ファイバーなどが内蔵される。

採取されたコアの状況や WL-LWD の情報をもとに、孔底の裸孔部において各種の測定が必要と判断された際には、掘削編成に替えて、各種の試験、測定用の編成をワイヤラインにより降下させて、調査を実施する。試験、測定項目は、透水試験、現位置地下水採取、孔内载荷試験、孔内応力測定である。

(3) 掘削・調査システムの現地適用性検討

開発・試作したコントロールボーリング掘削、調査システムの現地での適用性を検討する目的で、北海道幌延地点において、核燃料サイクル開発機構（現 JAEA）幌延深地層研究センターとの共同研究で 2003 年度より掘削、調査を開始した。北進地区において、一般的な新第三紀の堆積軟岩を掘削しその性能確認および課題抽出をするとともに¹⁾、その後さらに掘削の困難が予想される

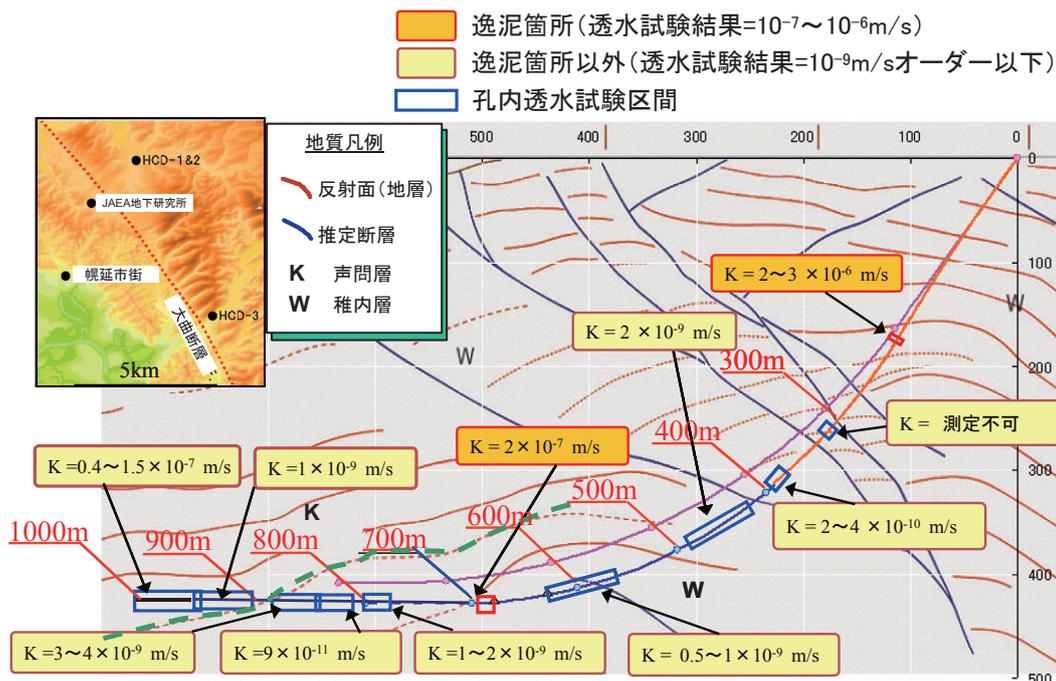


図 2-2-4 HCD-3 孔井の掘削実績と透水試験結果

大曲断層の掘削に 2006 年度より着手した²⁾。

- ・ 反射法地震探査などにより、大曲断層の地下構造を推定し、掘削孔跡を決定した。計画孔跡に沿って 2011 年度までに掘削長 1000m の HCD-3 孔を掘削し、特に掘削長 720m 以深はほぼ水平に掘削した。断層帯を掘削したにも拘らずコア採取率は 99.8%であった (図 2-2-4)。
- ・ コアから 31 条の小断層帯が確認でき、反射法から推定された断層帯の分布と整合的であること、孔内、コアを用いた試験により大曲断層とその周辺の透水性や地下水水質が明らかにすることができた。

以上により、掘削、調査システムの断層への適用性を確認することができた。

なお、本研究は経産省受託研究「ボーリング技術高度化調査 (開発)」として実施した。また、現地適用性検討は JAEA 幌延深地層研究センターとの共同研究として実施した。

2-2-2 地下水年代測定技術

当研究所では、非常に遅い地下水の流速を評価するために、自然に存在する放射性物質を用いた地下水の滞留

性 (地下水年代) を測定する技術の開発を実施している。これは、放射性廃棄物処分の安全評価において、漏出した核種の主要な輸送媒体が地下水となる可能性が高く、地下水の流動性の評価が重要なためである。また、放射性廃棄物処分の対象となるような地下深部の地層では、地下水流速は、年間数ミリの非常に遅いと想定されるため、直接計測することは困難である。このため、特に遅い地下水流速の評価において、地下水年代測定技術が有望と考えられる。

地下水年代測定技術については、図 2-2-5 に示すように多数の方法があるが、当研究所では特に数万年～百万

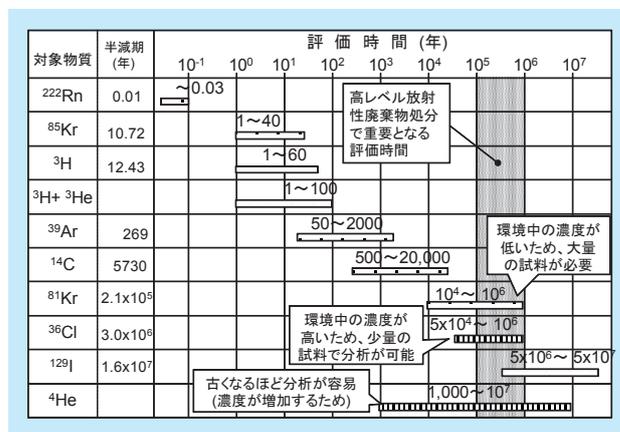


図 2-2-5 地下水年代測定法と評価可能時間範囲³⁾

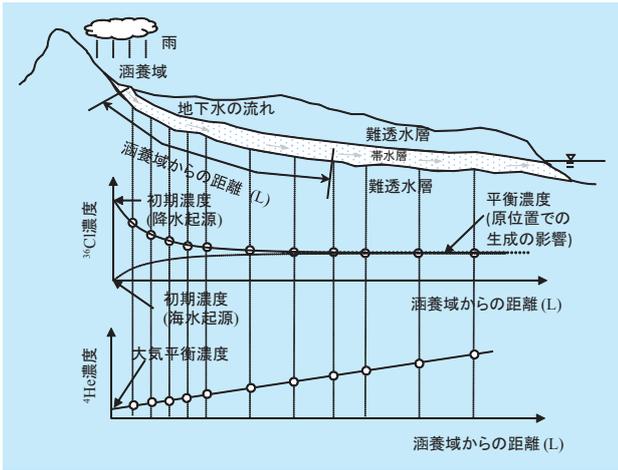


図 2-2-6 ^{36}Cl と ^4He による地下水年代測定概念図³⁾

年を評価可能な方法に関する研究開発を実施している³⁾。

特に、 ^4He 蓄積法と ^{36}Cl 法は、古い年代の評価に有効であると考えられる。図 2-2-6 に示すように、 ^4He 蓄積法は、地盤内に存在するウラン・トリウムなど放射性物質が放射壊変する際に発生する ^4He が蓄積することに着目した評価法であり、地下水への蓄積量を蓄積速度で割ることにより年代が評価できる。 ^{36}Cl 法は、 ^{36}Cl が半減期 30.1 万年で放射壊変することに着目した評価法であり、初期濃度から観測された濃度になるために必要な時間を半減期から評価することにより年代が評価できる。

これらの ^4He 蓄積法、 ^{36}Cl 法について、オーストラリ

ア大鑽井盆地において調査を実施した。この結果、図 2-2-7 に示すように、涵養域から流出域に向けて ^4He の蓄積による増加と、 ^{36}Cl の放射壊変による減少が確認された。これらの ^4He 年代と ^{36}Cl 年代との妥当性を、両者の相互比較から示すとともに³⁾、地盤の透水性などの水理的情報から確認した⁴⁾。

また、対象とする地層の透水係数が非常に低く採水による調査が困難な場合についても対応可能なように、岩石コアから ^4He を拡散させて ^4He 蓄積量を評価する方法、岩石コアを圧縮し間隙水を絞り出して ^{36}Cl 法を適用する方法などについて研究開発を実施した⁵⁻⁹⁾。

これらの難透水層からの採水技術の妥当性を検証するために、オーストラリア大鑽井盆地の難透水層においてボーリング孔を掘削し、コアを採取して調査を行った。

この結果、図 2-2-8 に示す線形的な ^4He 濃度の分布から、難透水層内では拡散が支配となっていることを示すことができ、開発してきた岩石コアに ^4He 蓄積法を適用する方法の妥当性を確認することができた⁷⁾。また、 ^{36}Cl の分布についても、図 2-2-9 に示すように難透水層内では拡散による輸送が支配的であることが確認できた。また、近似線の傾きから推定される原位置での Cl の拡散係数と室内試験での拡散係数とが一致することも確認できた。これらのことから、岩石コアから間隙水を採取する方法の妥当性と、 ^{36}Cl 法の難透水層への適用性を確認することができた¹⁰⁾。

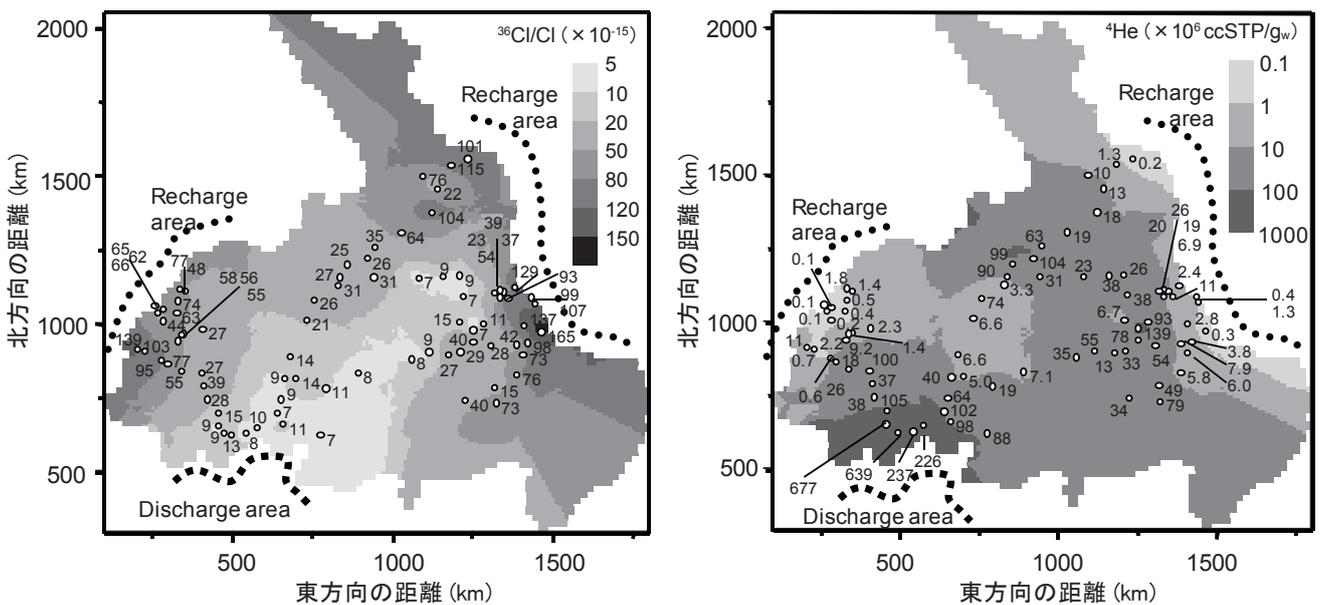


図 2-2-7 オーストラリア大鑽井盆地での地下水年代調査結果³⁾

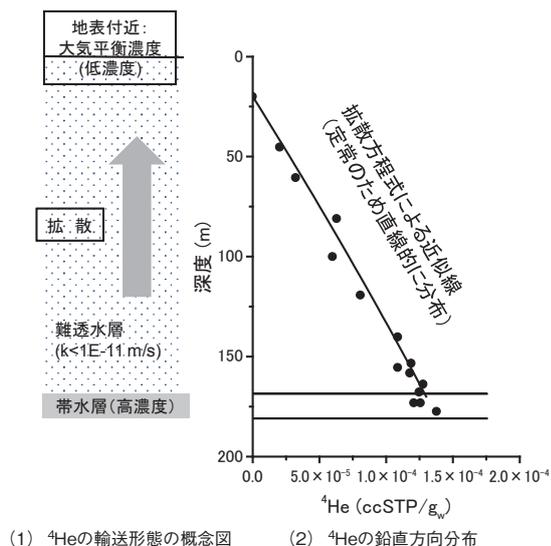


図 2-2-8 難透水層内での ⁴He 分布と輸送の概念図⁷⁾

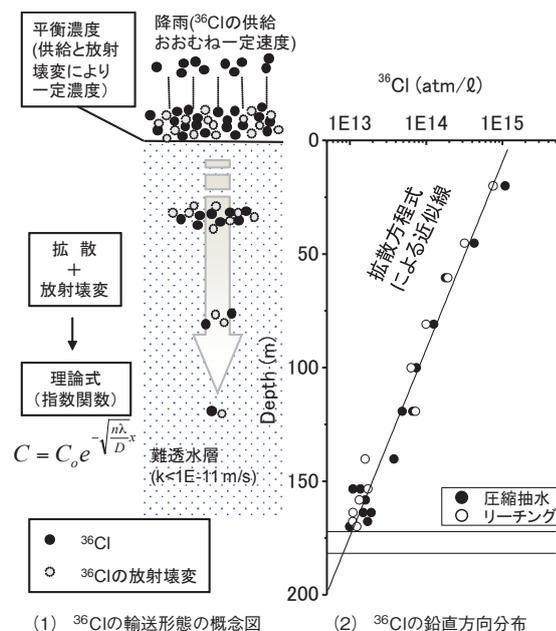


図 2-2-9 難透水層内での ³⁶Cl 分布と輸送の概念図¹⁰⁾

また、開発した手法の国内での適用性の確認と適用性の向上を図るために、JAEA との共同研究として、国内の代表的な花崗岩の瑞浪と、堆積岩である幌延において、原位置調査を実施している。

瑞浪においては、花崗岩から採水を実施し、⁴He 年代、無機 ¹⁴C 年代、有機 ¹⁴C 年代の比較から、各方法の適用性を検討している¹¹⁾。

幌延においては、岩石コアを用いて、⁴He 蓄積法や

³⁶Cl 法を適用している。幌延の深部の稚内層における地下水は、⁴He 蓄積量が原位置生成の数百万年分に相当することから、数百万年間滞留していること、³⁶Cl が原位置の放射平衡に達していることから、百万年以上の年代を有していることが明らかになり、堆積時からほとんど動いていないと推測された¹²⁾。

また、⁴He 蓄積法と ³⁶Cl 法を組み合わせ、地下水の滞留時間をより精度よく評価する方法の開発¹³⁾ や、化石海水を同定するための技術の開発を実施している¹⁴⁾。今後、地下水年代の信頼性向上を図るために、複数の地下水年代測定法と、水理的な評価方法などを整備していく予定である。

本研究の一部は経産省からの受託研究「地下水年代測定技術調査」として実施したものである。また、幌延および瑞浪での調査は JAEA との共同研究として実施した。

2-2-3 地下水流動解析技術

放射性廃棄物処分の天然バリアの性能評価においては、地下水の流動や岩盤中での核種の移行を精度よく推定・予測する技術が不可欠であり、当研究所では、岩盤中地下水流動・核種移行解析コード FEGM の開発を進めてきた。そして、同解析コードを原位置でのさまざまな水理・溶質移行試験などに適用し検証を行うとともに、コードの改良を行ってきた。以下に、SKB が主宰するエスポ国際共同研究の一部として行われている地下水流動と溶質移行に関するモデリングタスクフォースの対象課題に、解析コード FEGM を適用した事例について紹介する。

(1) 地下研究施設建設時の地下水流動への適用

エスポ地下研究施設は、バルト海に面した主に花崗岩からなるエスポ島に建設された地下施設で、全長 3,600m、最深部 450m のトンネル、立坑からなる。同施設建設前後の調査結果に基づいて地下水流動解析モデルを構築し、施設建設に伴い生じた水圧や水質の変化を数値解析で再現することを試みた¹⁵⁾。

施設建設時の地下水流動変化は、施設を構成するトンネルや立坑が破碎帯を通過する際の湧水によって主に引

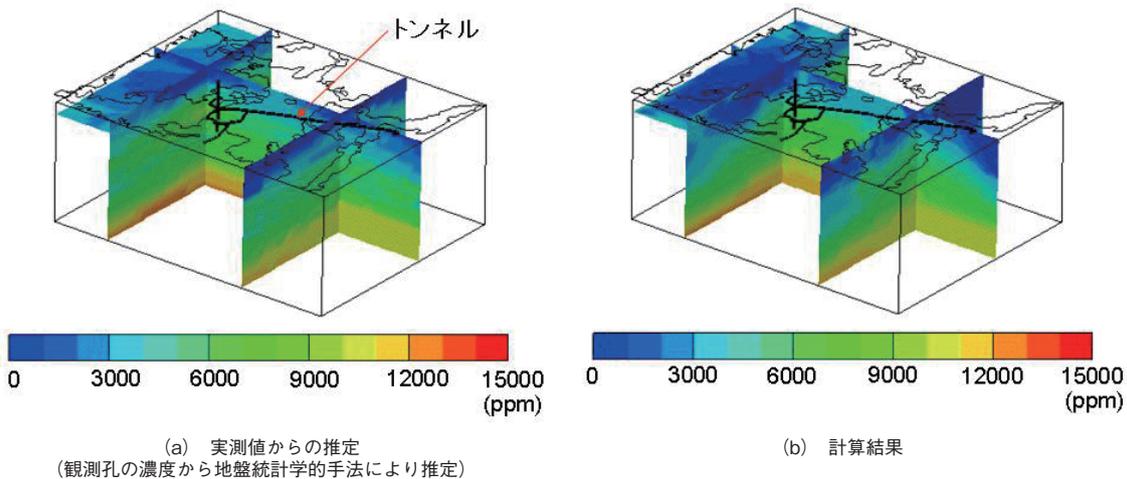


図 2-2-10 地下研究施設建設後の塩化物イオン濃度分布

き起こされている。破碎帯やトンネル・立坑をモデルで表現し、掘削の進捗に伴う湧水量の変化をトンネル・立坑の境界条件として考慮した非定常解析を行うことで、観測孔での複雑な水圧の変化を再現できた。

また、施設建設によりバルト海の海水が浸入し、エスポ島地下の水質は著しく変化した。バルト海や島の領域を詳細にモデル化し、塩化物イオンの移行解析を行うことにより、浅部で発生するバルト海からの海水の浸入を再現することができた（図 2-2-10）。

(2) 原位置トレーサ試験への適用

エスポ地下研究施設で実施された移行距離数十 m の原位置トレーサ試験の再現解析を試みた¹⁶⁾。解析対象領域には、地質調査により直接確認された割れ目に加えて、それらの統計量をもとに割れ目を発生させ、約 5,700 条の割れ目を設定した。

これら多数の割れ目のすべてを忠実にモデル化し、割れ目周辺の岩石基質の影響も考慮した解析を行うことは、現実的ではない。そのため、まず割れ目の交差判定を行い、トレーサの移行に関与しない割れ目を除いた。続いて、割れ目内での移流分散のみを考慮したトレーサ移行解析を実施し、トレーサの主要な移行経路となる割れ目を特定した。最後に、これらの支配的な割れ目について、周辺の岩石基質への拡散・収着も考慮した移行解析を実施し、回収孔でのトレーサ濃度の破過曲線を再現することに成功した（図 2-2-11）。

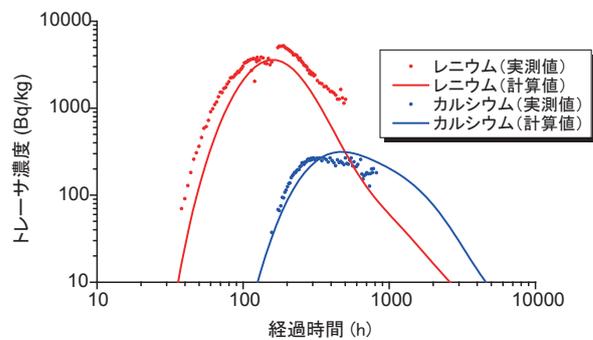


図 2-2-11 回収孔におけるトレーサ濃度の破過曲線

(3) 大規模揚水試験への適用¹⁷⁾

対象となる揚水試験は、フィンランドの使用済み燃料の処分サイト Olkiluoto で実施された。Olkiluoto はバルチック海に面した約 10 km² の大きさの島であり、主に片麻岩から成り、一部に石英閃緑岩や花崗岩の貫入が見られる。

解析では、島全体を解析領域とし、島の地下水流動を支配すると見られる 13 の大規模な割れ目帯と、地下 80 m 以浅の岩盤のみをモデル化した。解析により、揚水に伴う観測孔での水位低下を比較的良好に再現することができた（図 2-2-12）。また、この揚水試験では観測孔への地下水流入量の孔に沿った分布が計測されており、この分布についても解析により傾向を再現することができた。従来、地下水流動解析結果の妥当性は、観測された水圧との比較により確認するのが一般的であったが、孔内への地下水流入量についても指標となりうることが示唆された。

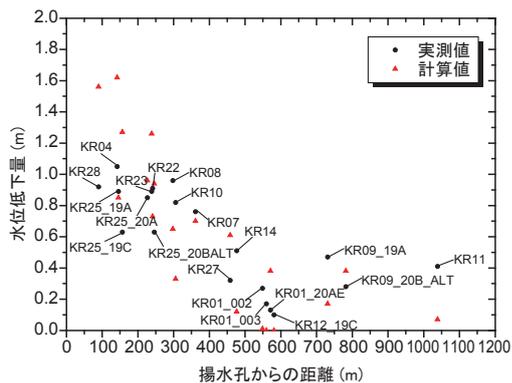


図2-2-12 観測孔の水位低下量と揚水孔からの距離の関係

表 2-2-1 岩石物理学による解析技術の概要

	長所	短所
①クロスプロットによる方法	手軽で簡便	Dataが少ない場合、精度・信頼性が低下 汎用性がない
②経験式による方法	多くのdataに基づいており、信頼性も高く適用例も多い 物理的な意味も理解できる	原則的には対象とする限られた岩石や条件でしか適用できない
③岩石物理学モデルによる方法	変換式の物理的な意味が明瞭 汎用的で地域に関わらず適用できる	堆積岩を中心とした単純なモデルが中心

2-2-4 物理特性情報の変換解析技術

(1) 目的

岩盤の透水性、力学強度特性は、原位置試験や岩石コア試料を使用した室内試験では、コスト的にボーリング孔全体の情報を連続的に得ることは困難である。そこで、物理検層による物性値と透水性および力学強度との相関性に基づき、ボーリング孔全体の連続的な透水係数あるいは力学強度特性のプロファイルを算出する手法（以後、変換解析）を実用化することが望まれる（図 2-2-13、表 2-2-1）。本手法は、透水性や力学特性が割れ目に依存する硬質な岩盤には適用が困難と考えられるが、割れ目の少ない堆積軟岩には適用できると考えられる。頁岩質砂岩（石油貯留層）を対象とし、複数の物理検層データより透水係数プロファイルを算出（変換解析）できる研究例が報告されている¹⁸⁾。本節では、岩石コア試料

を用いた室内試験により物理特性（弾性波速度と空隙率・力学強度など）の相関性を解明し、現地物理検層データ（電気・音波・中性子・ γ 線検層）に変換解析法¹⁹⁾を適用し、透水係数あるいは力学強度のプロファイルを算出した結果を紹介する。

(2) コア試料による試験結果

ボーリングコア試料を円柱形の供試体に整形して室内試験を行った。図 2-2-14 (a) は P 波速度と S 波速度の関係を示す。両者には正の相関が見られ、点線で示す範囲の堆積軟岩試料の動ポアソン比は 0.35 ~ 0.45 の範囲を示す。本試料に対する S 波速度およびせん断弾性係数と一軸圧縮強度との関係を図 2-2-14 (b)、(c) に示す。せん断弾性係数の方が、一軸圧縮強度との相関係数がわずかながら大きいことから、物理検層結果から一軸圧縮強度 σ_c へのクロスプロット法に基づく変換式として、せん断弾性係数と σ_c との相関式（図 2-2-14 (c)）を使用することにした。

(3) 物理検層データの変換解析結果

JAEA 幌延深地層研究センターで得られた物理検層データ²⁰⁾から、一軸圧縮強度および透水係数プロファイルに変換した結果を図 2-2-15 に示す。透水係数の変換値は、声間層で $10^9 \sim 10^8$ m/s、稚内層で $10^{10} \sim 10^9$ m/s を示し、相対的な大小関係は整合しているが室内透水試験結果より 2 オーダー大きい。一方、原位置透水試験結果²⁰⁾より 1 ~ 2 オーダー小さい。これより、変換解析の結果は、割れ目の影響を受けない室内透水試験と、割れ目の影響を大きく受ける原位置透水試験結果との中間的な値を示すものと考えられる。

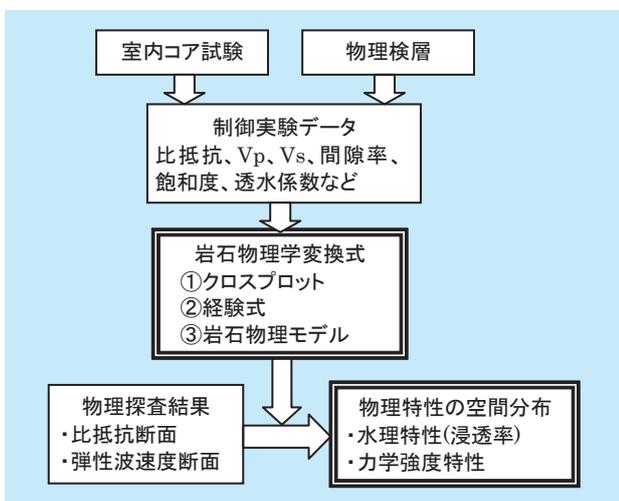
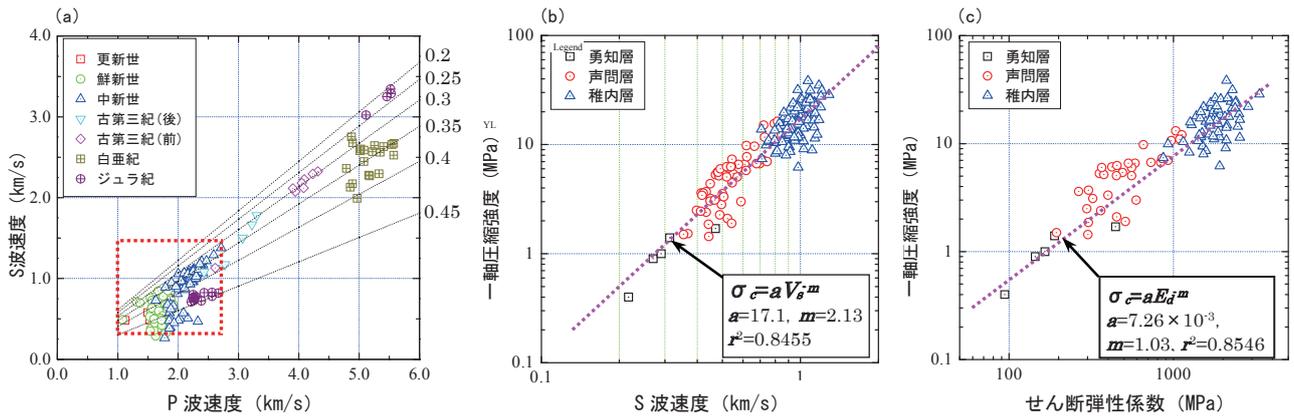
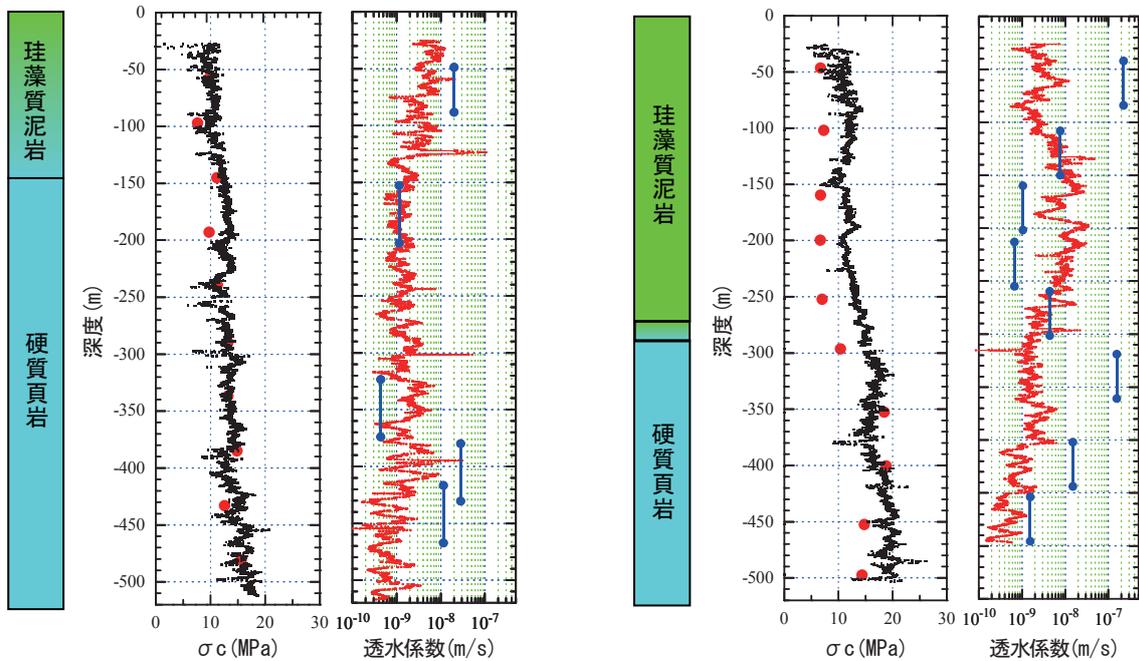


図 2-2-13 岩石物理学による変換解析の考え方



(a) P波速度とS波速度との関係、黒点線は動ポアソン比、赤点線(四角)は変換解析の対象とした堆積軟岩試料の範囲
(b) S波速度と一軸圧縮強度の関係 (c) せん断弾性係数と一軸圧縮強度の関係

図2-2-14 岩石試料による物理特性の相関性



横軸の“ σ_c ”および“透水係数”は、変換解析により算出された一軸圧縮強度および透水係数を示す。赤丸はコア試料による試験結果、青線は原位置透水試験結果 (JAEA幌延深地層研究センター、2005) を示す。

図 2-2-15 物理検層データによる変換解析結果 (左: HDB-9 孔、右: HDB-10 孔) ²⁰⁾

変換解析による一軸圧縮強度は、コア試料と比較的よく整合しており、声間層で5～10MPa、稚内層で10～20MPaを示す。両者が整合していない箇所の要因として、試料に潜在する亀裂あるいはマイクロクラックは力学試験には影響するのに対し、物理検層の精度では閉じた亀裂を検知できないことによると考えられる。

(4) まとめ

物理検層データより変換した透水係数は、コア試料による室内試験結果とほぼ整合した。また、原位置透水試験結果とは割れ目のない区間で整合したが、割れ目帯では整合しておらず本手法では適用が難しいと思われる。物理検層データより変換した一軸圧縮試験は、コア試料による試験結果とほぼ整合した。

2-3 ニアフィールドの地質・地下水・溶質移行特性の調査技術

2-3-1 坑道掘削影響領域評価技術

堆積岩には結晶質岩と異なり、急速に劣化する特徴を持つものがしばしば認められる。これは必ずしも膨潤性鉱物の有無とは関係せず、それまで接していた地下水とは異なる地下水と接触することで起こると考えられる。岩盤の劣化は主に化学反応の促進により生じるものと考えられ、岩盤性状へ影響を与えるには非常に長い期間を要すると考えられてきた。しかしながら、日本の古第三系の泥質砂岩、さらには、スイスモンテリサイトのジュラ紀の頁岩や台湾における新第三系の泥岩の調査を行ったところ、これらの堆積岩の劣化が接触する地下水の組成によっては、わずか数十分で起きることが明らかになった。

(1) 不飽和帯の調査法

堆積岩に坑道を掘削する場合、硫化鉄の酸化やメタンの発生などに起因して、窒息やその他災害が起こらないように坑内の通気、換気が行われる。地下深部の堆積岩は地下水の流速が遅いため、岩盤坑壁表面から間隙水の蒸発が起こり、坑道周辺に不飽和帯が形成される。また、坑道周辺では掘削に伴い間隙水圧が低下し、間隙水中に含まれる炭化水素や炭酸ガスの脱ガスが起こり、不飽和箇所が形成されると予想される。このような不飽和帯や不飽和箇所は、廃棄体から発せられる熱により廃棄体周辺の地下水が蒸発することでも生成すると予想される。また、不飽和帯が形成されないまでも、坑道周辺では脱ガスによる pH の増加、方解石の沈殿や微生物から排出される二酸化炭素による間隙水の pH の低下なども予想される。

当研究所における不飽和帯調査方法はこれまで、コア含水率調査、比抵抗調査・音響調査などの物理探査法、透気試験の実施のほか、ガス分布測定や蒸発量試験などの試みが、海底下で岩盤を掘削している炭鉱坑道において実施されてきた¹⁾。

(2) 急速スレーキング

不飽和帯の形成が岩盤に与える影響には、急速スレー

キング現象がある²⁾。急速スレーキングとは、堆積岩が乾燥とその後の地下水、特にイオン濃度の小さい地下水と接触した場合に起こる形態変化（数十分で砂、泥状になる現象、あるいは割れ目が形成される現象）のことを指す。通常のスレーキングは、乾湿の繰り返しによりひび割れなどを起こす現象である。

このような堆積岩の特徴として、間隙率が 15vol% 前後で間隙水が塩水であることが挙げられる。乾燥させた岩石片をエタノールに浸した場合には、急速スレーキングは認められず、塩分濃度の高い水に浸水させた場合でも、多くの場合は急速スレーキングは起こらない。このことは、不飽和帯においては、新たに接触する地下水の組成によっては鉱物粒子表面の電荷の引力と斥力のバランスが変化し、砂、泥状への形態変化が起こることを示している。坑道坑壁岩盤が安定に形状を保つためには、乾燥させないこと、乾燥してもイオン濃度の薄い地下水と接触させないことが重要であることを示す。

塩水環境下の堆積岩坑道近傍では、不飽和帯が形成された後に周辺の割れ目を伝い陸水・地下水が侵入（冠水）することにより、急速スレーキングが起こると予想される³⁾。このような急速スレーキングによる岩盤の劣化は、施工後岩盤が乾燥する前に坑壁を保護することで軽減されると考えられる。

2-3-2 原位置トレーサ試験による溶質移行特性評価技術

岩盤中での地下水流動に伴う放射性核種の移行挙動を精度よく予測するためには、対象岩盤の地下水溶質移行特性を正確に把握することが重要となる。トレーサ試験は、原位置での溶質の移行を直接測定できるという点で、岩盤の溶質移行特性を把握する上で、非常に有力な手法である。

(1) 原位置トレーサ試験装置の開発

割れ目を有する岩盤では、核種は岩石基質よりも地下水流速の速い割れ目中を主に移行する。我が国においては、従来、原位置の岩盤を対象としてトレーサ試験を実施する場合、非取着性トレーサを使用することがほとんどであった。しかし、放射性核種の多くは、岩盤に対して取着性を有する。そのため、当研究所では、主に割れ

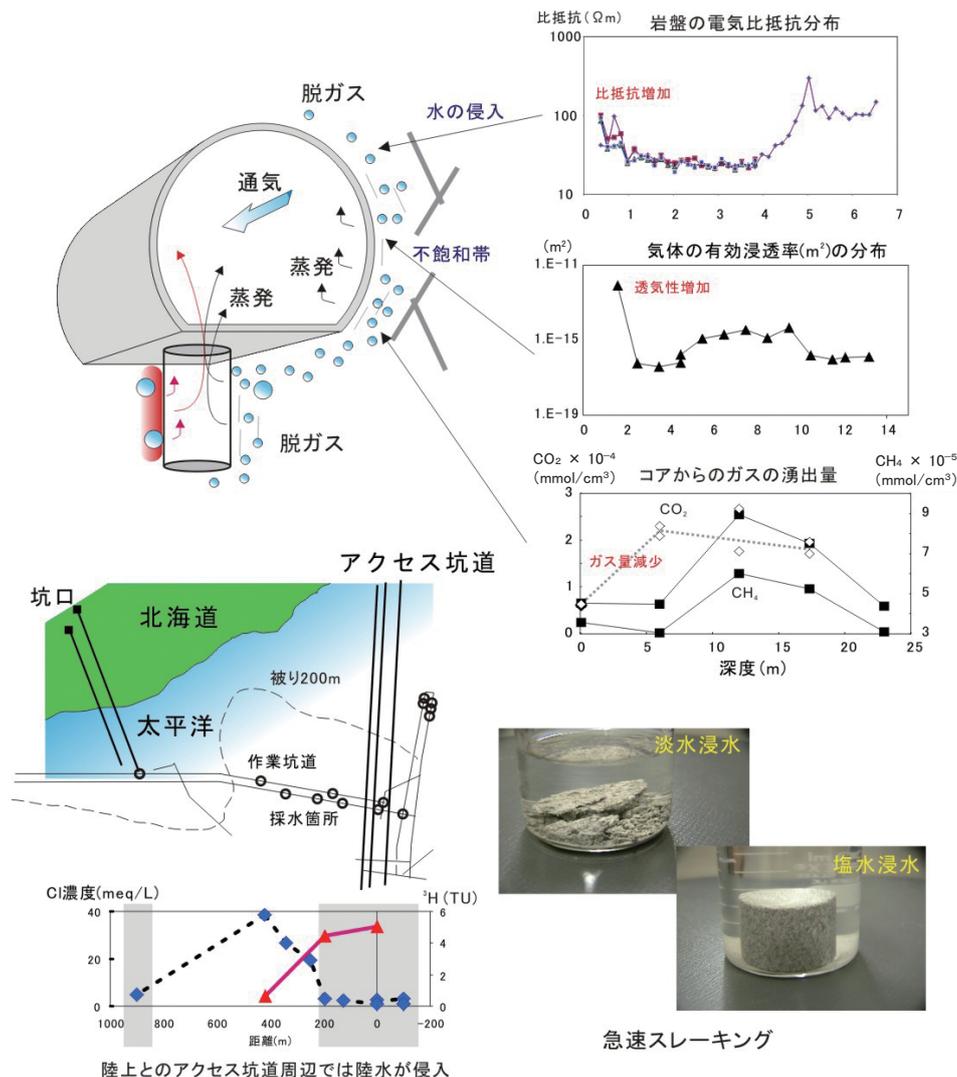


図 2-3-1 不飽和箇所への淡水の浸入による岩盤の変化

目を有する岩盤を対象とし、収着性物質の使用も可能な原位置トレーサ試験装置の開発を行ってきた。

開発した装置は、以下の特徴を有する。

- ・ 特定の割れ目に対する試験を可能にし、トレーサ投入孔の孔壁と孔内装置との隙間容積を極力小さくし投入区間のトレーサ濃度に偏りが生じないようにするため、投入区間長を 155 mm と短くした。より長い区間での試験には、拡張ブロックを装着することにより対処可能である。また、孔内装置の外径も、試験孔の想定孔径である 86 mm に近い 79 mm とした。
- ・ 投入区間のトレーサ濃度の偏りを防ぐため、孔内装置に注水ポートと揚水ポートをそれぞれ 2 個ずつ設け、投入区間内でトレーサ溶液を強制的に循環させる機能を付加した (図 2-3-2)。

- ・ 投入区間内でのトレーサ濃度を正確に把握するため、蛍光染料濃度計測部を孔内装置に組み込み、蛍光トレーサの濃度計測を孔内で行うことを可能にした。
- ・ トレーサが試験装置に収着し試験結果に影響を与えることを防ぐため、あらかじめ室内で部材への収着試験を実施し、収着しにくい部材を使用して試験装置を製作した。
- ・ 無脈動ポンプの採用により、安定した流量でのトレーサの投入や回収孔での揚水が可能である。

(2) 試験結果評価手法の開発

原位置トレーサ試験では、試験により得られる回収孔でのトレーサの破過曲線から、逆解析により岩盤の溶質移行特性を推定することになる。当研究所では、バック

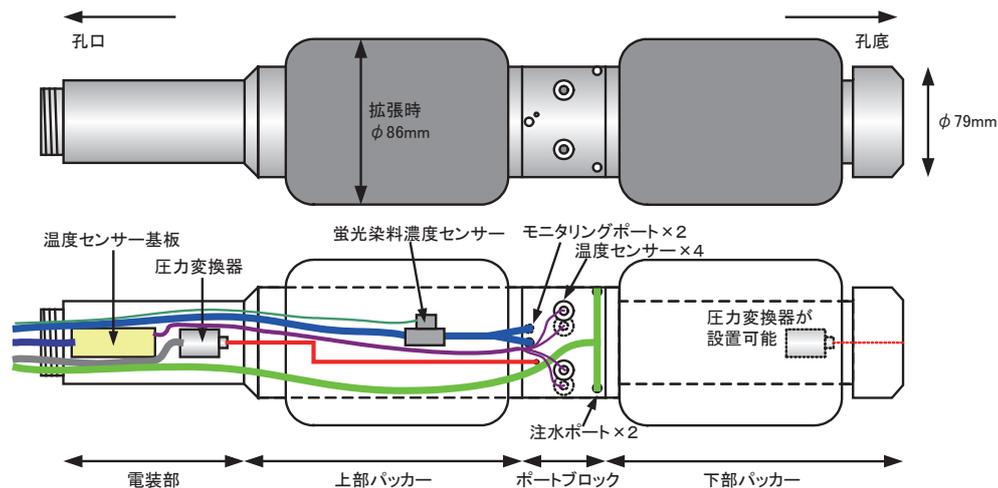


図 2-3-2 トレーサ試験孔内装置の概念図

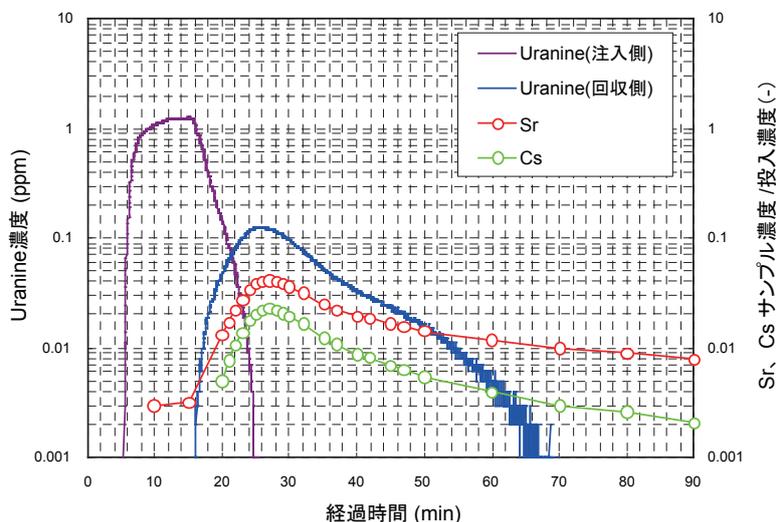


図 2-3-3 スイス Grimsel Test Site での原位置トレーサ試験結果の例

プロパゲーション法に基づくニューラルネットワーク⁴⁾による逆解析手法を開発し、トレーサの破過曲線から、割れ目の開口幅、割れ目内での地下水溶質の分散長、岩石基質への地下水溶質の収着特性などを精度よく同定することを可能にした。

また、本研究で開発したトレーサ試験装置においても、トレーサの投入初期や投入終了時には、投入区間の隙間部分でのトレーサ濃度の偏りを完全には防ぐことができない。この濃度の不均一性は、割れ目へ放出されるトレーサ濃度に影響を与え、その結果、溶質移行特性の同定結果に誤差が生じることになる。そのため、当研究所では、トレーサ投入孔と孔内装置、および周囲の割れ目をモデル化した3次元流体解析により、トレーサの投入

初期や投入終了時においても、割れ目へ放出されるトレーサ濃度を正確に推定できる手法を開発した。

(3) 原位置実証試験

スイスの Grimsel Test Site において、開発したトレーサ試験装置の適用性試験を実施した。トレーサとしては、非収着性の蛍光染料である Uranine と、我が国では放射性トレーサが使用できないことを想定して、収着性トレーサとしては Sr や Cs の非放射性同位体を使用した。

試験結果の一例を図 2-3-3 に示す。孔間距離が 1.67 m と短く、短時間の試験ではあったが、Uranine に対し Sr や Cs の移行の遅れを確認することができた。また、

試験結果をもとに、試験対象割れ目の開口幅や分散長、岩盤への収着特性などを同定することができた。

今後は、原位置トレーサ試験装置や試験結果評価手法の改良を図るとともに、より長時間での試験や、国内での適用性試験を実施する予定である。

なお、本研究は経済産業省受託研究「岩盤中地下水移行評価技術高度化開発」として実施した。

2-4 天然バリア中の地化学・微生物影響調査評価技術

高レベル放射性廃棄物の地層処分や低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分など、放射性廃棄物処分において、処分環境の酸化還元状態は、放射性核種の溶解度やバリア材の劣化など、処分システム性能に影響を及ぼすと考えられている^{1,2)}。

図2-4-1に、地層処分などにおいて想定される処分環境変化を示す。地層処分の場合、処分施設は300m以深の深部地下に建設されるため、坑道掘削前は還元状態であると考えられる。しかし、坑道の掘削、廃棄体の搬入などにより酸素を含む大気が浸入し、坑道周辺は坑壁内部への酸素拡散により酸化されることが想定される。特に、掘削影響領域（EDZ領域：Excavation Disturbed Zone）において不飽和領域が形成されると、大気浸入による酸化の影響は大きくなると考えられる。また、降雨などによって酸化された掘削土によって坑道内が埋め戻された場合、廃棄体近傍の処分環境は酸化状態になると考えられる。さらに、坑道掘削に伴う地下水面の低下

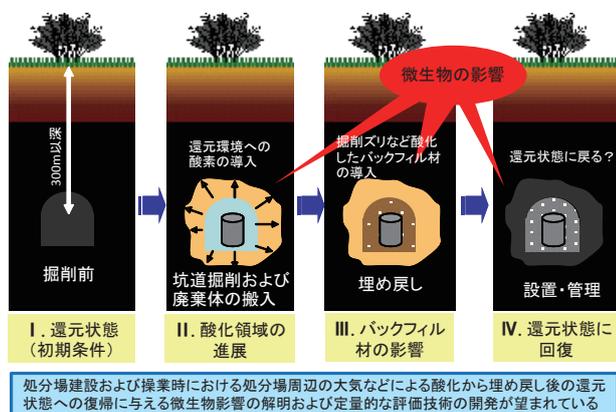


図 2-4-1 地層処分などにおいて想定される処分環境変化

など地下水流動の変動により、処分施設周辺の酸化還元状態は変化する可能性がある。

以上のように、処分環境は、施設の建設・操業に伴い変化することが予想される。処分環境は、岩石-地下水反応に加え、微生物反応が相補的に作用して変化すると考えられている。そのため、岩石-地下水-微生物反応を考慮し、処分環境変化を精度よく予測する技術開発が望まれている^{3,5)}。

2-4-1 地下岩盤の地化学環境調査技術

地下岩盤の地化学環境について、処分施設の建設や操業に伴う変化や埋め戻し後の長期の変化を予測するための基本情報として、岩盤掘削前の初期状態を明らかにしておくことが重要である。本研究では、トンネル掘削時に地下の岩石や地下水を採取できる機会を利用して、岩盤の酸化還元状態の初期状態を調査し、天然の風化現象で生じた酸化フロント^{注1)}の形成メカニズムを明らかにするとともに、この酸化フロントの長期間の移動速度について検討した。

(1) 原位置の酸化還元状態の調査

新第三紀の火山砕屑岩（軽石凝灰岩など）の分布する地域の地下空洞を利用して、酸化フロントを横断する坑道からボーリング孔を掘削し、その孔からの湧水の水質調査とトンネル掘削時の岩石試料の鉱物化学分析を行った。その結果、水質（酸化還元電位、溶存酸素、電気伝導度、pH）と岩石の鉱物・化学組成の値は、岩盤の風化分帯に対応して明瞭な変化が認められ、酸化フロントでは主に黄鉄鉱や有機物の酸化が生じていることが明らかとなった（図2-4-2）⁶⁾。

(2) 酸化フロントの移動速度

前項の地点において、酸化フロントの上下の岩石に含まれる黄鉄鉱などの酸素消費成分の変化と、地下水の溶存酸素の供給量をもとに、地下水流速（0.1m/y）を一定と仮定してマスバランスの試算をすると、酸化フロントの移動速度は、約0.2mm/yと推定された。これより、

注1) 岩石が風化などにより酸化して酸化帯が形成されたとき、その下底部の新鮮な岩石との境界を酸化フロントと呼ぶ。一般の風化現象では、岩石が褐色化したゾーンの下端面にあたる。

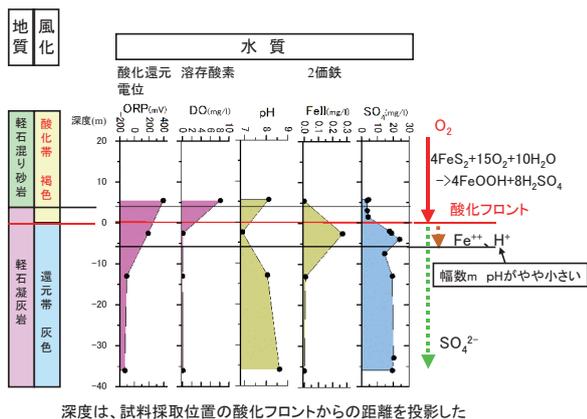


図 2-4-2 酸化フロント周辺の地化学環境

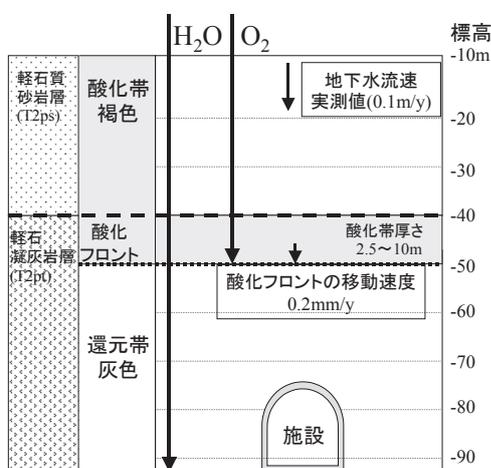


図 2-4-3 酸化フロントの移動速度

現在観察される酸化帯（厚さ 2.5 ~ 10m）の形成には、水理場が一定の場合、約 1 万 ~ 5 万年必要と推定された（図 2-4-3）¹⁾。

2-4-2 処分環境における微生物影響評価技術

近年の地下微生物生態研究の進展によって、地下深部においても微生物が棲息していることが明らかとなった⁷⁻⁹⁾。そのため、処分システムの性能に対して微生物が影響を及ぼすと考えられ、さまざまな研究が行われてきた¹⁰⁻¹⁴⁾。中でも、前述のように処分環境変化に及ぼす微生物影響に関する関心が高まってきている。

地下環境においては、炭素（無機物、有機物）、窒素（硝酸イオン、アンモニアなど）、酸素（溶存酸素）、鉄（酸化鉄、硫化鉄）、マンガン（酸化マンガンなど）、硫黄（硫酸イオン、硫化物など）など、地下環境において

含有量が高く、多価数を有する元素のイオン種が地下水中の酸化還元状態の形成に寄与していると考えられている。地下環境中に棲息している微生物は、これら元素を利用した酸化還元反応により生育に必要なエネルギーを獲得しているため、酸化還元状態の形成に影響を及ぼしていると考えられる。例えば、乳酸イオンのような微生物が利用しやすい有機物が豊富な自然環境では、酸素が枯渇すると、続いて硝酸イオン→酸化マンガン→酸化鉄→有機物（発酵）→硫酸イオン→二酸化炭素（メタン生成）が逐次的に利用されていくと考えられている。ここで利用される酸化体の化学物質（酸素、硝酸イオン、酸化鉄、硫酸イオンなど）は、電子受容体である。この電子受容体の逐次的反応の推移は、好気性従属栄養細菌→硝酸還元菌→鉄マンガン還元菌→発酵細菌→硫酸還元菌→メタン生成菌といったような微生物種の遷移に対応していると考えられている。この微生物が媒介する生化学反応は、最終電子受容体の逐次的反応プロセス（TEAPs 反応：Terminal Electron Accepting Processes）と呼ばれている（図 2-4-4）。

当研究所では、多種多様な微生物が棲息する湖沼底泥堆積物試料の懸濁液を曝気することにより酸化させ、その後、大気と遮断することで、酸化還元状態の変化と水質変化（酸化還元電位、溶存イオンなど）および微生物群集変化の関連性について検討を行った²⁾。

その結果、

- ・ 底泥懸濁液の酸化還元電位は、曝気停止後にいったん +300mV まで上昇したあと、-430mV まで急激に低下し、その後一定となった。一方、懸濁液を滅菌した場合、酸化還元電位は +150mV で一定であった。このことから、酸化還元電位の変化は、微生物の動きに起因すると考えられた（図 2-4-5）。
- ・ 溶存イオン種の経時変化を分析した結果、酸化還元電位の低下に伴い、微生物による好気呼吸（酸素消費）→硝酸還元反応（NO₃⁻ 減少）→鉄還元反応（Fe（III）→Fe（II））→発酵（有機物利用）→硫酸還元反応（SO₄²⁻ 減少）→メタン生成反応が逐次的に起きていることが明らかとなった（図 2-4-6）。

底泥懸濁液中の菌叢解析の結果、硝酸還元反応が起きている時期では、硝酸還元能を有する菌（*Pseudomonas* sp.）が出現し、硫酸還元反応が起きている時期では硫酸還元能を有する菌（*Desulfovibrio* sp.）が出現している

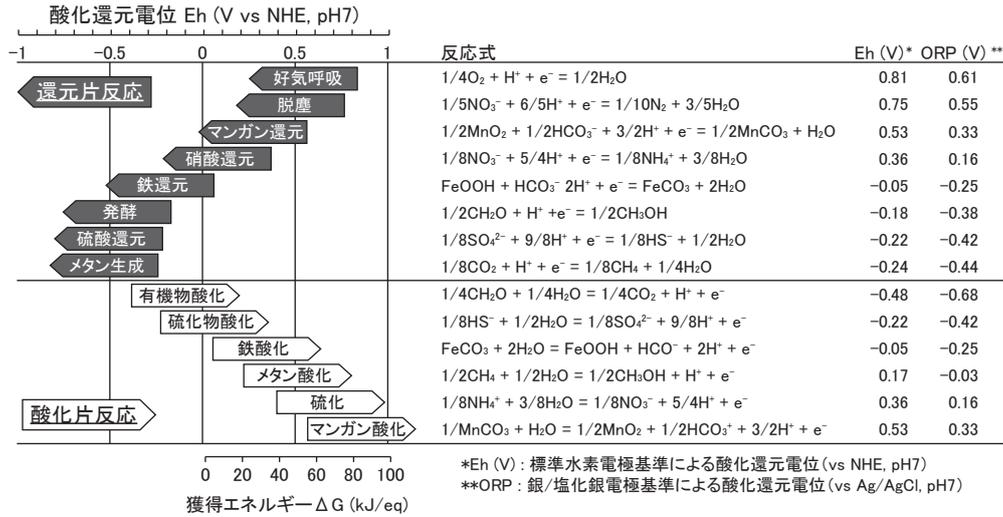


図 2-4-4 微生物が媒介する逐次的な酸化還元反応プロセス

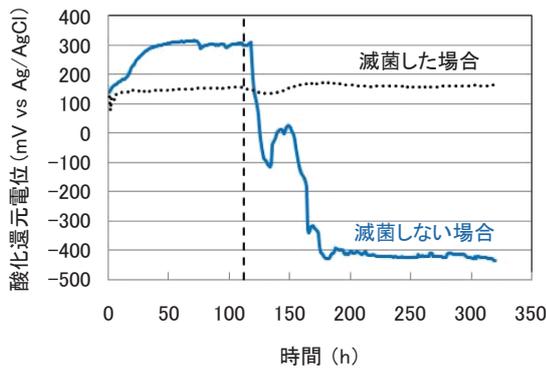


図 2-4-5 酸化還元電位に及ぼす微生物影響

ことが明らかとなった²⁾。

以上より、一度酸化した底泥懸濁液は、微生物の働きにより酸化状態から還元状態に速やかに推移すること、その推移には、微生物による逐次的な反応が関与していることが明らかとなった。このことから、大気流入などにより酸化状態となった地下環境においても、微生物による類似の反応により、還元状態へと移行すると予想される。

2-5 概要調査における調査・評価手法の体系化

2-5-1 概要調査の調査・評価フローの構築

高レベル放射性廃棄物処分事業の実施主体である NUMO は、処分場建設までの処分地選定を以下の3つの段階を踏んで実施する計画である。

- ① 概要調査地区の選定
- ② 精密調査地区の選定
- ③ 処分施設建設地の選定

当研究所では、文献調査に基づいて概要調査地区が選定された後、精密調査地区選定のための概要調査に役立つために、概要調査の総合調査・評価フローを構築し、これに沿った調査により考慮すべき事項への適合性が判断できることを確認した。

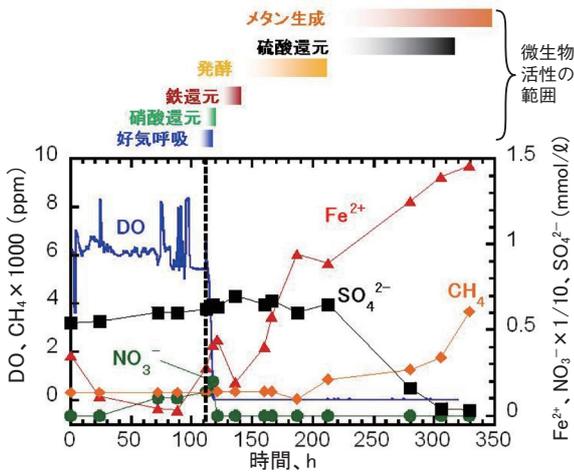


図 2-4-6 酸化還元電位に及ぼす微生物反応

(1) 総合的な調査・評価フローの構築¹⁾

(a) 概要調査の基本概念の検討

最終処分法²⁾における概要調査地区選定段階および精密調査地区選定段階の、考慮すべき環境要件などの既存資料に基づき、概要調査の目標を特性項目ごとに設定し、今後の詳細調査フロー作成時に必要な地質環境パターンを、調査手法の共通性や地質環境特性の共通性を考慮して、地質学的条件5区分、地理・地形的条件2区分の組み合わせ計10パターンに分類した。また、概要調査の基本的な前提条件（調査範囲など）を設定した。

(b) 概要調査の考慮すべき事項の設定

概要調査の目標設定の検討結果に基づき、地質環境の長期安定性、および工学特性に関する主要特性項目について、概要調査における調査・評価に基づく判断指標を施設設計・性能評価の観点も考慮し、“考慮すべき事項（除外要件および好ましい条件）”として設定した。

(c) 概要調査の模擬検討

日本列島における地質環境パターン分類をもとに、代表的な地質環境パターンを2種類抽出して（花崗岩－内陸環境、堆積岩－沿岸環境）、各々に仮想調査サイトを設定し、概要調査の模擬検討を行うためのデータセットを既往調査事例に基づき作成した。

さらに、仮想調査サイトに対し模擬設計・性能評価を実施した（図2-5-1）。そして、調査の進展に伴い、データのばらつきに起因する不確実性が低減する効果に関して検討した。一方、地質環境長期安定性（隆起・侵食、火成活動、活断層・活褶曲）に関しては、事例研究をもとに、概要調査の効率的な手順を検討した。

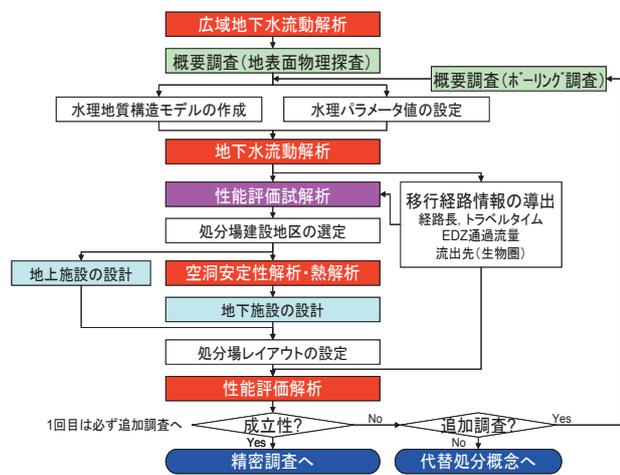


図 2-5-1 処分施設の模擬的な設計・性能評価のフロー

(d) 概要調査の総合調査・評価フローの構築

机上での模擬検討により構築された工学特性に関する概要調査の個別調査・評価フローを統合化することにより「工学特性に関する標準的な調査・評価フロー」を構築した。また、各地質環境パターンでの調査手法の有効性や適用性を加味することにより、日本の地質環境に即した「工学特性に関する統合調査・評価フロー」を構築した。地質環境の長期安定性に関わる調査・評価フローについては、これまで各地質事象について構築した標準的な調査・評価フローを体系的にまとめて「地質環境の長期安定性に関する統合調査・評価フロー」を構築した。これら構築した各統合調査・評価フローを時空間的な関係を考慮して「概要調査の総合的な調査・評価フロー」を構築した（図2-5-2）。

(e) 考慮すべき事項の設定と妥当性検討

代表的な地質環境パターンで仮想的に調査を実施し、検討項目ごとに考慮すべき事項を評価するのに十分な調査データが取得できるか否かを検討した。その結果、概要調査により、基本的に今回設定した考慮すべき事項を判断するのに必要な調査データを取得できる見通しを得た。

なお、本研究は、NUMO 受託研究「地質環境評価に係わる精密調査地区選定のための調査・評価手法の体系化に関する検討」の成果を骨子に、その後の当研究所の研究成果を加えたものである。

(2) 地質環境の調査技術・評価手法の実証^{3,4)}

当研究所横須賀地区の敷地を対象に、処分地の選定調査で実施すると想定される一連の調査技術、評価手法の適用性実証試験を実施した。その結果、概要調査における調査・評価フローとして、既存の検討結果に基づき計画された調査・評価体系の有効性を確認することができた。特に、ボーリング調査法に関し、具体的な掘削、孔内調査・試験および評価の手順などを構築した（図2-5-3）。

(a) 調査段階ごとのモデルの変遷と比較

横須賀地区における一連の調査・試験によって得られた地質環境に関する情報を、既存情報調査（処分地選定プロセスの「文献調査」に相当）、地表調査（「概要調査」のうちの地表調査に相当）、ボーリング調査（「概要調査」のうちのボーリング調査に相当）の3つの段階ご

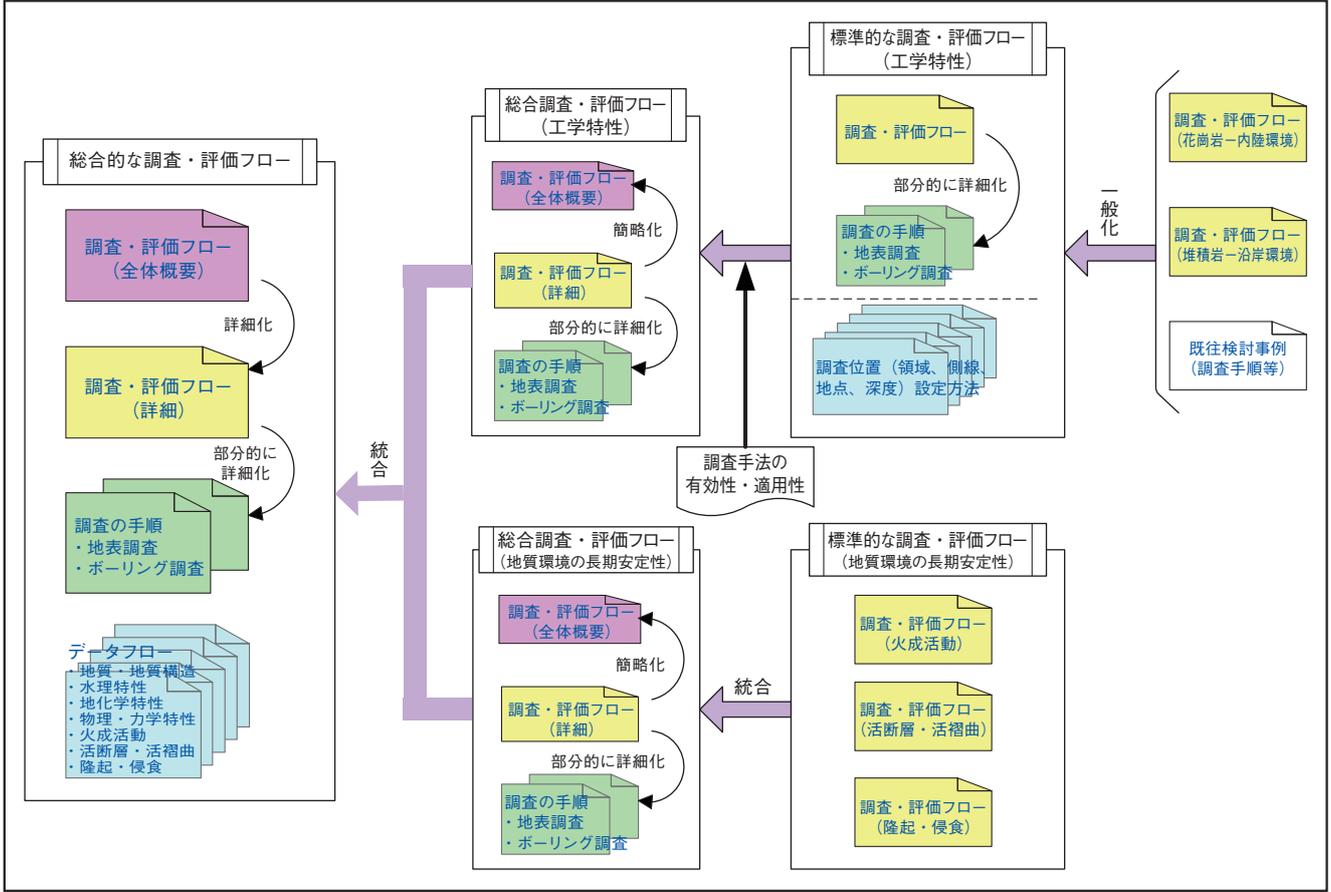


図 2-5-2 概要調査の総合的な調査・評価フローの全体構成

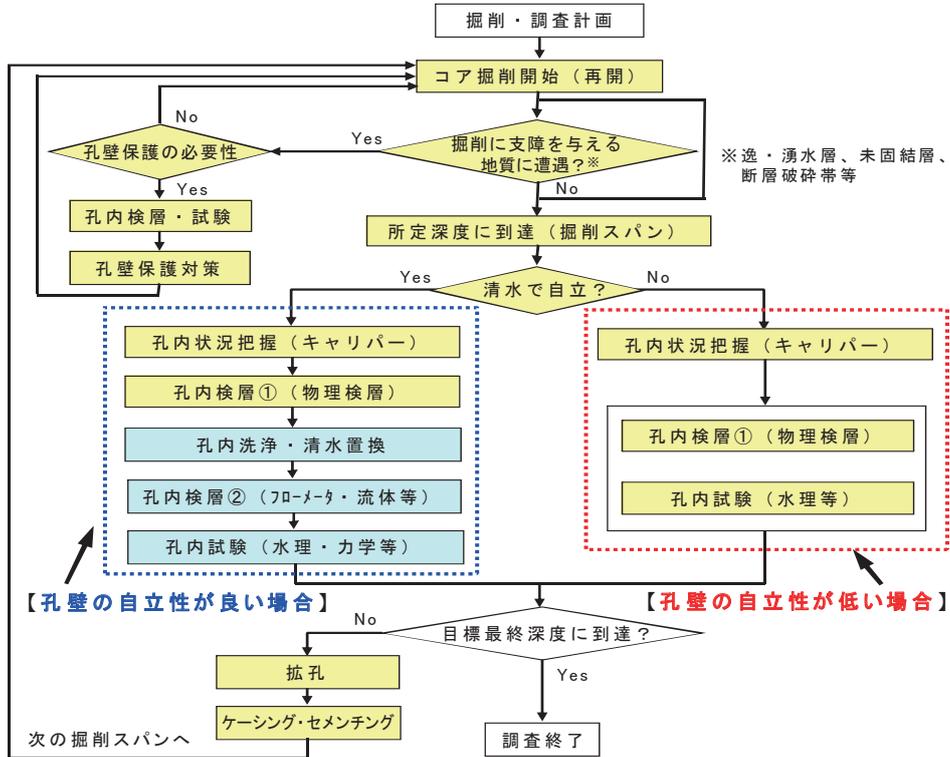


図 2-5-3 概要調査におけるボーリング調査法の実証試験実施手順

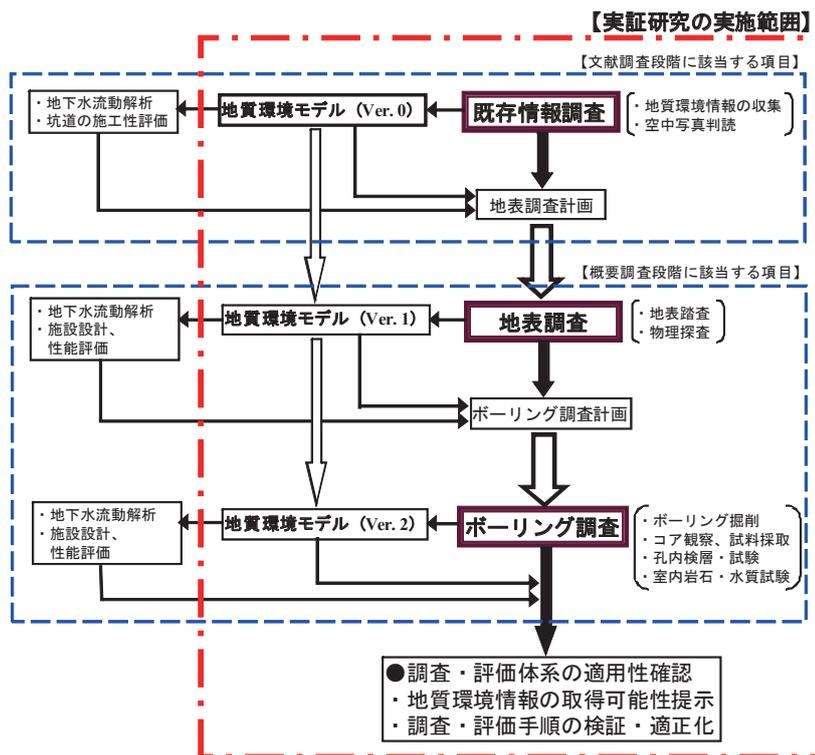


図 2-5-4 地質・岩盤性状の違いに応じた掘削・調査手順

とに整理した(図 2-5-4)。また、それぞれの段階での水理地質構造特性などに関する地質環境モデルを修正、構築し、その結果を踏まえて全体の調査・評価体系の妥当性を検討し、さらに各段階での地質環境モデルの修正、構築に有効な調査技術や試験手法を確認した。

(b) 調査・評価手順の有効性の確認

既存の情報や検討結果に基づき、概要調査の各段階で実施する調査・試験、および評価の手順を事前に作成し、横須賀地区における一連の調査・試験の実績に基づいてその有効性や限界などを確認した。特に、ボーリング掘削・調査に関しては対象となる地質状況の違い(孔壁の自立性)によるケーシングプログラムや孔内調査・試験手順の違い(図 2-5-3) またコア採取率向上手法などを示した⁵⁾。

なお、上記の研究成果は、NUMO との共同研究として 2006 年度～ 2009 年度に実施したものである。

参考文献

2-1

- 1) 小池一之、町田 洋編：日本の海成段丘アトラス、東京大学出版、p.106 および CD-ROM、2001 年。
- 2) 吉山 昭、柳田 誠：河成地形面の比高分布からみた地殻変動、地学雑誌、104、pp.809-826、1995 年。
- 3) 幡谷竜太、柳田 誠、佐藤 賢、佐々木俊法：宮城県陸前川崎盆地における海洋酸素同位体ステージ 6 河成段丘の認定とその意義、第四紀研究、44、pp.155-167、2005 年
- 4) 幡谷竜太：河成段丘を用いた第四紀後期の隆起量評価手法の検討 (1) 段丘対比の考え方の提案と河成段丘の編年に関わるケーススタディー、電力中央研究所研究報告 N05005、p.28、2005 年 9 月。
- 5) 幡谷竜太：河成段丘を用いた第四紀後期の隆起量評価手法の検討 (2) 那珂川沿いに分布する河成段丘の層序、電力中央研究所研究報告 N05016、p.30、2006 年 4 月。
- 6) 幡谷竜太、柳田 誠、山本真哉、佐藤 賢、古澤 明：新潟県魚沼丘陵北部の河成段丘の層序、応用地質、47、pp.140-151、2006 年。
- 7) 幡谷竜太、濱田崇臣：河成段丘の分布から見た内陸部の隆起特性評価 - 新潟県中越地域の例 -、電力中央研究所研究報告 N08044、p.33、2009 年 8 月。
- 8) 古澤 明：RIPL 法により由布岳火山周辺のテフリックレスから見出した火山活動、地質学雑誌、110、pp.19-37、2004 年。

- 9) 山本真哉、幡谷竜太、濱田崇臣：数値標高モデルを用いた段丘面形状の定量化と段丘対比への応用、電力中央研究所研究報告 N07017、p.25、2008年2月。
 - 10) 濱田崇臣、幡谷竜太：段丘の対比・編年の信頼性向上のための風化指標の検討－新潟県中越地域等に分布する段丘の観察・分析結果に基づいて－、電力中央研究所研究報告 N08063、p.33、2009年8月。
 - 11) 濱田崇臣・幡谷竜太、河成段丘を用いた内陸部隆起量評価手法の適用性の検討－経験的指標を重視したアプローチ－、電力中央研究所研究報告、N10050、2011年7月。
 - 12) 濱田崇臣、段丘の対比・編年の信頼性向上のための風化指標の検討（その2）－段丘礫の風化状態の把握と対比指標の適用条件の提示－、電力中央研究所研究報告、N12007、2012年10月。
 - 13) 幡谷竜太：河成段丘を用いた第四紀後期の隆起量評価手法の検討（3）過去10万年間の隆起量分布により明らかにされた内陸部の地殻変動、電力中央研究所研究報告 N05017、p.21、2006年4月。
 - 14) Hataya R., Yanagida M. and Sato M. : Study on characterization of Quaternary tectonic movement by uplift estimation using fluvial terraces. In Stability and Buffering Capacity of the Geosphere for Long-term Isolation of Radioactive Waste: Application to Crystalline Rock, OECD/NEA No.6362, pp.217-225, 2009.
 - 15) 近藤浩文：火山活動の時空分布特性評価の現状と課題－東北日本を中心に－、月刊地球、26、pp.401-406、2004年。
 - 16) Kondo, H. : Regional-scale volcanology in support of site-specific investigations, In: Connor, C, N. Chapman and L. Connor (eds), Volcanic and Tectonic Assessment for Nuclear Facilities, Cambridge University Press, pp.307-325 (Chapter 12), 2009.
 - 17) Nakamura, K. : Volcanoes as possible indicators of tectonic stress orientation -principle and proposal, Journal of Volcanology and Geothermal Research, 2, pp.1-16, 1977.
 - 18) 高橋正樹：日本列島第四紀島弧火山における地殻内浅部マグマ供給システムの構造、火山、42、S175-S187、1997年。
 - 19) 三浦大助、土志田潔、幡谷竜太、阿部信太郎：活火山の火口移動に関する検討－電力重要構造物の立地に関わる基本的留意点－、電力中央研究所研究報告、N05024、p.19、2006年5月。
 - 20) 土木学会 原子力土木委員会 地下環境部会：概要調査地区選定時に考慮すべき地質環境に関する基本的考え方、2001年。
 - 21) 核燃料サイクル開発機構：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－、分冊1 わが国の地質環境、JNC TN1400 99-021、1999年。
 - 22) Kondo, H., Kaneko, K. and Tanaka, K. : Characterization of spatial and temporal distribution of volcanoes since 14 Ma in the Northeast Japan arc, Bulletin of the Volcanological Society of Japan, 43, pp.173-180, 1998.
 - 23) Kondo, H., Tanaka, K., Mizuochi, Y. and Ninomiya, A. : Long-term changes in distribution and chemistry of middle Miocene to Quaternary volcanism in the Chokai-Kurikoma area across the Northeast Japan Arc, The Island Arc, 13, pp.18-46, 2004.
 - 24) Tamura, Y., Tatsumi, Y., Zhao, D., Kido, Y. and Shukuno, H. : Hot fingers in the mantle wedge: new insights into magma genesis in subduction zones, Earth and Planetary Science Letters, 197, pp.105-116, 2002.
 - 25) Hasegawa, A., Nakajima, J., Umino, N. and Miura, S. : Deep structure of the northeastern Japan arc and its implications for crustal deformation and shallow seismic activity, Tectonophysics, 403, pp.59-75, 2005.
 - 26) 上田圭一：横ずれ断層の変位に伴う岩盤の3次元変形過程－ヘリカルX線CTを用いた断層変位実験による検討－、電力中央研究所研究報告 N08039、p.22、2009年7月。
 - 27) 上田圭一、井上大栄、宮腰勝義、宮川公雄、三浦大助：長大な活断層系における活動性調査法の高精度化－現地調査・模型実験による断層系の発達過程・断層変位地形の形成過程に関する検討－、電力中央研究所研究報告 U03022、2003年11月。
- 2-2**
- 1) 木方建造、新 孝一、鈴木浩一、宮川公雄、岡田哲実、増原康布、井ヶ田德行、小早川博亮、山本真哉：コントロールボーリングによる掘削・調査技術の開発（フェーズ1）、電力中央研究所総合報告 N01、p.114、2006年5月。
 - 2) 木方建造、新 孝一、大津正士、宮川公雄、鈴木浩一、岡田哲実、須永崇之、小早川博亮、末永弘、井ヶ田德行、山本真哉：コントロールボーリングによる掘削・調査技術の開発（フェーズ2）－掘削・調査システムの高度化と断層への適用－、電力中央研究所総合報告 N03、p 97、2009年8月。
 - 3) 長谷川琢磨、馬原保典、中田弘太郎、秦野輝儀：地下水年代測定評価技術の開発（その4）－ ^{36}Cl と ^4He による地下水年代測定法のオーストラリア大鑽井盆地における検証－、電力中央研究所研究報告 N05068、2006年8月。
 - 4) 長谷川琢磨、中田弘太郎：地下水年代測定評価技術の開発（その7）－大鑽井盆地の ^{36}Cl と ^4He による地下水年代測定結果の地下水流動解析による検証－、電力中央研究所研究報告 N07037、2008年7月。
 - 5) 馬原保典：岩石コアを用いた地下水年代測定の試み（その1）、電力中央研究所研究報告 U01035、2002年3月。
 - 6) 中田弘太郎、長谷川琢磨、東原知広：地下水年代測定評価技術の開発（その1）－地下水年代測定のためのコア間隙水中希ガス抽出技術の確立と適用－、電力中央研究所研究報告 N05065、2006年12月。

- 7) 中田弘太郎、長谷川琢磨、東原知広：地下水年代測定評価技術の開発（その2）－He濃度の深度方向分布を利用したオーストラリア大鑽井盆地におけるHeフラックスの評価－、電力中央研究所研究報告 N05066、2006年12月。
- 8) 中田弘太郎、長谷川琢磨、大山隆弘：地下水年代測定評価技術の開発（その5）－岩石間隙水における同位体比評価のための同位体交換法の開発－、電力中央研究所研究報告 N06034、2007年6月。
- 9) 中田弘太郎、大山隆弘、東原知広、長谷川琢磨、橘川貴史：地下水年代測定評価技術の開発（その6）－低透水性岩盤における地下水抽出法の提案－、電力中央研究所研究報告 N07012、2007年12月。
- 10) 長谷川琢磨、中田弘太郎、大山隆弘：地下水年代測定評価技術の開発（その8）－ ^{36}Cl による難透水層評価方法の検討－、電力中央研究所研究報告 N07038、2008年7月。
- 11) 富岡祐一、中田弘太郎、長谷川琢磨、後藤和幸：地下水年代測定評価技術の開発（その9）－溶存有機物を用いた ^{14}C 地下水年代測定方法の開発－、電力中央研究所研究報告 N07039、2008年7月。
- 12) 中田弘太郎、長谷川琢磨：地下水年代測定評価技術の開発（その10）－北海道幌延地区における ^4He ・ ^{36}Cl 法適用の試み－、電力中央研究所研究報告 N09027、2010年6月。
- 13) 馬原保典、長谷川琢磨：スウェーデン・ハードロック地下研究施設における高レベル廃棄物処分のための国際共同研究（その7）－溶存He濃度と放射性塩素同位体比($^{36}\text{Cl}/\text{Cl}$)を組み合わせた地下水年代測定法の新たな提案－、電力中央研究所研究報告 U02040、2003年4月。
- 14) 馬原保典、中田英二：化石海水の同定手法の提案－太平洋炭鉱における地下水水質・同位体分布と ^{36}Cl 測定による地下水年代評価－、電力中央研究所研究報告 U03019、2003年11月。
- 15) 長谷川琢磨、田中靖治、馬原保典：スウェーデン・ハードロック地下研究施設における高レベル廃棄物処分のための国際共同研究（その6）－エスポHRL建設時の地下水挙動に着目した地下水流動解析モデルの検証－、電中研研究報告 U02039、2003年4月。
- 16) 田中靖治、長谷川琢磨：スウェーデン・ハードロック地下研究施設における高レベル放射性廃棄物処分のための国際共同研究（その8）－割れ目ネットワークを対象とした原位置トレーサ試験の数値解析－、電中研研究報告 N06033、2007年6月。
- 17) 田中靖治：スウェーデン・ハードロック地下研究施設における高レベル放射性廃棄物処分のための国際共同研究（その11）－結晶質岩地域における長期間揚水試験の数値解析－、電中研研究報告 N12009、2012年12月。
- 18) Lima O. A. L. : Water saturation and permeability from resistivity, dielectric, and porosity logs, *Geophysics*, 60, pp.1756-1764, 1995.
- 19) 鈴木浩一：物理探査法による地盤の工学的な地盤物性値の可視化について、*応用地質*、42、pp.342-350、2002年。
- 20) 核燃料サイクル開発機構幌延深地層研究センター：幌延深地層研究計画平成16年度調査研究成果報告、JNC TN5400 2005-001、2005年。
- 2-3
- 1) 末永 弘、中田英二：沿岸海底下堆積岩における空洞掘削に伴う地下水理への影響、電力中央研究所研究報告 N07043、2008年6月。
- 2) 中田英二、小野雅弘、市原義久、飯島幸夫：地下水水質と堆積岩の急速スレーキング特性、*資源地質*、56、2006年。
- 3) Nakata, E., Mahara, Y., and Ichihara, Y. : Groundwater chemistry within a sub seafloor coal mine Hokkaido, *Proc. of 12th Water-Rock Interaction*, 2007.
- 4) ニューロンネットグループ、桐谷滋、飯沼一元：入門と実習ニューロコンピュータ、1989年。
- 2-4
- 1) 大山隆弘、猪原芳樹、長岡 亨：地下岩盤の地化学環境調査・評価技術の開発－六ヶ所サイト試験空洞周辺岩盤の酸化還元状態と将来予測、電力中央研究所研究報告 N07001、2007年6月。
- 2) 長岡 亨、平野伸一、中村孝道：放射性廃棄物の地層処分における処分環境形成に及ぼす微生物影響評価－モデル実験系の構築－、電力中央研究所研究報告 V08034、2009年5月。
- 3) 大山隆弘、猪原芳樹、長岡亨、富岡祐一：地下岩盤の地化学環境調査・評価技術の開発（その2）－六ヶ所サイトの岩石の地化学緩衝ポテンシャル－、電力中央研究所研究報告、N10048、2011年5月。
- 4) 窪田健二、猪原芳樹、大山隆弘：自然電位探査法による岩盤の酸化還元状態評価法の提案、電力中央研究所研究報告、N11017、2012年4月。
- 5) 大山隆弘、猪原芳樹、長岡亨、下島公紀：地下岩盤の地化学環境調査・評価技術の開発（その3）－六ヶ所サイト地下空洞周辺での地化学環境調査手法の適用性検討－、電力中央研究所研究報告、N11043、2012年4月。
- 6) 猪原芳樹、大山隆弘、窪田健二：pHと自然電位測定による還元環境調査手法の検討、*応用地質*、53、183-190、2012年。
- 7) S. Stores-Gascoyne, A.S chippers, B. Schwyn, S. Poulain, I C. Sergeant, and M. Simonoff, C. Le Marrec, S. Altmann, T. Nagaoka, L. Mauclair and J. McKenzie, S. Daumas, A. Vinsot, C. Beaucaire I and J.-M. Matray : Microbial Community Analysis of Opalinus Clay Drill Core Samples from the Mont Terri Underground Research Laboratory, Switzerland, *Geomicrobiology Journal*, 24:1-17, 2007.
- 8) Takamichi Nakamura, Toru Nagaoka, Shiro Tanaka, Takahiro Oyama, Shin-ichi Hirano, Ei-ichi Ishii, Teruki Iwatsuki, Naoya Ohmura and Kenzo Kiho : Indigenous microbial diversity and abundance in the undisturbed rock matrix from the Horonobe, northern Hokkaido, Japan, *Geomicrobiology Journal*, in preparation.
- 9) 吉田直樹、長岡 亨：低レベル放射性廃棄物の余裕深度

処分調査坑周辺における微生物群集解析、電力中央研究所研究報告 V06022、2007年5月。

- 10) 長岡 亨、渡部良朋、Akira Kudo：環境中における放射性核種の挙動に及ぼす微生物影響評価－プルトニウムとネプツニウムのベントナイトへの吸着挙動に及ぼす地下微生物の還元作用およびシデロフォアの影響、電力中央研究所研究報告 U01063、2002年4月。
- 11) 長岡 亨、渡部良朋：地下環境中における放射性核種の挙動に及ぼす微生物影響評価（その2）－浅地中における微生物作用を伴う難溶解性水酸化コバルトの溶解の可能性、電力中央研究所研究報告 U03030、2004年2月。
- 12) Toru Nagaoka: Microbially mediated removal of Np(V) by *Desulfovibrio desulfuricans*-Implication of microbial immobilization at the radioactive waste repository, *Journal of Nuclear and Radiochemical Sciences*, 6(1), pp.85-86, 2005.
- 13) 長岡 亨：放射性廃棄物処分における微生物影響研究－現状と核種移行に及ぼす影響－、原子力バックエンド研究、14、pp.55-59、2007年。
- 14) 田中靖治、長谷川琢磨、澤田昌孝、長岡 亨、馬原保典：スウェーデン・ハードロック地下研究施設における高レベル廃棄物処分のための国際共同研究（1999-2008）－地下水環境評価法と性能評価手法の実証、電力中央研究所総合報告 N06、2009年8月。

2-5

- 1) 木方建造、新 孝一、近藤浩文、田中靖治、幡谷竜太、上田圭一、長谷川琢磨：高レベル放射性廃棄物処分に係る概要調査の体系化研究－調査・評価フローの構築と要素技術開発－、電力中央研究所総合報告 N11、2010年5月。
- 2) 特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律、平成12年法律第117号、2000年、2007年3月改正。
- 3) 三和 公他：概要調査技術に係わる実証研究（その1）－実証研究の概要－、日本応用地質学会、平成21年度研究発表会講演論文集、pp.103-104、2009年。
- 4) 近藤浩文他：概要調査技術に係わる実証研究（その2）－地質・岩盤性状の違いを考慮した掘削・孔内調査・試験手順の検討－、日本応用地質学会、平成21年度研究発表会講演論文集、pp.105-106、2009年。
- 5) 近藤浩文・木方建造・五嶋慶一郎・長谷川琢磨・濱田崇臣・大山隆弘・鈴木浩一・後藤和幸・末永弘・中田弘太郎・田中姿郎・長岡亨・窪田健二・土宏之・三和公・村元茂則・河野一輝・伊藤久敏：高レベル放射性廃棄物等の処分地選定のための概要調査技術に係わる実証研究－地質環境条件に応じた掘削・孔内調査・試験手法の適用性と課題－、電力中央研究所総合報告 N15、2011年7月。

第3章

施設 / 材料
特性評価技術

3-1	処分環境を考慮したベントナイト特性評価技術 …	46
3-2	セメント系材料の長期耐久性試験・評価技術 ……	51
3-2-1	余裕深度処分におけるセメント系材料の 長期耐久性評価に向けた純水および計画 サイト地下水模擬溶液を用いた溶脱挙動 の把握	
3-2-2	高温負荷による普通・低熱ポルトランド セメント硬化体の細孔構造変化とイオン 拡散性に及ぼす影響	
3-3	ベントナイト長期挙動試験・評価技術 ……………	54
3-4	処分場の品質管理技術 ……………	56
3-5	新しい人工バリア材料開発 ……………	58
3-5-1	高耐久性高結晶型コンクリートの溶脱耐久性 評価	
3-5-2	アルカリ環境下でのサポナイトの溶解速度	
3-6	地下空洞の長期安定性評価技術 ……………	61
3-6-1	ボーリングコアによる岩盤評価技術	
3-6-2	ニアフィールド岩盤の計測・評価技術	
3-6-3	熱 - 水 - 応力 3 連成解析技術	

3-1 処分環境を考慮したベントナイト特性評価技術

(1) 背景

ベントナイトは、透水係数が小さいことなどの理由により、高レベル放射性廃棄物の地層処分施設における緩衝材や埋戻し土、および低レベル放射性廃棄物処分施設における低透水層や埋戻し土などとして用いられることが検討されている。また、低透水性の確保のために適度な膨潤性を有することも必要である。

ベントナイトの透水係数は、高レベル放射性廃棄物処分では、地下水に含まれる可能性がある海水を起源とする塩分により、透水係数が増大すること、ならびに膨潤性が低下することが懸念されている（図3-1-1）。そこで、海水の影響によるベントナイトの透水係数の増大、ならびに膨潤性の減少を実験的に検討するとともに、施工管理や事前の予測を行う数値シミュレーションのために、その影響をモデル化する必要がある。さらに、海水による膨潤圧の低下は、高レベル放射性廃棄物処分におけるオーバーバックの沈下を増大させる可能性があるため、その影響を定量的に評価する必要もある。

一方、高密度ベントナイトは、緻密であるため透気性が低く、地下深部の還元性環境下における金属廃棄物の腐食などにより発生する可能性がある水素ガスを、速や

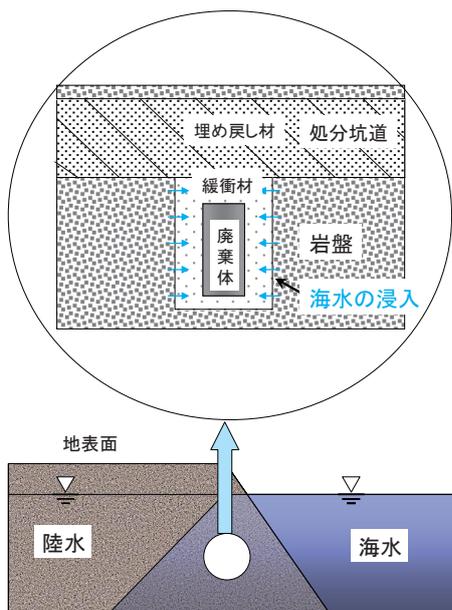


図 3-1-1 海水などの塩類による影響を検討する背景 (高レベル放射性廃棄物処分の場合)

かに排出しないことが予想されている。そのため、ガス圧上昇による周辺施設や岩盤への影響の評価などを行う必要がある。このためには、ガス移行現象のメカニズムの解明とそれを踏まえたモデル化、ならびにシミュレーション評価技術の開発が必要である。

(2) 目的

各種ベントナイトの透水係数、ならびに膨潤圧に及ぼす海水の影響メカニズムを解明するとともに、そのモデル化を行う。また、実験的に把握した飽和した高密度ベントナイト中のガス移行特性とガス移行メカニズムを解明し、ガス移行モデルを作成するとともに数値解析コードを開発し、その適用性を検証する。

(3) 主な成果

(a) 海水の濃度が透水係数と膨潤圧に及ぼす影響の把握およびそのモデル化^{1,2)}

各種ベントナイトの透水性、ならびに膨潤性に及ぼす人工海水濃度の影響を実験的に把握した。さらに、ベントナイトの透水係数ならびに膨潤圧に支配的な影響を及ぼす鉱物であるモンモリロナイト結晶（以下、結晶と略称）の集合状態を、人工海水中の塩分による結晶の凝集による1スタック（モンモリロナイト結晶の集合体の単位）あたりの結晶の数の増加として表わしたモデルを開発した（図3-1-2）。このモデルに対して、モンモリロナイト結晶間に作用する引力・斥力、ならびにそれらに及ぼすベントナイトの密度、人工海水の濃度の影響を考

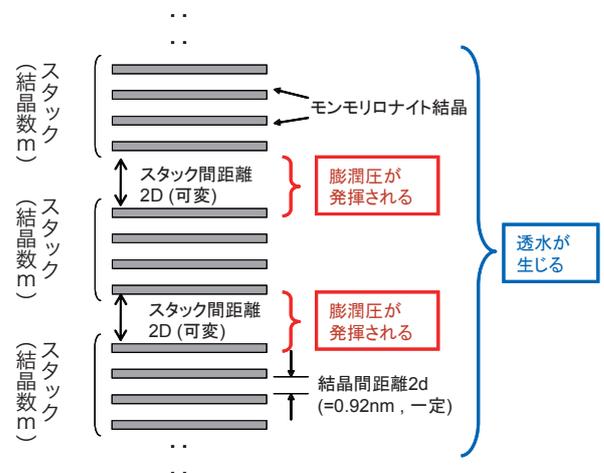


図 3-1-2 新しく提案したモンモリロナイトの構造モデル

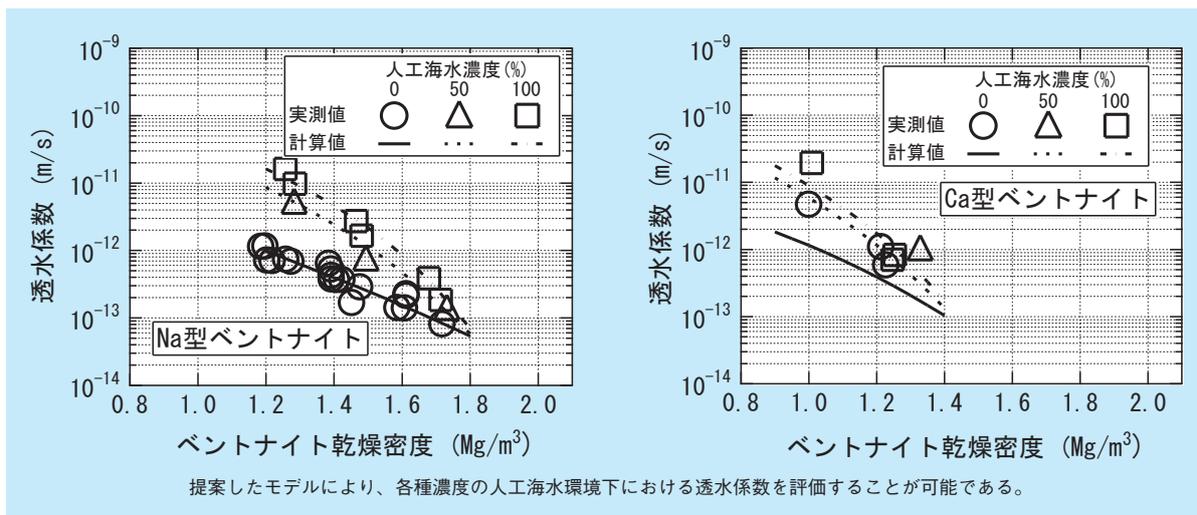


図 3-1-3 透水性係数の実測結果と計算結果の比較の例

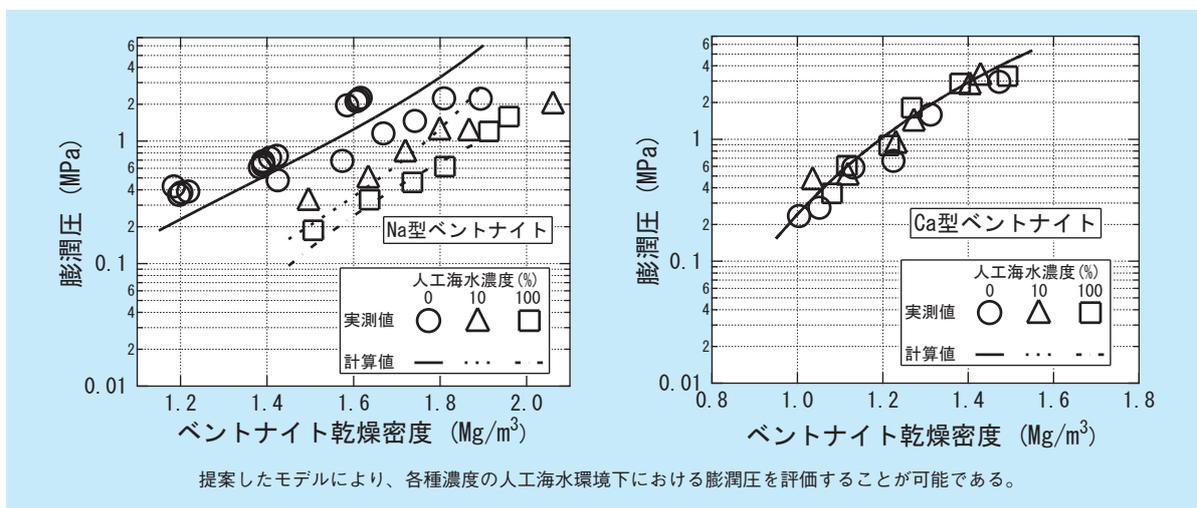


図 3-1-4 膨潤圧の実測結果と計算結果の比較の例

慮してベントナイトの透水性係数と膨潤圧を計算し、各種ベントナイトの種々の人工海水濃度に対する透水性係数と、膨潤圧の実測結果とを比較した。その結果、透水性係数と膨潤圧の実測結果の再現性は、人工海水の濃度やベントナイトの種類によって異なるが、全ての場合において良好に整合していることが分かった (図 3-1-3、図 3-1-4)。

(b) 高レベル放射性廃棄物処分におけるオーバーパックの沈下量ならびに沈下量に及ぼす人工海水濃度の影響の評価^{3,4)}

遠心荷重模型実験装置 (図 3-1-5) を用いて、廃棄体 (図 3-1-6) の沈下実験を行った。本装置による実験結果に対しては、空間と時間に関する明快な相似則が存在

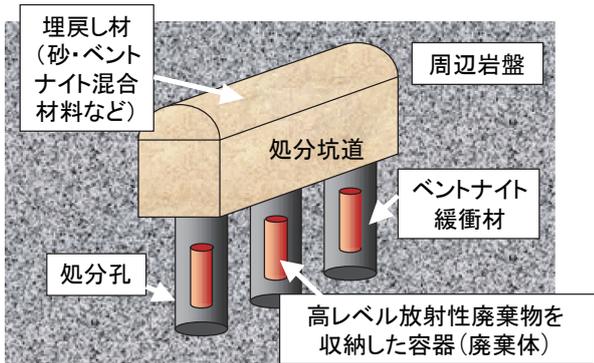
するため、原理的には、例えば実物の 1/100 のスケールで実験を行った場合には、実物で 1,000 年かかる廃棄体の沈下挙動を、約 1 カ月に短縮して再現することができる。得られた知見を以下に示す。

蒸留水環境下における緩衝材のベントナイト乾燥密度と廃棄体の沈下量の関係を探るため、廃棄体の密度 6.48Mg/m³ に対し、膨潤後のベントナイト乾燥密度が 1.15Mg/m³、1.35Mg/m³、1.55Mg/m³ の条件で、廃棄体の沈下実験を行った。その結果、ベントナイト乾燥密度が大きくなるに従い、廃棄体の沈下量が指数関数的に減少することを確認した (図 3-1-7)。

さらに、希釈した人工海水条件下において、3 種類のベントナイト乾燥密度における実験を行った。その結果、

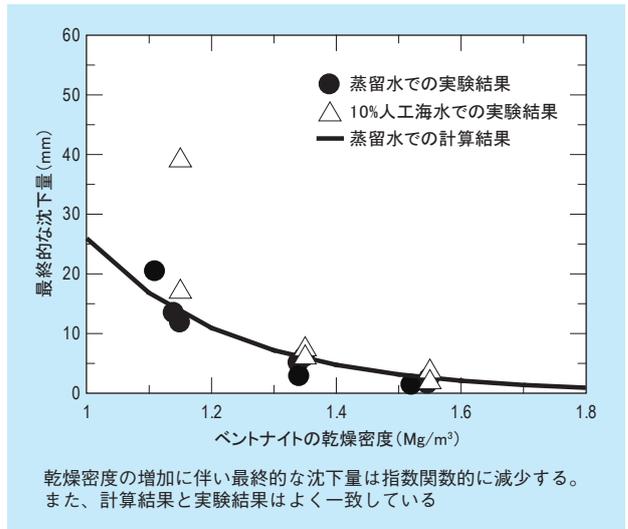


図 3-1-5 締固めたベンナイト上の廃棄体の長期沈下量を測定するための遠心载荷装置



廃棄体周辺には、止水性や核種吸着性などの性能を要求される緩衝材としてベンナイトが設置される。

図 3-1-6 高レベル放射性廃棄物処分施設の概念図 (例)



乾燥密度の増加に伴い最終的な沈下量は指数関数的に減少する。また、計算結果と実験結果はよく一致している

図 3-1-7 試験結果と計算結果の一例

希釈した人工海水環境下における廃棄体の沈下量は、蒸留水環境下における沈下量とおおむね同等 (図 3-1-7) であった。

当研究所の提案する蒸留水、ならびに塩分環境下のベンタイトの膨潤モデル式と応力・変形の釣り合い条件から、蒸留水環境下における廃棄体の沈下量を簡易に予測する手法を提案した。本手法を用いた沈下量の計算結果は実験結果と良好な一致を示しており、提案手法の妥当性が確認された (図 3-1-7)。

(c) ベントナイトのガス移行メカニズム解明とモデル化・数値シミュレーション手法の開発⁵⁻⁷⁾

飽和した高密度ベンタイトを対象として、ガス移行試験を行った。それによると、供試体に加えるガス圧を漸増させた場合、ガス圧がベンタイト供試体の実験開始前の土圧と同程度に達した段階で、最初の破過 (排水・排気側に気泡が出現した時をもって定義する) が生じた。さらにガス圧を増加させると、供試体が収縮するため供試体端部と容器の間に空隙が生じ、大破過 (排気

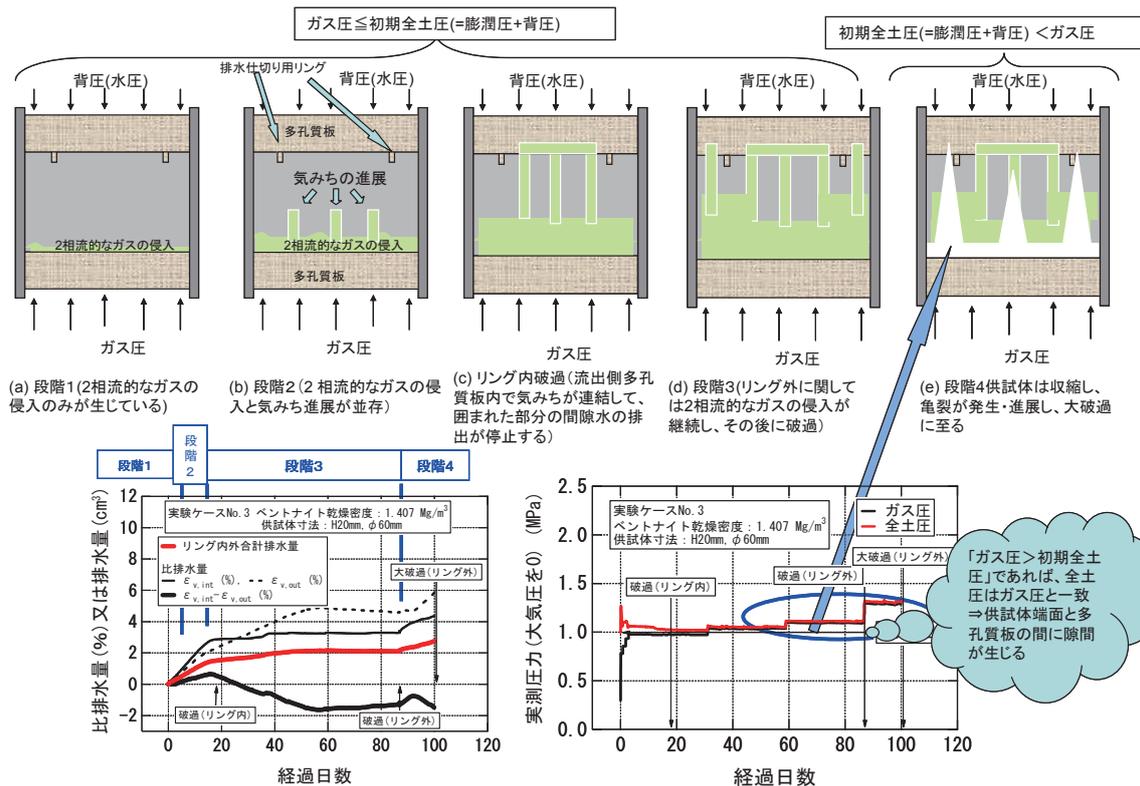


図 3-1-8 実験結果より推定された飽和した高密度ベントナイトの透気メカニズム

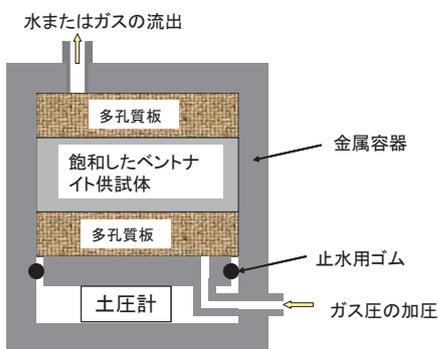


図 3-1-9 ガス加圧実験に使用した装置

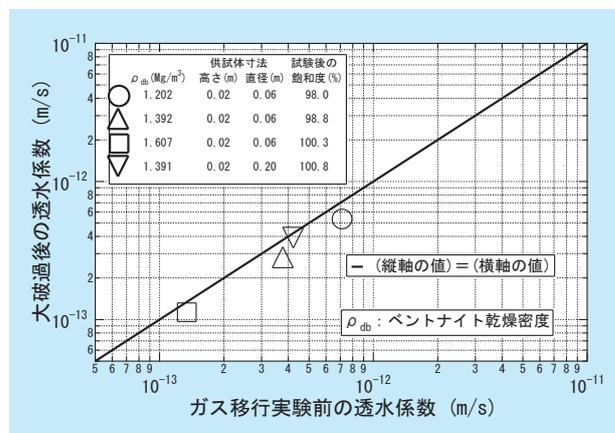


図 3-1-10 大破過に伴う透水係数の変化

量が急激に増大した時をもって定義する)が生じた。これらの実験事実に基づき、ガス浸入開始から大破過に至るメカニズムを推定した(図 3-1-8、図 3-1-9)。また、大破過後に測定したガス流量は、破過後から大破過に達するまでの流量の $10^8 \sim 10^{10}$ 倍程度であり、大破過が施設内に蓄積したガス圧の低下に有効に作用する可能性があることが判明した。一方、大破過後の供試体の透水係数は、試験前と同程度であった。このことにより、大破過によるベントナイトのバリア性能の低下は、無視するかまたはかなり小さいと考えてよいことが分かった

(図 3-1-10)。

次に、ベントナイトの変形を考慮したガス相ならびに水相の連続性を定式化するとともに、新たにベントナイトの不飽和応力ひずみ関係式を提案し、これらに不飽和有効応力の定義式、応力の釣合式などを加えて現象を支配する方程式を誘導し、それに基づいて力学連成気液二相流モデルに基づくガス移行解析コードを開発した。さらに、そのコードを用いて当研究所が実施したガス移行実験の数値シミュレーション計算を行った結果、本ガス

移行解析手法を用いれば、精度よく実測ガス移行挙動評価ができることが明らかとなった（図 3-1-11）。

従来型の気液二相流モデルは、ベントナイト変形の影響を厳密に考慮することはできないが、実務に用いられる機会が多い。そこで、既存の気液二相流解析コードの適用性を検討した。その結果、ガス圧による亀裂発生・伝播の条件式を改良し、気液二相流モデルにおける亀裂発生・伝播の条件式として適用するなどの改良を加えることにより、気液二相流解析コードでガスの侵入開始からガス

流量の急増に至る全過程のガス移行試験結果を再現できることが分かった（図 3-1-12）。

(4) 今後の展開

塩水の影響、高温履歴の影響、コンクリート溶脱水の影響などの化学的な影響をモデル化するとともに、力学的な影響と連成することにより、処分環境下におけるベントナイトの挙動評価手法の総合化を図る。

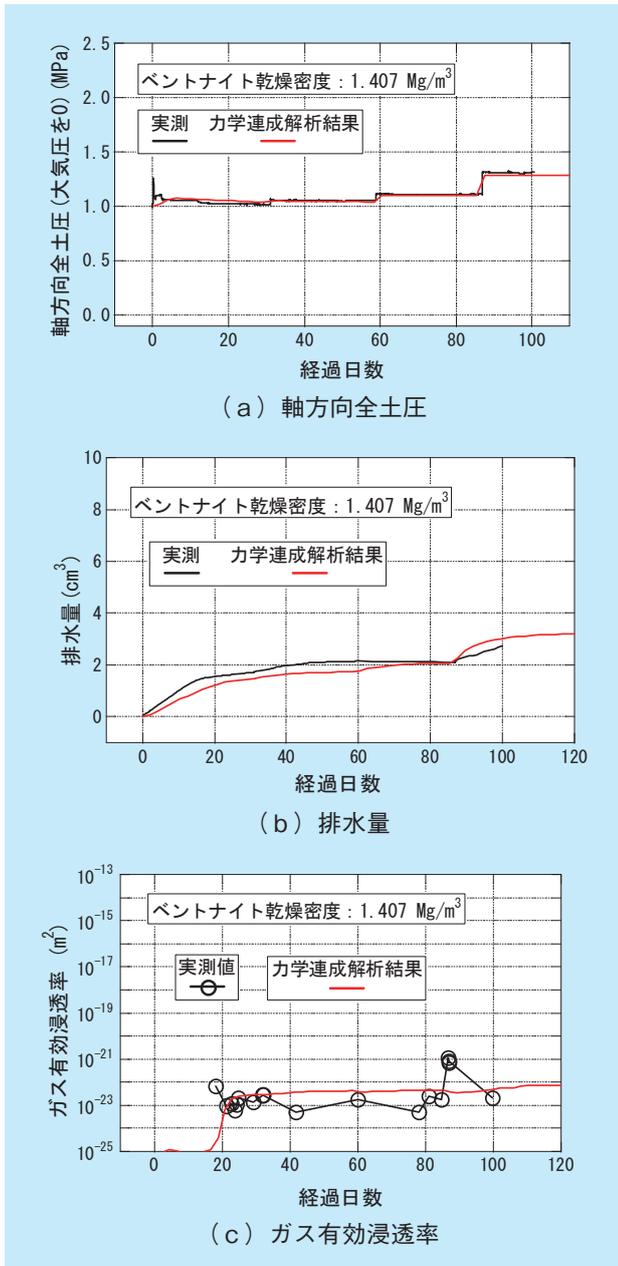


図 3-1-11 実測結果と計算結果の比較

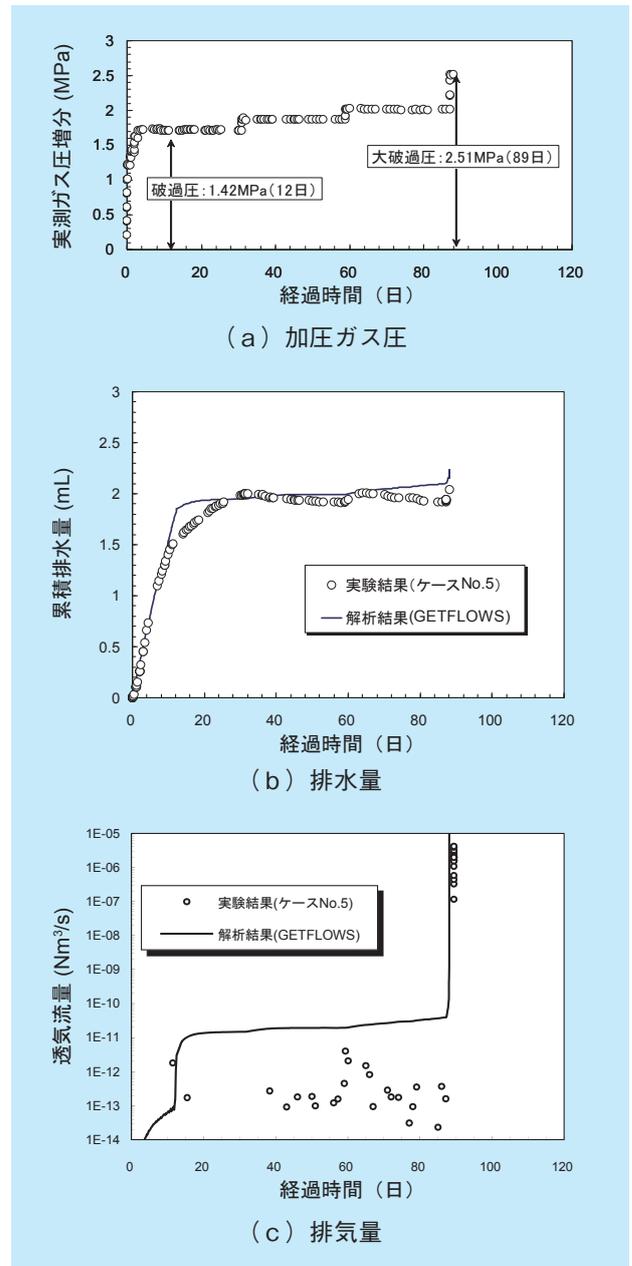


図 3-1-12 ガス圧による亀裂発生・伝播の条件式を導入した来型 2 相流解析結果と実測結果の比較

3-2 セメント系材料の長期耐久性 試験・評価技術

3-2-1 余裕深度処分におけるセメント系材料の 長期耐久性評価に向けた純水および計画 サイト地下水模擬溶液を用いた溶脱挙動 の把握¹⁾

(1) 背景

現在、低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分について、施設設計や安全評価の検討が進められている。地下深度約50～100mへの建設が予定されている同処分施設では、セメント系材料が使用される計画であり、放射性核種の漏えいに対する安全性を評価する上で、セメント系材料の長期性能評価が重要な課題となっている。従来、セメント系材料の劣化現象として、地下水接触による溶脱^{注1)}が取り上げられており、実環境に即したより現実的な溶脱の評価が求められている。

(2) 目的

余裕深度処分施設に用いられるコンクリートとして計画されている配合（計画配合）について、溶脱抵抗性における計画配合の優位性を評価する。また、公表されている日本原燃六ヶ所村試験空洞の地下水が溶脱挙動に及ぼす影響を評価する。

(3) 主な成果

(a) 溶脱抵抗性における計画配合の優位性評価

計画配合を参考に、低熱ポルトランドセメントにフライアッシュを30%置換したセメントペーストおよびモルタル供試体を作製し、3年にわたる純水交換型浸漬試験を実施した。その結果、普通ポルトランドセメントを使用した供試体や高炉スラグ微粉末を置換使用したその他の供試体と比較し、CaやSiの溶出量が低減され、供試体中のCa濃度の低下深さ（溶脱フロント）も小さくなることが明らかとなり、本実験範囲内において、計画配合の溶脱抵抗性に関する優位性が確認された（図3-2-1）。

注1) セメント硬化体が長期間水と接することにより、水酸化カルシウムなどのセメント水和物が徐々に溶出し、硬化体組織が多孔化する現象

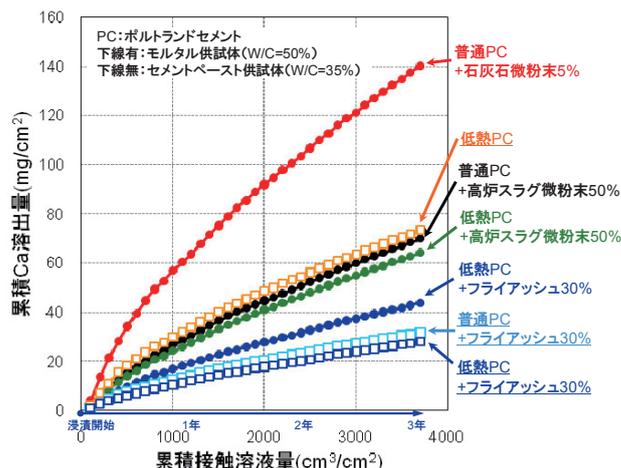


図 3-2-1 長期純水浸漬試験におけるカルシウム溶出量の推移

表 3-2-1 計画サイト地下水模擬溶液の組成

測定濃度平均値 (mg/dm ³)							測定pH 平均値
Na ⁺	K ⁺	Ca ²⁺	Mg ²⁺	Cl ⁻	SO ₄ ²⁻	HCO ₃ ⁻	
14.4	1.4	4.2	4.1	14.7	12.5	31.8	7.6

注) 30mg/cm³程度の炭酸水素イオンを含む。

(b) 計画サイト地下水模擬溶液への浸漬試験における溶脱挙動の把握

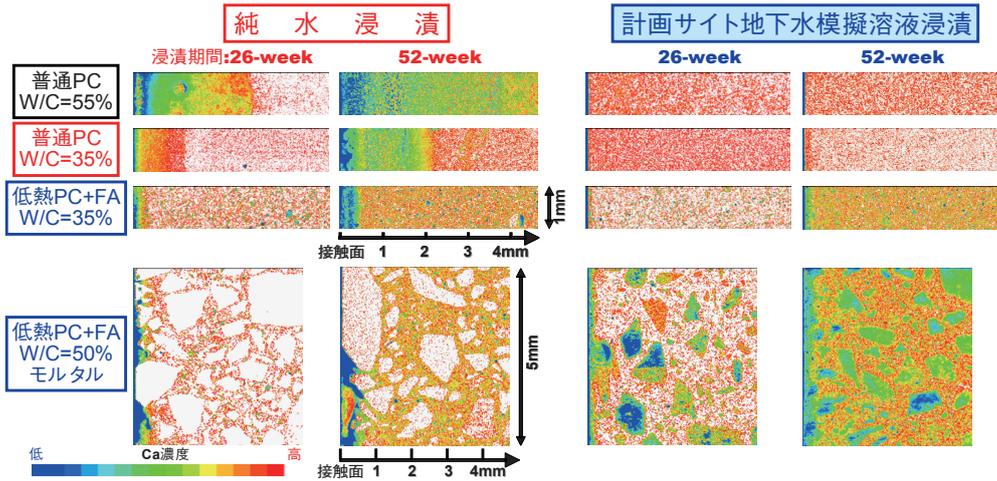
施設の計画サイトにおける地下水模擬溶液（表3-2-1）に浸漬した場合、浸漬溶液のpH上昇量、ならびにCaやSiの溶出量が、純水浸漬と比較し大幅に減少することが確認され（図3-2-2）、この溶脱抑制現象は、沈殿鉱物の同定や元素分布の分析結果から、供試体表層におけるCalcite (CaCO₃、炭酸カルシウム)の沈殿反応に起因するものであることが分かった。

(c) 実施工された吹付けコンクリートと岩盤の界面分析

日本原燃の試験空洞において、実施工された吹付けコンクリートを岩盤とともにコア採取し、吹付けコンクリートと岩盤の界面近傍を対象に、元素分布の分析を行った。その結果、界面にCa/Cモル比が1前後と推定される炭素濃度の高い領域が認められ、Calciteの沈殿が示唆された（図3-2-3）。

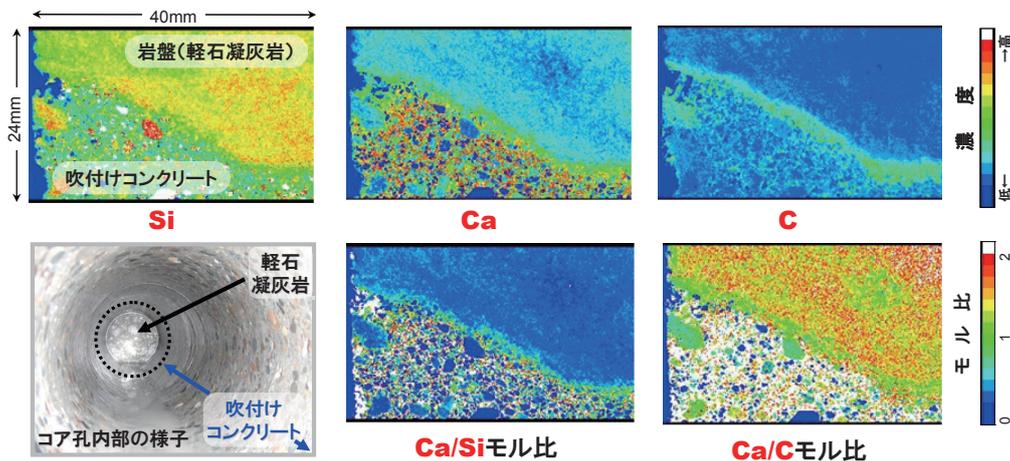
(4) 今後の展開

地下水流動や地下水中のイオン拡散性などの地下環境特性に基づいたセメント系材料の長期変質解析を実施する。



純水浸漬では、表層より水酸化カルシウムなどのセメント水和物が溶脱し、徐々にカルシウム濃度が低下するのに対し、地下水模擬溶液へ浸漬した場合は、セメント種類や水セメント比に拘わらず、カルシウム濃度の低下が大幅に抑制された。

図3-2-2 純水および計画サイト地下水模擬溶液へ浸漬したセメント系材料のカルシウム濃度分布



施工後約1年間、岩盤中の地下水と接触していたと考えられる吹付けコンクリートと岩盤の界面において、カルシウムと炭素の濃度が高い層が認められ、この領域のCa/Cモル比が1程度であることから、Calcite (CaCO₃)の沈殿が示唆された。

図3-2-3 処分計画サイト付近の試験空洞に施工された吹付けコンクリートと岩盤の界面近傍の元素分布

3-2-2 高温負荷による普通・低熱ポルトランドセメント硬化体の細孔構造変化とイオン拡散性に及ぼす影響²⁾

(1) 背景

放射性廃棄物処分では、放射性核種の崩壊熱が人工バリアの核種移行抑制機能に悪影響を及ぼさないよう、設計・評価が進められている。その影響が有意と認められれば、廃棄体の収納設計や容器仕様の変更などで対応が取られる。より合理的な評価を実施するためには、廃棄体に近接する人工バリアへの熱影響を十分把握しておく

必要がある。熱負荷の程度によっては、人工バリアを構成するマイクロ構造であるセメント水和物の化学的性質や細孔構造に変化が生じる場合もあるため、拡散係数や分配係数といったバリア性能に及ぼす熱影響を、定量評価することが求められている。

(2) 目的

処分環境をもとに設定した温・湿度条件が、普通および低熱ポルトランドセメント硬化体の細孔構造変化に及ぼす影響を実験的に分析評価する。

(3) 主な成果

材料要因として、水セメント比（35、55%）やセメントの種類（普通、低熱ポルトランドセメント）を変化させたセメントペースト供試体（1年間20℃湿空養生）を用いて高温負荷試験を実施し、環境条件（温度条件60、80℃、湿度条件40、90%RH、水中、負荷期間3、6、12カ月）が細孔構造変化に及ぼす影響を、水銀圧入式ポロシメータ^{注2)}によって分析した。また、90%RH条件で高温負荷試験を行った普通ポルトランドセメントペースト供試体については、酢酸イオンの有効拡散係数の測定結果を踏まえ、細孔構造変化の影響を調べた。これらの検討により、以下の成果を得た。

(a) 湿度条件が細孔構造変化に及ぼす影響

湿度条件40%RHにおける高温負荷（60、80℃）により、セメント水和物からの水和水逸散によって、セメントペースト供試体のしきい細孔径^{注3)}は大きい径へとシフトし、累積細孔量^{注4)}が増加した。この傾向は、セメントの種類や水セメント比によらず、負荷温度が高いほど、負荷期間が長いほど顕著であった。

(b) 温度条件が細孔構造変化に及ぼす影響

①水セメント比35%の場合、水分供給が比較的良好な条件（90%RH、水中）の高温負荷（60、80℃）では、負荷温度が高いほど、負荷期間が長いほどしきい細孔径は小さくなったが、直径10nm程度以下の径の細孔量が増加し、累積細孔量が増加した。この現象には、高温負荷によるカルシウムシリケート水和物（以下C-S-H）の組織構造変化が影響していることも一因として挙げられるが、高温負荷による水酸化カルシウム含有量の増加、つまり未反応セメントの水和進行が認められたことから、高温下で異なる形態のC-S-Hが生成されるなど、セメントの水和反応が関与している可能性が示唆された。

注2) 試料の細孔構造を分析する測定装置の一つ。試料に圧入する水銀の圧力レベルと浸入量から、対応する細孔径と細孔量を算出し、細孔構造を比較評価することができる。

注3) 水銀圧入式ポロシメータを用いた細孔構造の分析において、水銀の圧入量が急激に増加する圧力に対応した細孔径を指す。しきい細孔径は、気体、液体、イオンなどの物質移動抵抗性と密接に関連する指標とされ、多くの研究例がある。

注4) ここでは、水銀圧入式ポロシメータによって測定される細孔直径範囲3.3nm～33μmの細孔総量を指す。

②水セメント比55%の場合では、水分供給が比較的良好な条件においても、高温負荷により、しきい細孔径が、大きな径へとシフトする傾向が認められた。

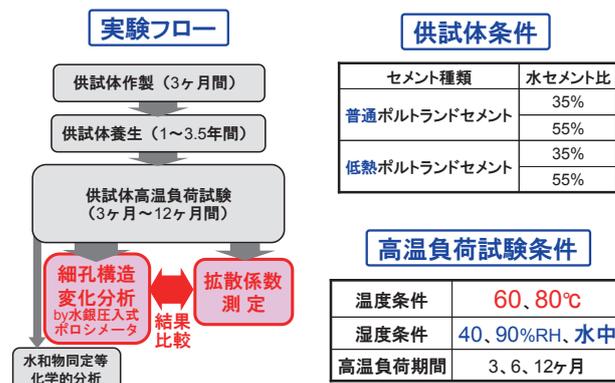


図 3-2-4 実験フローと実験条件

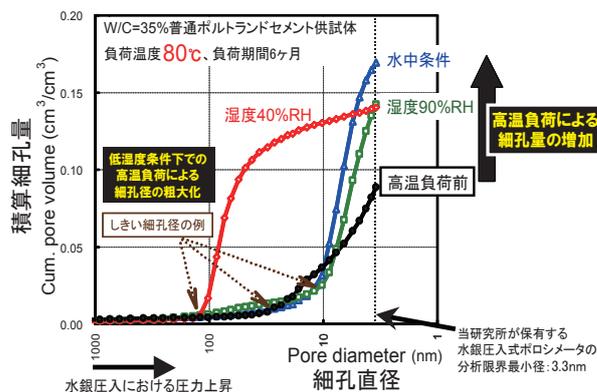


図 3-2-5 80℃高温負荷における湿度条件の影響比較

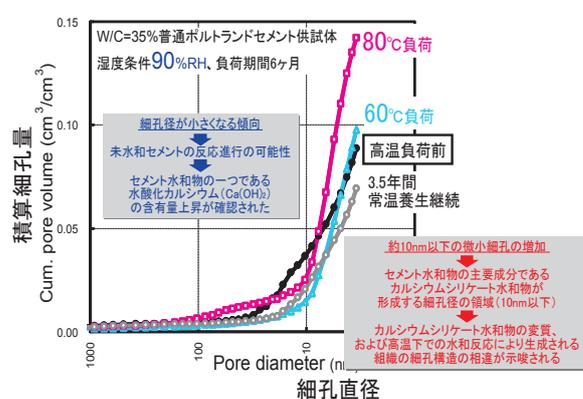


図 3-2-6 湿度90%RH 雰囲気における高温負荷が細孔構造の変化に及ぼす影響

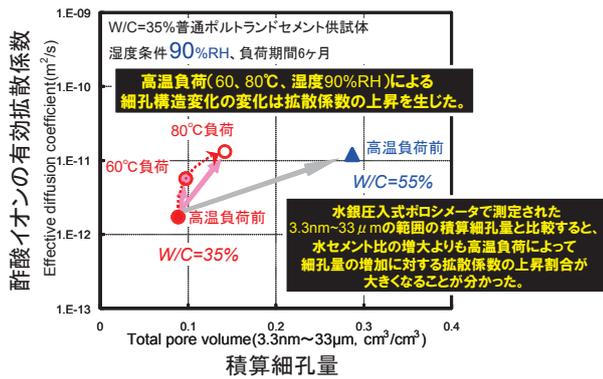


図 3-2-7 高温負荷による積算細孔量の増加と拡散係数の上昇割合

(c) 高温負荷による細孔構造変化がイオン拡散性に及ぼす影響

- ① 90% RH 雰囲気 で 6 カ月間高温負荷試験を実施した普通ポルトランドセメント供試体では、高温負荷による累積細孔量の増加が、酢酸イオンの有効拡散係数の上昇につながることを明らかにした。
- ② 高温負荷を受けた場合の累積細孔量の増加に対する有効拡散係数の上昇割合は、水セメント比の増大や溶脱による拡散係数の上昇と比較して大きいことを示した。
- ③ 約 10nm 以下の径の細孔量増加は、セメント硬化体マトリックスを形成する C-S-H 自体の変質に由来し、その多孔化によって拡散係数の上昇割合が大きくなったものと考えられる。

(4) 今後の展開

より広範囲の温湿度条件での細孔構造変化を把握して、高温負荷による細孔構造変化が拡散係数に及ぼす影響をモデル化し、高温によるセメント水和物の変質がその性能に与える影響のメカニズム解明を図る。

3-3 ベントナイト長期挙動試験・評価技術¹⁾

(1) 背景

低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分施設を安全で合理的に設計するためには、人工バリアの長期耐久性評価を精度よく行う必要がある。余裕深度処分施設で低透水層として使用されるベントナイト系材料は、セメント系材料の溶脱に伴って生成するアルカリ性の溶液の影響で、ベントナイトの構成鉱物が溶解し、期待される特性が変化することが懸念されている。特に、スメクタイトは、ベントナイトの低透水性や膨潤力と密接に関係する主成分鉱物であるから、セメント系材料の溶脱水の組成を考慮した条件でスメクタイトの溶解挙動を評価することは、低透水層の長期耐久性評価においても、処分施設の合理的な設計・性能評価を実施するためにも重要である。

(2) 目的

セメント系材料の溶脱水の組成を考慮した条件でフロースルー溶解実験(図 3-3-1、写真 3-3-1)を実施し、スメクタイトの溶解挙動を実験的に評価する。

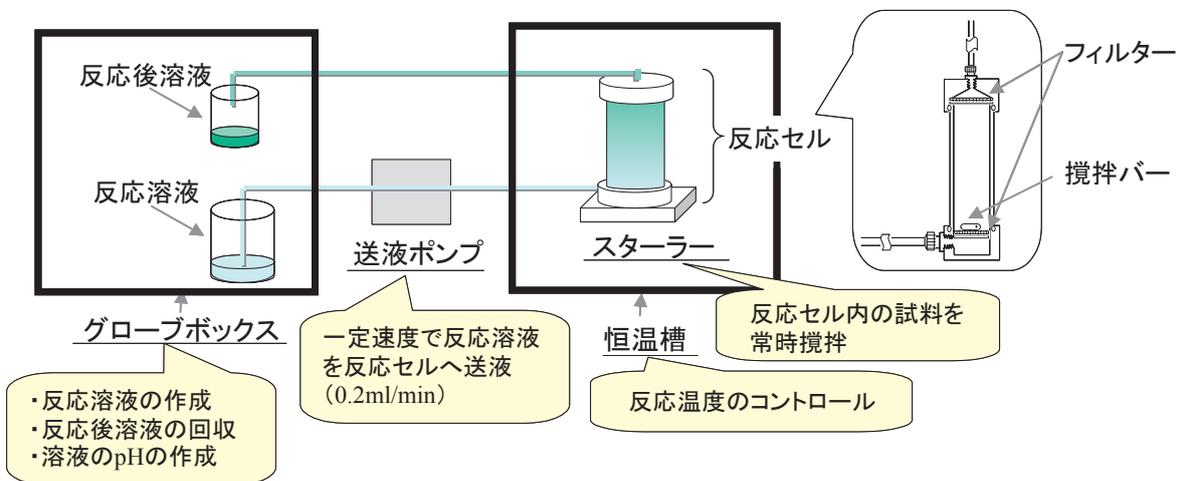


図 3-3-1 フロースルー溶解実験の概略図

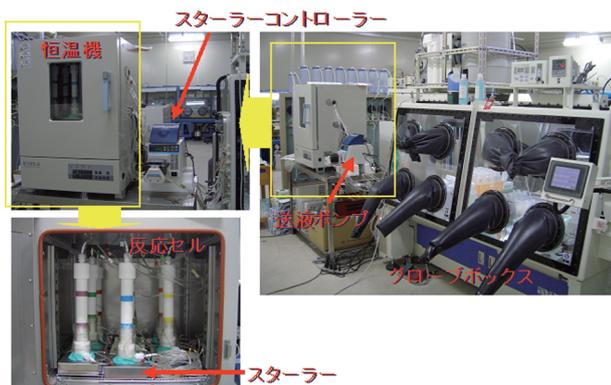


写真 3-3-1 フロースルー実験装置

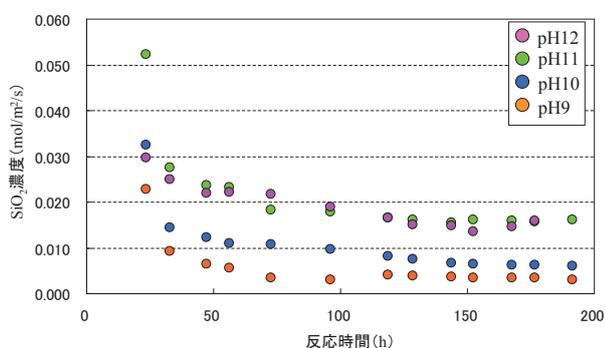


図 3-3-2 反応後溶液中の溶出 SiO_2 濃度の経時変化

(3) 主な成果

(a) スメクタイトの溶解に及ぼすアルカリ溶液の種類の影響評価¹⁾

これまでに報告されているスメクタイトの溶解速度は、 NaOH-NaCl や KOH-KCl 溶液中で得られたものしかない。しかし、処分施設で生成するアルカリ溶液は、セメント系材料の溶脱に起因する。そのため、セメントの主成分 ($\text{Ca}(\text{OH})_2$) を含む $\text{Ca}(\text{OH})_2 - \text{CaCl}_2$ 溶液中で溶解実験を実施し、既往の結果と比較した。 $\text{Ca}(\text{OH})_2 - \text{CaCl}_2$ 溶液中でのスメクタイトの溶解に起因する SiO_2 の溶出挙動は、既往のものと同様に反応初期に高い溶出を示すものの、その後溶出量は減少し、一定の値を示すようになった(図 3-3-2)。一定の値を示すようになった状態(定常状態)における SiO_2 濃度や Al 濃度を用いて、スメクタイトの溶解速度を算出した。その結果、 SiO_2 濃度から算出した溶解速度も、 Al 濃度から算出した溶解速度もほぼ同様の値を示した。このことは、スメクタイトの溶解が、化学量論的に進行していることを示唆している。また、既往の溶解速度と本研究での溶解速

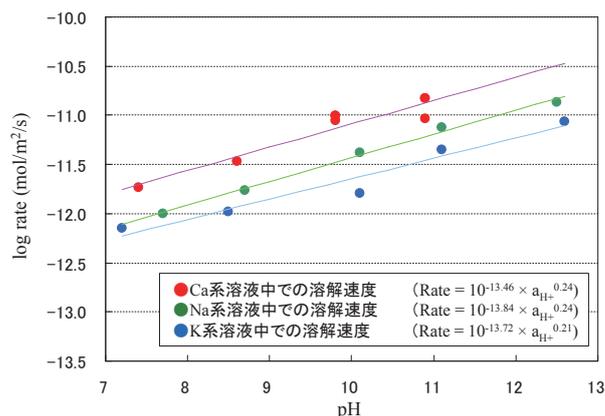


図 3-3-3 $\text{Ca}(\text{OH})_2 - \text{CaCl}_2$ 溶液中での溶解速度と pH の関係

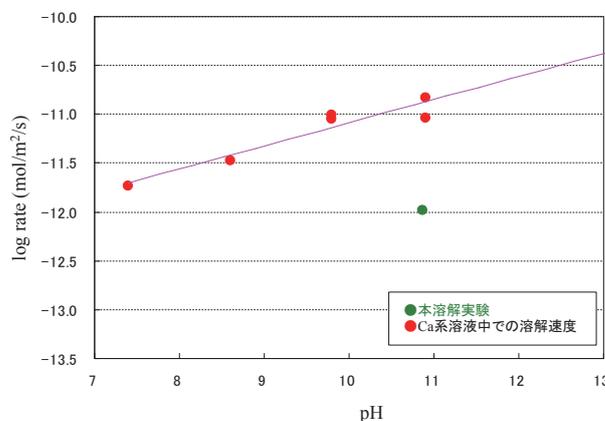


図 3-3-4 フライアッシュ混合低熱セメント溶脱水中での溶解速度と $\text{Ca}(\text{OH})_2 - \text{CaCl}_2$ 溶液中での溶解速度

度を図 3-3-3 に示した。この結果から、アルカリ溶液の種類は、スメクタイトの溶解速度の pH 依存性に大きく影響しないことが明らかとなった。

(b) コンクリート溶脱水中でのスメクタイトの溶解挙動評価

実際のセメント系材料の溶脱水中でのスメクタイトの溶解挙動を評価した。溶脱水の作成に使用したセメント系材料は、フライアッシュ混合低熱セメント (LPC-FA) である。溶解実験の結果、溶脱水の組成によっては、液固比が大きな条件下でも二次生成物の沈殿が示唆された。一方で、二次生成物の沈殿が生じなかった溶解実験における溶解速度は、 $\text{Ca}(\text{OH})_2 - \text{CaCl}_2$ 溶液中での溶解速度よりも遅い結果となった(図 3-3-4)。このことは、溶脱水中に SiO_2 や Al が含まれることで、溶液組成がスメクタイトの溶解平衡に近づいているために、溶解速度が

遅くなったものと推測される。上記の成果により、余裕深度処分施設の環境条件を考慮した溶解速度は、既往の溶解速度（溶解平衡から離れた条件での溶解速度）よりも遅い可能性があることが明らかとなった。

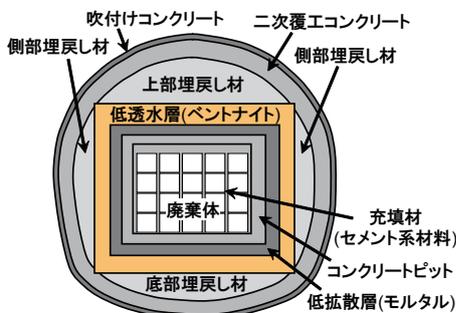
(4) 今後の展開

余裕深度処分施設での人工バリア間（ベントナイト系材料とセメント系材料）の相互作用を評価する。

3-4 処分場の品質管理技術¹⁾

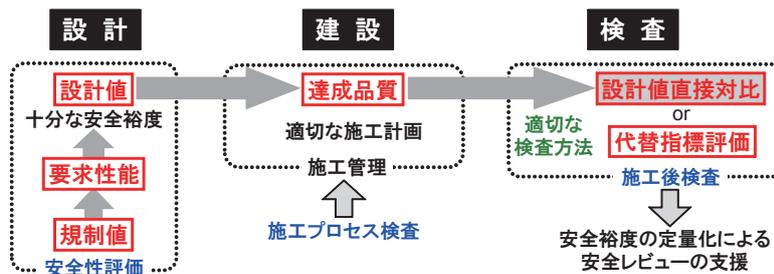
第3章の冒頭で示したように、放射性廃棄物処分施設の長期安全確保を行うには、放射性廃棄物処分施設は廃棄体を収納した後、順次埋め戻しされ、人手による維持管理が困難であることから、施設の建設・操業段階、埋戻し以降に人工バリアに生じるとされる各種影響要因を考慮した設計・施工が必要となる。

一方、施設建設にあたっては、設計・施工時に所定の機能を持った施設を建設するための品質管理技術、また施設竣工時には所定の機能を達成できていることを確認す



力学的特性、低拡散性、長期耐久性など、部材種類に応じてさまざまな性能が確保される。

図 3-4-1 余裕深度処分施設の設計概念図



十分に余裕を持った性能設計、ならびに施行後の品質検査によって処分施設の安全性を確保することが肝要と考えられる。

図 3-4-2 セメント系材料を対象とした処分施設の安全性確保システム概念の一例

るための技術が必要となる。

そのため、当研究所では、放射性廃棄物処分施設におけるセメント系材料の品質検査システムを構築する技術開発にも取り組んでいる。以下に、その技術開発の一つであるコンクリート表層の反発度ならびに透気性の非破壊評価の研究成果を示す。

(1) 背景

低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分施設（図 3-4-1）では、放射性核種の漏えいに対する長期安全性を説明するため、施工されたセメント系材料部材において設計性能が満足されていることを確認することが重要となる（図 3-4-2）。過去に類例を見ないセメント系材料の長期耐久性が要求される余裕深度処分においては、既存の品質検査技術の適用性について検証しておく必要がある。

(2) 目的

非破壊検査技術として、物質移動抵抗性の評価手段として期待される表層透気試験、ならびに強度特性評価として実績が豊富な反発度試験に着目し、それぞれの適用性を評価する。

(3) 主な成果

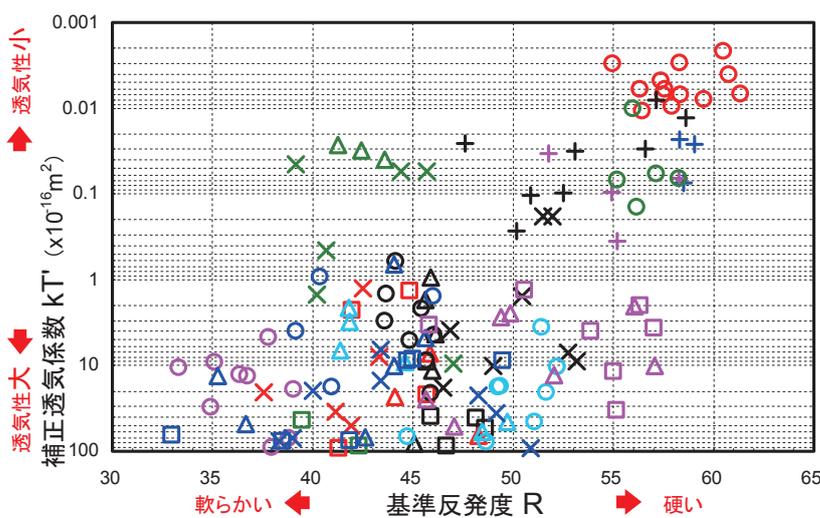
表層透気試験として Torrent 法表層透気試験^{注5)}を、反発度試験にはテストハンマー試験を採用した（表 3-4-1）。表層透気試験では、コンクリートの含水の影響を

注5) R. Torrent によって 1992 年に開発・公表されたコンクリートの非破壊透気試験方法。同法による測定値は、RILEM (The International Union of Laboratories and Experts in Construction Materials, Systems and Structures) が推奨する室内透気試験 CEMBUREAU 法のデータと強い相関が認められている。

表 3-4-1 セメント系材料の品質評価を対象とした非破壊試験技術の例

品質分類	非破壊試験技術	測定項目	品質評価項目例	実務適用実績
強度特性	テストハンマー試験	反発度	圧縮強度、弾性係数	豊富
	超音波試験	超音波伝播速度	圧縮強度、弾性係数	ほとんどない
	衝撃弾性波試験	衝撃弾性波伝播速度	圧縮強度、弾性係数	ほとんどない
物質移動抵抗性	表層透気試験	透気速度	透気係数	欧州で少々
	表層透水試験	透水速度	透水係数	ほとんどない
	表層吸水試験	吸水速度	吸水係数	欧州で少々

構造物の検査実務として実績が豊富なのは、強度特性評価を対象としたテストハンマー試験のみであり、今後、物質移動抵抗性評価に資する非破壊試験技術の確立が強く望まれている。



構造物区分	略号	経年	プロット
PC桁	桁A	57	+
	桁B	55	+
	桁C	54	○
	桁D	4	+
RC橋脚	橋脚A	69	○
	橋脚B ₁	66	△
	橋脚B ₂		□
	橋脚C ₁	56	○
	橋脚C ₂		△
	橋脚D ₁		○
	橋脚D ₂	43	△
	橋脚E	37	×
	橋脚F ₁		△
	橋脚F ₂	33	□
橋脚F ₃		×	
トンネル覆工	覆工A	93	×
	覆工B	74	□
カルバート	カルバートA	68	△
	カルバートB	45	○
マスコンクリート	マスコンn	25	○
	マスコンe		△
	マスコンs		□
	マスコンw		×

反発度が高いほど透気係数が小さくなる傾向はあるが、必ずしも一対一の関係にはない。コンクリート表層の物質移動抵抗性に及ぼす、各構造物における配合や施工方法の違いの影響が、強度特性への影響と等価ではないことを示唆している。

図3-4-3 表層透気試験から得られた透気係数とテストハンマー試験で測定された基準反発度の関係

確認する目的から、Wenner法（四電極法）によって電気抵抗率を測定した。これらの非破壊試験方法を、経年約4～93年の計16種類の実構造物、および配合や養生条件が異なる8種類の室内供試体に適用し、両試験による測定結果を対比した。以下に主な成果を記す。

(a) 表層透気性と反発度の関係

反発度が高いものほど表層透気係数は小さくなる傾向が認められたが、必ずしも一対一の関係にないことが明らかとなった。これは、コンクリート表層の物質移動抵抗性に及ぼす配合や施工品質の影響が、強度特性への影響と等価ではないことを示すものと考えられる。バリア性能として低拡散性が要求される余裕深度処分施設においては、強度特性のみならず、物質移動抵抗性に着目した非破壊検査技術が有用であることが分かった（図3-4-3）。

(b) 表層透気性および反発度に及ぼす配合や養生条件の影響

室内供試体を対象にした実験では、配合や養生条件に応じて測定された表層透気性と反発度の関係に相違が認められた。特に、養生期間が不足した場合、表層透気性がより敏感に悪化し、中性化が進行した場合では反発度がより顕著に増大した。

(c) 表層透気試験で取得される透気係数の電気抵抗率による補正方法

表層透気係数を、Torrentらが提示する電気抵抗率との関係式（透気に及ぼす含水の影響を考慮した式）に基づき補正した値は、材齢経過に伴う緻密化によって低下が期待されるにも拘わらず、本実験範囲内において上昇する結果となった。これは、空隙構造や含水状態の変化が比較的大きな初期材齢へのTorrentらの式の適用に

おける課題を示唆するものであり、含水影響に関する適切な評価方法が必要であることが分かった。

以上、表層透気試験および反発度試験の両非破壊試験方法が、それぞれ物質移動抵抗性、強度特性の独立評価に資するものであり、検査に取り入れることで、より合理的な品質判定が可能となることが分かった。なお、本研究成果の一部は、土木学会コンクリート委員会「構造物表面のコンクリート品質と耐久性能検証システム研究小委員会」、および「歴代構造物品質評価／品質検査制度研究小委員会」の活動を通じて得たもの^{2,3)}である。

(4) 今後の展開

強度特性や物質移動抵抗性を対象とした各種非破壊評価が、余裕深度処分施設においてセメント系材料に要求される性能評価とどのように関連付けられるか明らかにし、品質検査システムの構築について検討する。

3-5 新しい人工バリア材料開発

放射性廃棄物処分施設を構成する人工バリアには、放射性廃棄物に含有される放射性核種の特長、あるいは天然バリア特性により、長期の核種移行抑制機能が必要とされる。

そこで当研究所では、先に示したような核種以降抑制機能に影響を与えることが懸念される各種要因の特性評価と併せて、長期に耐久性が期待できる新材料の開発研究も実施している。

これまで、当研究所では低アルカリ性セメント（市販セメントの pH12.5～13.0 に対し、低アルカリ性セメントは 11.0 前後の pH を示す）の研究を実施してきたが、ここでは、セメント系材料の新材料として高耐久性高結晶型コンクリート、ベントナイト系材料の新材料としてサポナイトに関する研究成果を示す。

3-5-1 高耐久性高結晶型コンクリートの溶脱耐久性評価

(1) 背景

我が国の放射性廃棄物処分施設において使用される支保工などのコンクリート部材は、主に一定期間の強度維

持および体積維持が要求される。普通ポルトランドセメント（OPC）を用いたコンクリートは、地下水に溶けやすい水酸化カルシウムなどの水和物を多く含むため、地下水との長期間の接触で Ca^{2+} などが溶脱することで、コンクリート部材自体が低密度化し、さらにその一部が消失することで坑道の安定性を低下させる可能性が示唆されている。その対応策の一つとして、溶解度の低い安定鉱物を主要構成物とするセメント材料の使用の可能性が考えられ、当研究所では、高耐久性セメント材料の開発の一環として、結晶度の高い鉱物であるゾノトライト ($\text{Ca}_6(\text{Si}_6\text{O}_{17})(\text{OH})_2$)、ならびにその随伴生成物であるトバモライト ($\text{Ca}_5(\text{Si}_6\text{O}_{18}\text{H}_2) \cdot 4\text{H}_2\text{O}$) を主要構成物とする材料開発を行っている。

(2) 目的

ゾノトライト高含有型高耐久性セメント材料の溶脱特性を把握する。

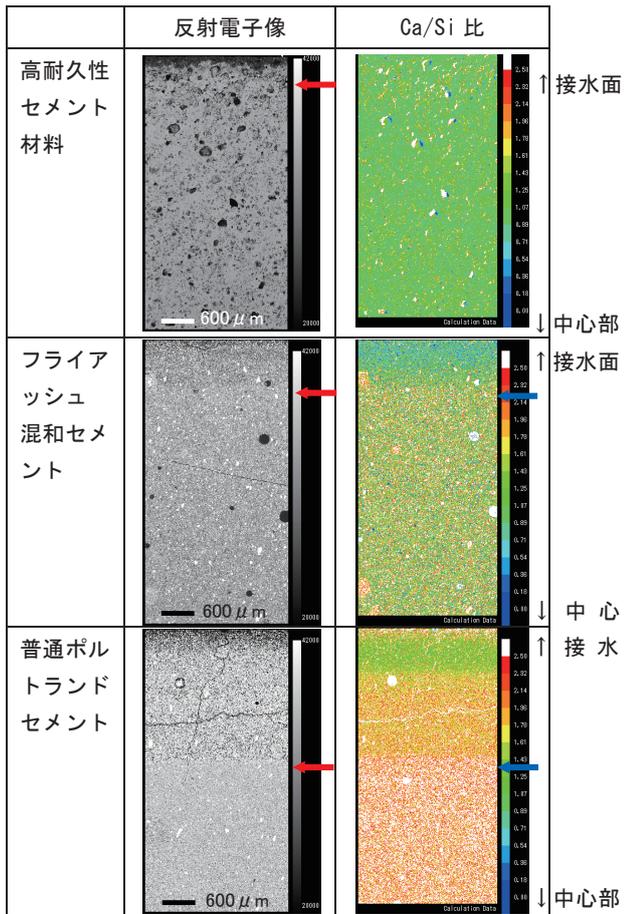
(3) 主な成果

(a) ゾノトライト高含有型セメント材料の溶脱耐久性評価^{1,2)}

微粉末石英および普通ポルトランドセメントの配合は、これまでに最適と判断された各々 30%、52% とした。この配合をもとにオートクレーブ養生 (220℃ -24 時間) を施してペースト硬化体を製造した。主要生成物相がゾノトライトならびにトバモライトとなる硬化体は、副生成物であるカルシウムシリケート水和物 (C-S-H) などが溶脱しても、溶解度の低いそれらの結晶相（主要生成物相）は残存する。C-S-H などの副生成物を構成する Ca および Si については、ほぼ同時に溶脱することを確認した。これらを踏まえ、硬化体の溶脱変質部においても Ca/Si 比がほぼ変化しない、固相の低密度化領域の拡大速度抑制効果に着目した場合、普通ポルトランドセメントおよびフライアッシュ混和セメント硬化体に比べて、溶脱耐久性が高いことが分かった (図 3-5-1)。

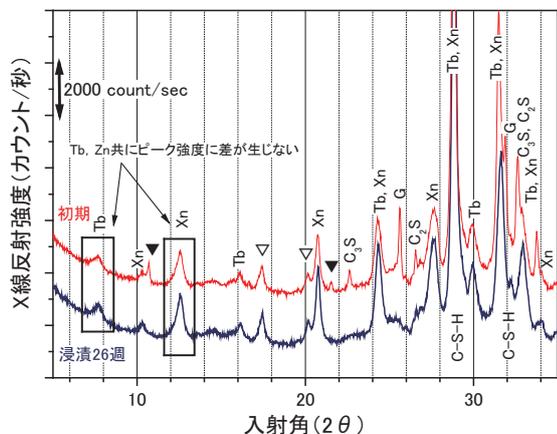
(b) 化学的構造および細孔特性の安定性評価

溶脱挙動がほぼ収束した状態における硬化体に含まれるゾノトライト、ならびにトバモライトの減少傾向は認められず (図 3-5-2)、また、それらの結晶相を構成する Si イオンの結合状態に変化は認められなかった (図 3-5-3)。硬化体の溶脱変質は、主に C-S-H などの副生成



注) ← 低密度化フロント → 溶脱変質フロント
試料中のひび割れは、分析前の試料調整時に発生したものである。

図 3-5-1 EPMA (電子線マイクロアナライザー) による硬化体内の元素濃度分布測定、変質フロントの判定 (ブロック試料、浸漬 82 週間)



注) XRD (X線解析) 分析による。
Xn: ゼノトライト Tb: トバモライト ▽: Katoite (C₃ASH₄)
CC: カルサイト Q: クォーツ

図 3-5-2 構成鉱物相の比較 (薄板試料、浸漬 54 週)

物の溶脱変質によりもたらされ、孔径 100 ~ 1000nm の範囲でわずかに細孔容積率が増加することを確認した (図 3-5-4)。

(c) 周辺環境への影響低減効果

ゾノトライトならびにトバモライトを主要構成物とする硬化体の、溶脱変質に伴う浸漬液の pH ならびに Ca²⁺ 濃度は比較的 low、母岩およびベントナイト系人工バリア材料への悪影響を低減する効果が期待できる。

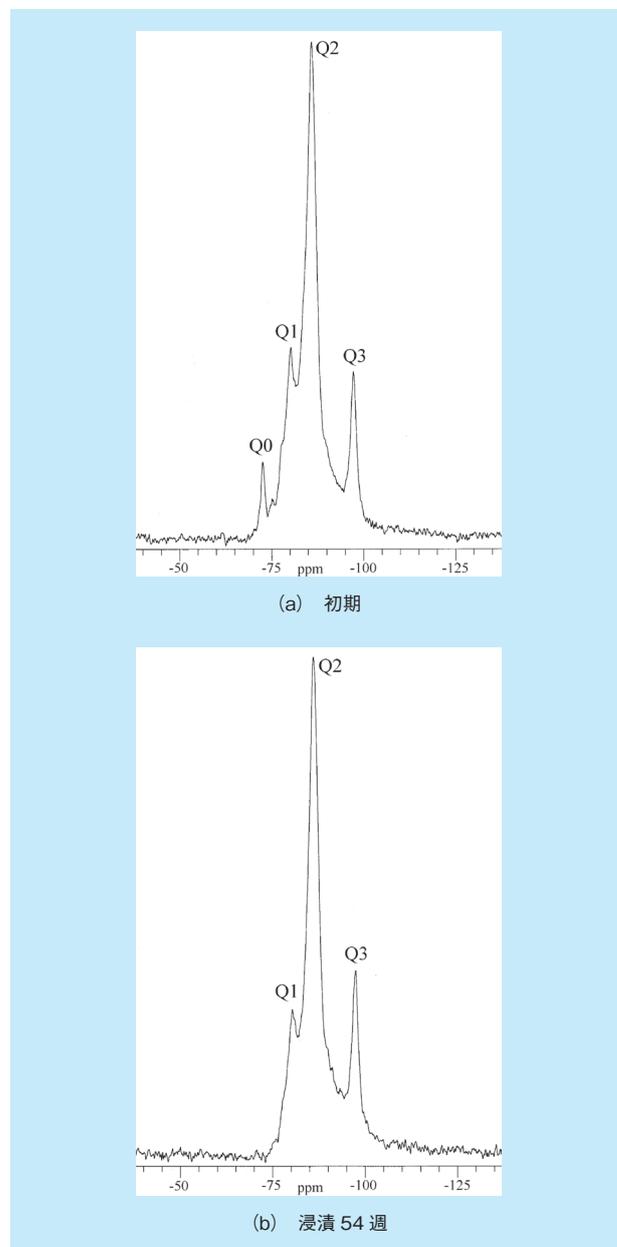
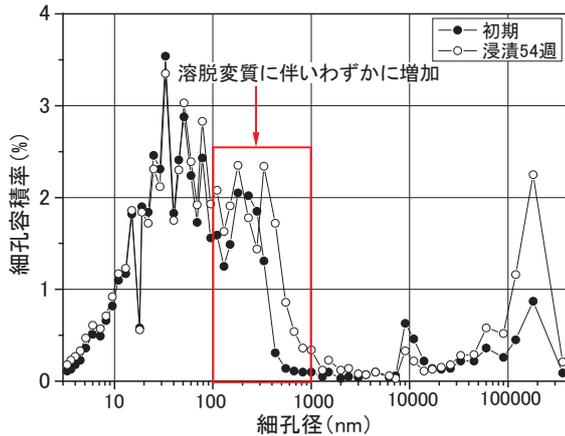


図 3-5-3 ²⁹Si-NMR スペクトルの変化 (薄板試料、浸漬 54 週間)



注) 溶脱変質に伴い100~1nmの細孔容積率がわずかに高まる。

図 3-5-4 細孔径分布の変化

(4) 今後の展開

溶脱イオン量は、硬化体密度の影響を受けると推察されるため、硬化体密度の向上、すなわち空隙率に大きな影響を及ぼすと考えられる練混ぜ水量の抑制に伴う構成物相の変化と溶脱イオン量の関係を明らかにする。

3-5-2 アルカリ環境下でのサポナイトの溶解速度

(1) 背景

放射性廃棄物処分施設を通過する地下水流量を抑制するための、人工バリア候補材料として検討されているベントナイト系材料は、セメント系材料の溶脱に伴って、生成するアルカリ性の地下水の影響で緩やかに変質し、バリア性能が長期的に変化することが懸念されている。その長期的なバリア性能の変化を精度よく予測するためには、ベントナイトのアルカリ変質挙動を理解する必要がある、定量的な検討が行なわれている。一方で、上述

のような検討と並行して、アルカリ環境下で変質しにくい材料の人工バリアとしての適応可能性を検討することは、今後の処分施設設計を合理化する上での方策の選択肢を増やし、また、現状の検討よりも長期間バリア性能を維持させることにもつながる可能性がある。

(2) 目的

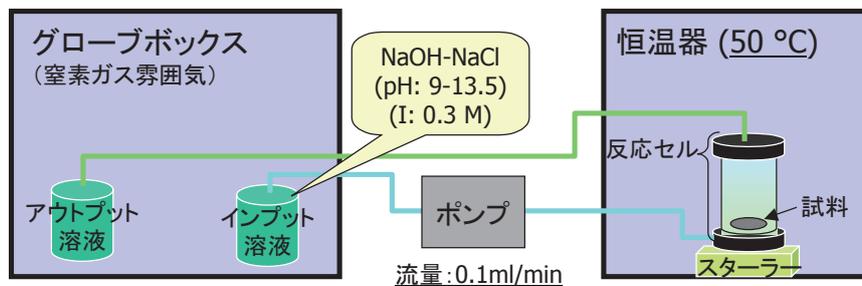
ベントナイトと類似した特性を持つとされているサポナイト^{注6)}のアルカリ環境下での溶解速度を実験的に明らかにし(図 3-5-5)、モンモリロナイトの溶解速度と比較することでその有用性を評価する。

(3) 主な成果

(a) サポナイトの溶解速度³⁾

サポナイトの溶解に伴う SiO₂ の溶出は、反応初期に高い溶出濃度が観察されたが、徐々に濃度は低下し、ほぼ一定の濃度を示した(図 3-5-6)。既往の溶解速度算出方法に基づき、サポナイトの溶解に伴う溶出 SiO₂ 濃度(図 3-5-6)と溶解に寄与する反応表面の面積(図 3-5-7)を用いて溶解速度(mol/m²·s)を算出した。溶解速度の算出に使用した反応表面積は、溶解に寄与する反応表面をサポナイト粒子の端面と仮定し、原子間力顕微鏡を用いて粒子端面積を測定した(図 3-5-7)。その結果、サポナイトの溶解速度は、pH9.8(サポナイトの電荷ゼロ点と類似)を境に低 pH 側と高 pH 側で増加した(図 3-5-8、表 3-5-1)。

注6) モンモリロナイト(鉱物名)と同様にスメクタイト族(族名)に分類される粘土である。両鉱物の大きな違いは、化学組成にあり、サポナイトは、八面体に Mg を主として含み、モンモリロナイトは Al を含む。



本溶解実験は、インプット溶液を一定流量で反応セルに送液し、試料を溶解させて、回収されたアウトプット溶液中の溶出元素濃度を測定することで溶解速度を算出する方法である。本研究での実験条件は、図中のとおりである。

図 3-5-5 サポナイトの溶解実験の概略図

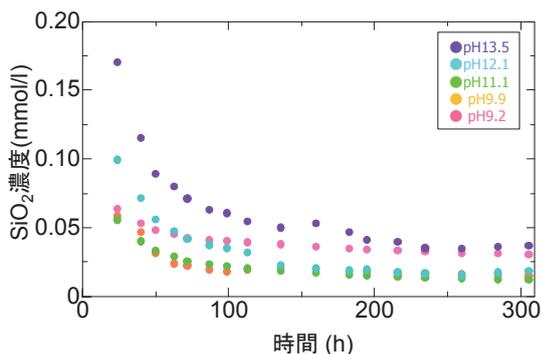
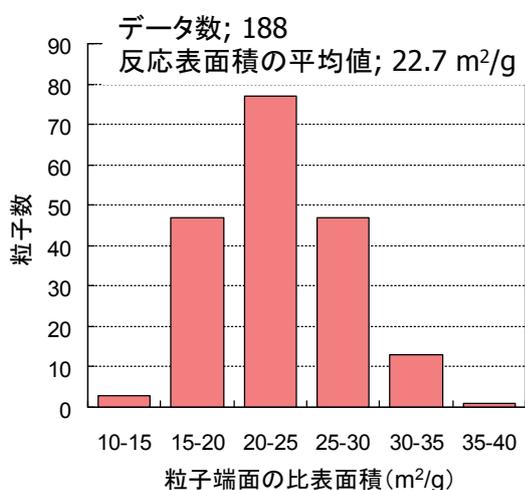
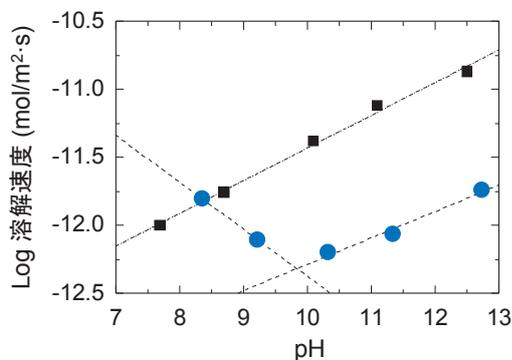


図 3-5-6 サポナイト溶解実験におけるアウトプット溶液中の SiO₂ 濃度の経時変化



モンモリロナイトなどスメクタイトの溶解に寄与する反応表面は、原子間力顕微鏡を用いた溶解のその場観察から、粒子の端面であることが明らかにされている。本研究でもサポナイトの溶解反応表面を粒子の端面と仮定して、その比表面積を測定し、溶解速度の算出に使用した。

図 3-5-7 サポナイトの粒子端面の比表面積



pHの値は、室温での測定値から実験条件の50℃におけるpHに補正した値。

図 3-5-8 サポナイト (●) とモンモリロナイト (■) の溶解速度 (モンモリロナイトの溶解速度は Sato et al. (2004) から引用)

表 3-5-1 各 pH 条件におけるサポナイトの溶解速度

pH	溶解速度 (mol/m ² ·s)
8.4	1.57 × 10 ⁻¹²
9.2	7.84 × 10 ⁻¹³
10.3	6.29 × 10 ⁻¹³
11.3	8.60 × 10 ⁻¹³
12.7	1.82 × 10 ⁻¹²

pHの値は、室温での測定値から実験条件の50℃におけるpHに補正した値。

(b) サポナイトとモンモリロナイトの溶解速度の比較³⁾

サポナイトの溶解速度は、pH8.5以上で既往のモンモリロナイトの溶解速度よりも遅く、最大で1桁程度遅い(図3-5-8)。セメント系材料を使用する放射性廃棄物処分施設において、ベントナイトを補完する形でサポナイトを使用する場合には、少なくともベントナイト分散液のpH(pH9程度)以上のpH条件が生じるものと推測される。そのため、セメント系材料を使用する放射性廃棄物処分施設では、サポナイトの方がアルカリ溶解に関しては有利である可能性が示唆された。

(4) 今後の展開

サポナイトとモンモリロナイトの、アルカリ環境下での安定性に違いをもたらすメカニズムを検討する。また、サポナイトの埋蔵量やコスト面も考慮して、人工バリア材料としての適用可能性を検討する。

3-6 地下空洞の長期安定性評価技術

3-6-1 ボーリングコアによる岩盤評価技術

概要調査に基づく精密調査地区選定段階においては、最終処分法に基づき、地層が掘削に支障のないことを確認する必要がある。また、処分施設を建設できることを、確認しておくことが不可欠である。そこで、地表からの調査のみが行われる概要調査段階において、地下施設の建設可能性を評価するために必要な技術開発に取り組んだ。概要調査は地表から行われるので、地下深部の岩盤をボーリング調査によって評価することになる。そこで、ボーリングコアに基づいた岩盤の工学的物性や、施工性の評価技術の高度化を図った。

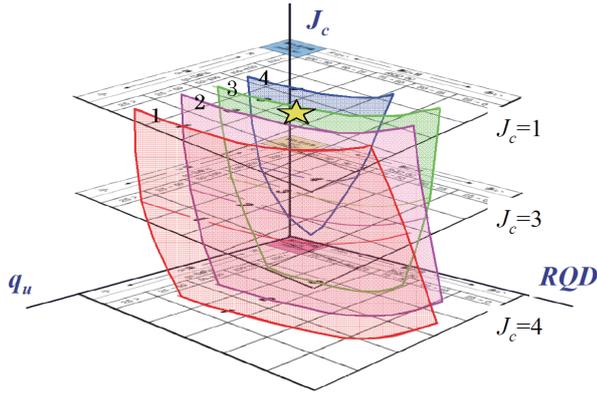


図 3-6-1 3つの要素 (qu、RQD、Jc) の3次元空間における物性値などの分布の模式図

処分施設が建設できることを具体的に確認するためには、設計に必要な物性を評価することが必要であり、複数候補地点を比較するために、支保や掘進速度なども評価することが重要である。ボーリングコアの情報から、これら岩盤工学特性を合理的に評価する必要がある。そのためにボーリングコアから評価可能な3つの項目、コアの一軸圧縮強さ (qu)、RQD (Rock Quality Designation; コア長100cmのうち、長さ10cm以上で棒状コアになっているものの合計をcmで表したもの)、割れ目の状態 (Jc) ごとにランク分けして、岩盤に評点を与える手法 (評点式岩盤評価法と呼ぶ) が有効であると考えた。例えば、海外でも広く使われている RMR (Rock Mass Rating) 法はこの3項目を網羅しており、代表的な評点式岩盤評価法といえる。しかし、RMRの評点から岩盤物性などを推定する計算式なども提案されているものの、日本の岩盤にはあまりフィットしないとも指摘されている。そこで RMR 法などとも共通の評価項目を用いて、かつ日本の岩盤に適切な独自の方法の検討を行った。RMRのように3つの要素 (qu、RQD、Jc) の評点から1つの総合点を算出するのではなく、評点の3次元空間の中で強度その他の岩盤工学特性を表示することにした。図 3-6-1 は、その概念を示している。ただし、実際の表示では、Jc一定のいくつかの断面で切った RQD-qu 図を用いる。

(1) 岩盤せん断強度の評価

図 3-6-2 に一例として、Jc=3 断面での粘着力のデータを RQD-qu 図上にプロットした¹⁾。ここで、qu は 150MPa 以上、100 ~ 150MPa、50 ~ 100MPa、25 ~

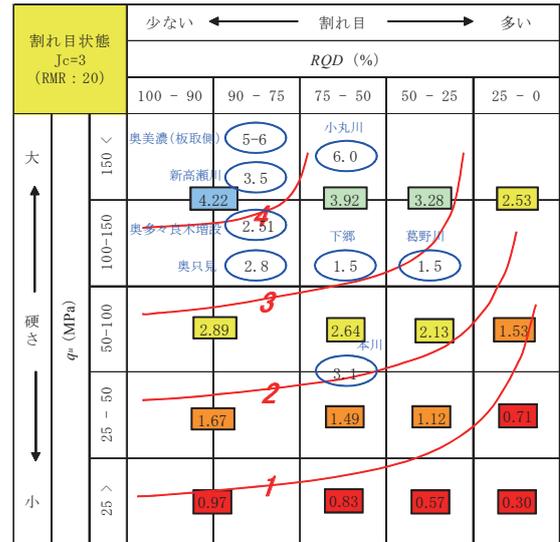


図 3-6-2 岩盤の粘着力 (MPa) の分布と等高線 (Jc=3 断面を2次元で表示)

50MPa、25MPa 未満の5段階に区分した。RQD、Jc も5段階に区分し、区分の境界は RMR と同様とする。なお、データは日本のダム地点の2,000点近い岩盤せん断試験データをグループ化したものであり、参考のために地下発電所地点の単独試験データもプロットしている。これらのデータに基づき、岩盤せん断強度の等高線を描いて評価基準²⁾とした。

(2) 岩盤弾性係数の評価

この分析に用いることのできたデータは、地下発電所の平板載荷試験データのみであり点数が少ない。また、これらの地下発電所地点は、ほとんどの場合 Jc=1 に相当する。このため、他の Jc 区分は除くものの、RQD と qu の変化に伴う岩盤弾性係数を、おおむね実績と整合的に推定できる評価基準を作成することができた。

(3) 掘進速度

既設トンネルについて、工法別 (NATM、TBM) に掘進速度と qu、RQD、Jc との関係を、施工実績から検討した¹⁾。

一般的傾向として、qu が大きい岩盤では、掘進速度は qu の変化の影響をあまり受けず、RQD の変化が大きく影響すると考えられる。一方、逆に qu の小さい岩盤では、掘進速度は RQD の影響をあまり受けなくなると考えられる。図 3-6-3 には、一例として NATM 工法

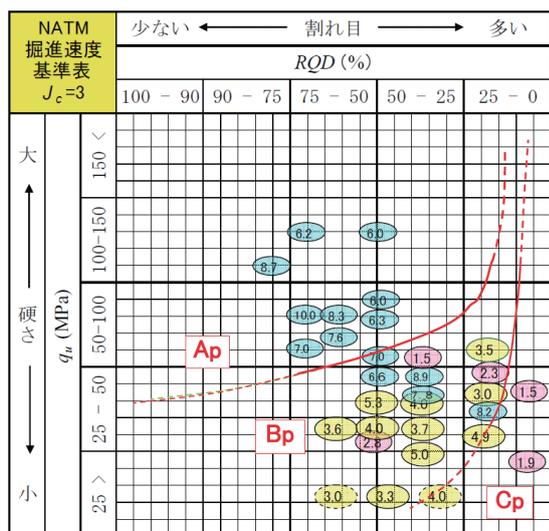


図 3-6-3 NATM の場合の掘進速度の分布と区分線 (Jc=3 断面を 2 次元で表示)

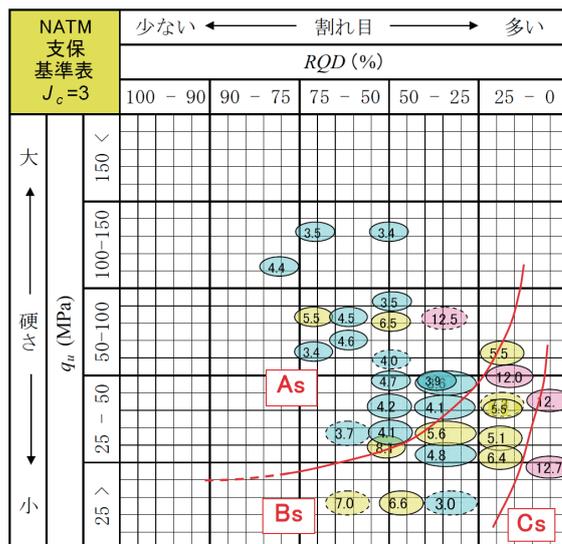


図 3-6-4 NATM の場合の支保の分布と区分線 (Jc=3 断面を 2 次元で表示)

の場合の掘進速度データのプロットならびに掘進速度を Ap、Bp、Cp に区分した線を示す。

また、Jc 別に見たそれぞれの区分線は、Jc=1～2 から Jc=3 では変化が少なく、Jc=3 から Jc=4～5 ではやや大きく変化することが分かった。

一般的には、岩盤が良好 (qu、RQD が大きく Jc が小さい) になるほど掘進速度が大きくなるが、TBM 工法の場合には、Jc=1～2 のとき、qu、RQD とともに大きい良好な岩盤では、掘進速度がやや小さくなる。これはカッターの磨耗が激しく、カッター交換を頻繁に行う必要があることが原因と考えられる。

(4) 支保

既設トンネルについて、工法別 (NATM、TBM) に支保と qu、RQD、Jc との関係を施工実績から検討した¹⁾。評価基準図の一例を、図 3-6-4 に示す。

評価基準図の支保の区分線は、NATM 工法でロックボルト 10 本/m より多い、5～10 本/m、5 本/m 以下、TBM 工法で無支保、ファイバーコンクリート、リング支保におおむね対応するようにした。それぞれ支保の程度を (軽い) As > Bs > Cs (重い) とすると、区分線の形状は掘進速度の場合と同様であり、いずれも右下に凸の曲線となった。

割れ目状態 Jc 別に見たそれぞれの区分線は Jc=1～2 から Jc=3 ではやや変化するのに対して、Jc=3 から Jc

=4～5 では大きく変化しており、これも掘進速度の検討結果と同様であった。

以上(1)～(4)に示したように、ボーリングコアの情報から岩盤の強度、変形性や掘進速度、支保の程度を推定する手法を構築した。

本研究成果は、原環機構受託報告「概要調査における地質環境特性 (岩盤、地下水) の調査技術、評価手法の高度化」の成果の一部を取りまとめたものである。

3-6-2 ニアフィールド岩盤の計測・評価技術

高レベル放射性廃棄物処分施設では、ガラス固化体から発生する熱の影響を考慮した、処分空洞周辺 (ニアフィールド) の長期挙動評価技術が求められている。我が国では、割れ目が少なく透水性の低いという特徴を有する堆積軟岩が広く分布しており、処分施設の候補岩体の 1 つとして考えられている。しかし、堆積軟岩を対象とした原位置の加熱実験は見あたらず、事例研究を通じた熱、水、応力の相互作用の現象解明と、長期挙動評価手法の確立が望まれている。

そこで、堆積軟岩サイトにおける原位置加熱実験を実施し、温度が変化する環境下での岩盤の温度・ひずみ計測手法の開発、および比抵抗トモグラフィーによる高温域進展のモニタリング手法の確立を行った。試験を実施した堆積軟岩サイトは、上総層群の泥岩層に構築した地

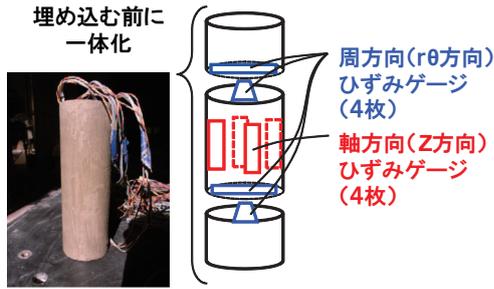


図 3-6-5 コアセンサー試作版

下空間実験場である。

(1) 温度が変化する環境下での岩盤の温度・ひずみ計測手法の開発

温度が変化する条件で、岩盤内のひずみを正確に測定する方法は確立されていない。そこで、コアにひずみゲージと熱電対を貼って岩盤内に埋め戻すひずみ計測方法（コアセンサー）を開発した³⁾（図 3-6-5）。原位置加熱実験により、開発した計測方法を用いて、岩盤内部のひずみと温度を同時に計測し、温度が変化する条件での岩盤内部のひずみを計測することができた。また、温度と半径方向のひずみの計測結果は、次項 3-6-3 記載の熱-水-応力連成解析コードの解析結果とよく一致した（図 3-6-6）。しかし、鉛直方向のひずみについては、計測結果と解析結果が異なるため、今後、計測および解析の両面からの原因解明が必要である⁴⁾。

原位置加熱実験の結果として、岩盤内部の温度変化については、初期温度約 16℃ の条件で直径 30cm のヒーター孔に 90℃ の温度が負荷される時、ヒーター孔の孔壁から約 20cm 程度の範囲が 40℃ を上回る温度となった（図 3-6-7）。また、岩盤内部のひずみは、温度の変化に応じて主として熱膨張で生じていることが分かった。

(2) 比抵抗トモグラフィーによる高温域進展のモニタリング手法の確立

ガラス固化体から発生する熱の影響を評価するため、多数の熱電対をニアフィールドに設置することは、現実的には困難であることが予想される。そこで、原位置加熱実験において、地表部およびヒーター孔周辺の地中に配置した電極を用いて、比抵抗トモグラフィー法の繰り返し測定を行い、比抵抗の変化から高温域の進展状況をモニタリングする手法の適用性を検討した⁵⁾。その結果、

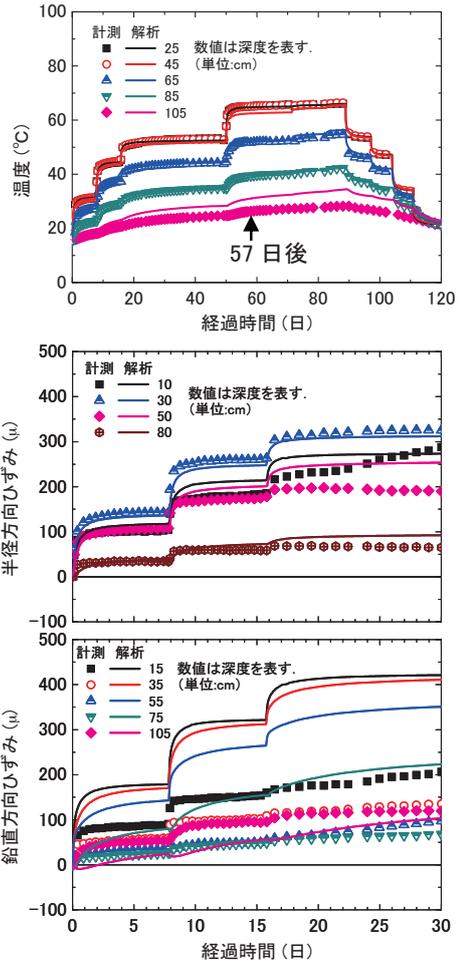


図 3-6-6 コアセンサーによる計測結果と解析結果の温度およびひずみの比較

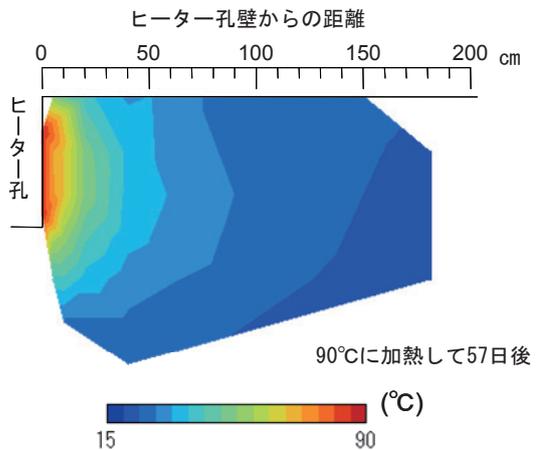


図 3-6-7 計測結果から得られた温度コンター

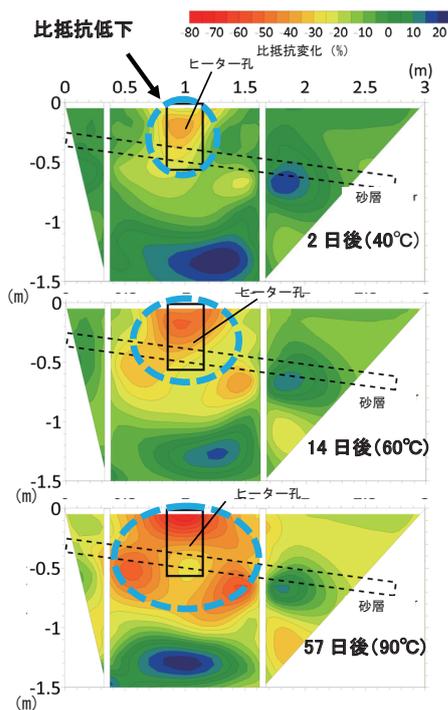


図 3-6-8 比抵抗トモグラフィの結果

ヒーター孔の温度の上昇に伴い、比抵抗の低下域が徐々に広がる様子が計測され、高温域の進展状況をモニタリングできる可能性が示された(図 3-6-8)。

3-6-3 熱-水-応力 3 連成解析技術

人工バリア定置後のニアフィールドでは、長期にわたり、廃棄体の発熱、地下水の再冠水、緩衝材・埋戻し材の膨潤、岩盤のクリープなどが進行する。廃棄体からの熱は熱ひずみを生じさせるとともに、地下水の移動に影響を与え、それがさらに緩衝材の膨潤挙動に影響を与える。また、緩衝材、岩盤の熱物性は、飽和度の影響を強く受ける。このように、ニアフィールドは熱-水-応力が連成する複雑な環境となり、処分施設の設計・安全評価において、この長期的な連成現象を考慮する必要がある。そこで、当研究所では、熱-水-応力の連成による影響を予測するための数値解析コード LOSTUF の開発を進めてきた⁶⁾。

(1) 解析コード LOSTUF の概要

LOSTUF の開発においては、支配方程式として、エネルギー保存則、地下水の質量保存則、力の釣り合い式を連立させることにより、多孔質媒体での熱-水-応力

連成の定式化を行い、有限要素法プログラムに導入した。また、ニアフィールドでの長期的な力学挙動を評価するため、岩盤のクリープモデル、拡散二重層理論に基づく膨潤評価式を用いた、緩衝材の膨潤挙動モデルを導入した。

(2) 解析コードの検証

この解析コード LOSTUF には、実スケールでの連成現象を定量的に予測できる性能が求められる。

LOSTUF の予測性能を検証するため、以下のような熱-水-応力連成実験に対して適用してきた(括弧内は実験の実施者)。

- ・堆積軟岩での原位置加熱実験(当研究所)⁴⁾
- ・ベントナイトへの室内加熱浸透試験(CEA、フランス; CIEMAT、スペイン)⁷⁾
- ・花崗岩地下実験サイトでのプロトタイプ試験(AECL、カナダ)⁸⁾

(3) LOSTUF の適用例

ここでは、上記のうち、フランスの CEA が実施したベントナイトの室内加熱浸透試験に対する解析結果を紹介する。

試験は、圧縮ベントナイトにより作成された直径 200mm、高さ 200mm の円柱型試験体を圧力容器に封入し、下面を 150°C に加熱することで温度勾配を形成した(フェーズ 1)後、上面から 1.0MPa で水を注入する(フェーズ 2)ものである。試験中は、温度、相対湿度、軸応力の経時変化を計測した(図 3-6-9)。

図 3-6-10 ~ 図 3-6-12 に温度、相対湿度、軸応力の計測結果と、当研究所が実施した解析の結果を合わせて示す。温度は下面が加熱されたフェーズ 1 に上昇し、フェーズ 2 では一定に保たれる結果となった。解析は、その経時変化をよく再現している。相対湿度については、まず、フェーズ 1 において、ヒーターから遠い計測点(HR7)で上昇傾向となり、ヒーターから近い計測点(HR3)では下降傾向となる。これは、ヒーター側から水分が移動していることを表している。一方、フェーズ 2 では、水が注入されるため、全ての計測点で相対湿度が上昇する。解析結果は、この挙動を再現している。軸力については、フェーズ 1、2 ともに上昇傾向を示す。解析値は、フェーズ間で一旦ロードセルをはずし、荷重

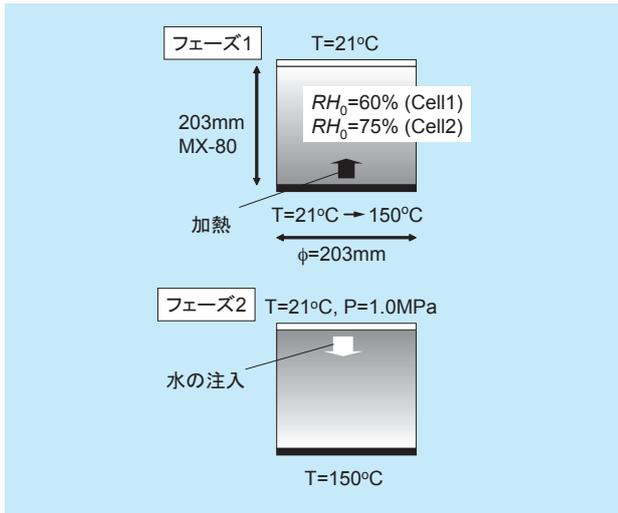


図 3-6-9 加熱浸透試験の模式図

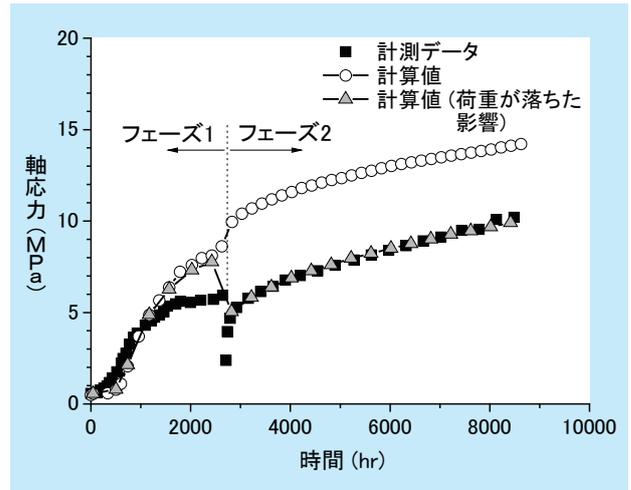


図 3-6-12 解析と計測の比較 (軸応力)

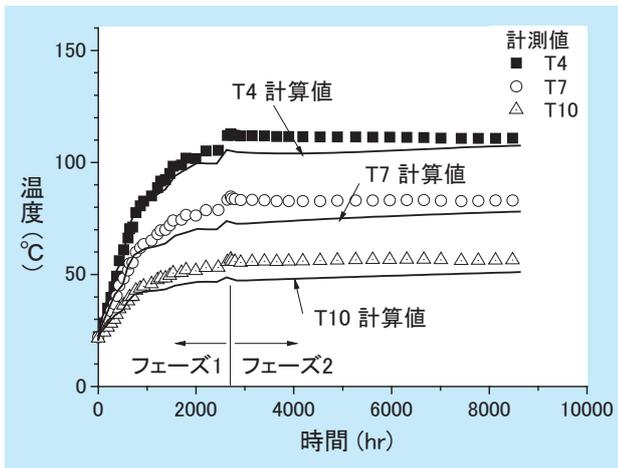


図 3-6-10 解析と計測の比較 (温度)

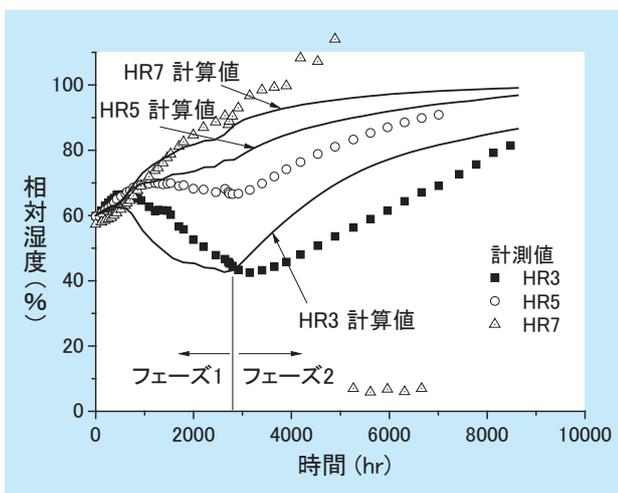


図 3-6-11 解析と計測の比較 (相対湿度)

が落ちた影響を考慮するケースとしないケースの2ケースを示している。解析はほぼ傾向を捉えているが、フェーズ1での応力を過大に予測している。

(4) 今後の展開

これまでの LOSTUF の適用事例からは、温度分布、再冠水挙動については精度よく再現できている。一方、緩衝材の膨潤挙動などの力学挙動については、再現性に乏しい場合もあり、モデルの高度化を進める必要がある。また、長期的には地化学作用が熱-水-応力連成挙動に影響を与える可能性があり、熱-水-応力-化学の4連成についても検討を進めている。

参考文献

3-1

- 1) 田中幸久、中村邦彦：海水の濃度と高温履歴がベントナイトの膨潤特性に及ぼす影響、電力中央研究所研究報告 N04007、2004年10月。
- 2) 田中幸久、長谷川琢磨、中村邦彦：海水の濃度が各種ベントナイトの透水係数ならびに膨潤圧に及ぼす影響のモデル化、電力中央研究所研究報告 N07008、2007年12月。
- 3) 中村邦彦、田中幸久：高レベル放射性廃棄物処分孔での廃棄体の沈下挙動-遠心模型実験と簡易沈下予測法の提案-、電力中央研究所研究報告 U03074、2004年3月。
- 4) 中村邦彦、田中幸久：高レベル放射性廃棄物処分孔でのオーバーバックの沈下挙動-ベントナイト種類の影響と沈下予測手法の高度化-、電力中央研究所研究報告 N05029、2006年8月。
- 5) 田中幸久、廣永道彦、工藤康二：飽和したベントナイトのガス移行メカニズムとそのモデル化、電力中央研究所研究報告 N07005、2007年10月。

- 6) 田中幸久：飽和した高密度ベントナイトのガス移行解析手法の開発－力学連成気液2相流によるモデル化と適用性の検討－、電力中央研究所研究報告 N08065、2009年6月。
- 7) 田中幸久、廣永道彦、森 敦史：放射性廃棄物処分施設へのガス移行解析コードの適用に関する研究－気液2相流解析コードの選定と適用－、電力中央研究所研究報告 N09003、2009年12月。

3-2

- 1) 蔵重 勲、廣永道彦：地下水で炭酸水素イオンによるセメント系材料の溶脱抑制メカニズムに関する検討（その1）、電力中央研究所研究報告 N06028、2007年4月。
- 2) 蔵重 勲、吉田崇宏、千田大詩、廣永道彦：高温負荷による普通・低熱ポルトランドセメント硬化体の細孔構造変化とイオン拡散性に及ぼす影響、電力中央研究所研究報告 N07041、2008年7月。

3-3

- 1) 横山信吾、佐藤 努、大谷裕介、高山英樹、中村邦彦、田中幸久、廣永道彦：低レベル放射性廃棄物処分施設における人工バリアの耐久性評価－アルカリ環境下でのベントナイト系材料中のモンモリロナイト溶解に関する研究－、電力中央研究所研究報告 N07006、2007年11月。

3-4

- 1) 蔵重 勲、廣永道彦、松田芳範、岸 利治：放射性廃棄物処分施設におけるセメント系材料の品質検査システムの構築（その1）－コンクリート表層の反発度ならびに透気性の非破壊評価－、電力中央研究所研究報告 N08081、2009年8月。
- 2) 土木学会 構造物表面のコンクリート品質と耐久性性能検証システム研究小委員会（335委員会）成果報告書およびシンポジウム講演概要集、2008年4月。
- 3) 土木学会 歴代構造物品質評価／品質検査制度研究小委員会（216委員会）成果報告書およびシンポジウム講演概要集、2009年11月。

3-5

- 1) 山本武志：結晶性トバモライトを含む耐熱コンクリートの開発－ペーストによる検討－、電力中央研究所研究報告 U02020、2003年1月。
- 2) 山本武志、廣永道彦：ゾノトライト高含有型高耐久性セ

メント材料の溶脱特性評価、電力中央研究所研究報告 N08006、2008年11月。

- 3) 横山信吾、佐藤 努：アルカリ環境下におけるサボナイト溶解の速度論的研究－放射性廃棄物処分施設における人工バリア材料としての適応可能性検討－、電力中央研究所研究報告 N07020、2008年3月。

3-6

- 1) 澤田昌孝、新 孝一、秦野輝儀、津田延裕、三和 公、土 宏之：概要調査段階の処分空洞建設性評価－ボーリングコアを利用した評点式岩盤評価法－、第38回岩盤力学シンポジウム、2009年。
- 2) Koichi Shin, Masataka Sawada, Yoshiki Inohara, Tadashi Miwa, Makoto Asakawa, Takumi Shidahara and Teruyoshi Hatano: An Engineering Rock Mass Classification To Estimate Rock Properties, Support And Excavation Rate, World Tunnel Congress 2009.
- 3) 岡田哲実他：堆積軟岩における原位置加熱実験（その1）－泥岩の熱・力学特性調査と温度・ひずみ計測手法の高度化－、電力中央研究所研究報告 N08054、2009年7月。
- 4) 澤田昌孝他：堆積軟岩における原位置加熱実験（その2）－熱・水・応力連成解析の軟岩地山への適用に向けての基礎検討－、電力中央研究所研究報告 N08055、2009年7月。
- 5) 窪田健二他：堆積軟岩における原位置加熱実験（その3）－比抵抗トモグラフィ法を用いた高温域進展状況のモニタリング－、電力中央研究所研究報告 N08056、2009年7月。
- 6) 澤田昌孝、岡田哲実、長谷川琢磨：高レベル放射性廃棄物処分地下施設の長期挙動予測評価プログラムの開発－緩衝材膨潤評価式の数値モデル化と熱・水・応力連成解析スキームの構築－、電力中央研究所研究報告 N05028、2006年6月。
- 7) 澤田昌孝、岡田哲実、長谷川琢磨：スウェーデン・ハードロック地下研究施設における高レベル放射性廃棄物処分のための国際共同研究（その9）－人工バリアタスクフォースにおけるベントナイトの室内加熱浸透試験の解析－、電力中央研究所研究報告 N07002、2007年7月。
- 8) 田中靖治他：スウェーデン・ハードロック地下研究施設における高レベル放射性廃棄物処分のための国際共同研究（1999-2008）－地下水環境評価法と性能評価手法の実証－、電力中央研究所総合報告 N06、2009年8月。

第4章

安全評価手法

4-1 人工バリア長期挙動評価技術 (ガラス・セメント・粘土)	70
4-1-1 セメント水和物の変質モデル開発	
4-1-2 化学平衡・物質輸送連成計算コードの開発	
4-1-3 ガラス固化体処分時影響評価	
4-2 ニアフィールド中の核種移行評価技術	75
4-2-1 セメント系材料の核種収着挙動の評価	
4-2-2 セメント系材料バリア中の核種拡散による移行抑制効果	
4-2-3 セメント硬化体中での微量元素拡散挙動測定への LA-ICP-MS の適用	
4-2-4 セメント水和物からのコロイドの発生とその特性評価	
4-3 長期の放射性廃棄物処分における 不確実性評価技術	80
4-3-1 リスク論的安全評価手法の開発	
4-3-2 放射性廃棄物処分事業の体系的な品質保証概念の提案	
4-3-3 放射性廃棄物処分における 「技術的に最善の手段 (BAT)」 の考え方の適用	

4-1 人工バリア長期挙動評価技術 (ガラス・セメント・粘土)

4-1-1 セメント水和物の変質モデル開発

(1) C-S-H ゲルの溶解沈殿モデル^{1,2)}

長期にわたりセメント水和物は、地下水との接触によって構成成分が溶解し、化学的に変質する。セメントが変質すると、その化学的バリア性能にも変化が生じることとなるため、セメント水和物の化学的変質挙動を把握することが、長期的なバリア性能の評価において重要となる。セメント水和物は複数の水和鉱物から構成されるが、その溶解挙動において主要となる鉱物がC-S-Hゲル(カルシウムシリケート(CaO-SiO₂-H₂O)水和物)である。C-S-Hゲルの変質のモデル評価は、セメント系材料の長期的変質を評価するための基盤となる重要性をもつ。

当研究所は、C-S-Hゲルの新たな熱力学的溶解沈殿モデルを開発した。本モデルの特徴は、全てのCa/Si比にわたってC-S-HゲルをCa(OH)₂とSiO₂の非理想固溶体として表現し、これらのモデル固相の溶解反応のlog Kを、Ca/Si比の関数として数学的連続性を確保して記述したことにある。この特徴によって、C-S-Hゲルの非調和な溶解(元素組成が不定比に変化)を精度よく予測できるとともに、図4-1-1に示すように、従来モデルでは不可能であったCa/Si比の連続的な変化を伴う沈殿反応も、現象に即して再現することができる。また、C-S-Hゲル、ポルトランドライト、エトリンサイトなどの鉱物の共存系であるセメント水和物の溶解挙動についても、従来モデルと比較して、よりよく再現することができる。

当研究所が提案したC-S-Hゲルの溶解沈殿モデルは、C-S-Hゲルの非調和な溶解・沈殿に支配される条件のセメント系材料であれば、変質挙動を評価するための基礎モデルとして適用が可能である。なお、本モデルは上記の特徴から、我が国のTRU廃棄物処分に関する技術的検討³⁾において、セメント系人工バリアの変質解析のための基礎モデルとしてすでに採用された実績がある。

(2) 海水系地下水におけるセメント水和物の化学的変質⁴⁾

地下処分場環境において、処分施設に使用されるセメント系材料は、地下水と接触して変質するものと考えら

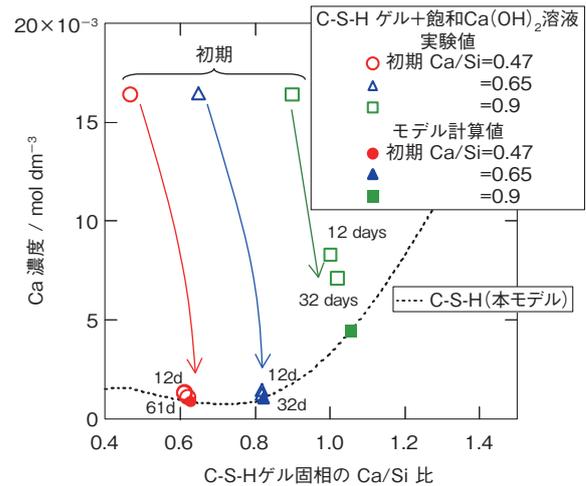


図 4-1-1 C-S-HゲルへのCa(OH)₂溶液接触による固相組成変化(Ca沈殿)に関する実験結果とモデル計算結果の比較

れる。我が国における処分候補地の可能性を考慮すると、海水起源の地下水など幅広い条件に対処できる評価手法の開発が必要である。

海水系地下水では、セメント系材料からのCa成分の溶脱が促進される可能性が知られているが、その反応機構については十分に解明されていなかった。そこで当研究所は、海水成分がセメント水和物の化学的変質に及ぼす影響因子を実験的に把握するとともに、その化学的変質反応のモデル化を行った。

NaCl濃度をパラメータとしたC-S-Hゲルの溶解度測定の結果、Na⁺はC-S-Hゲルに、その構成成分であるCa²⁺との交換反応によって収着することを見出した。これにより変質への影響として、NaCl濃度の増大により、Naとの交換によってC-S-HゲルのCaの溶脱が促進されることが明らかとなった。この結果に基づき、液相中のNaとC-S-Hゲル中のCaのイオン交換モデルと、C-S-H非調和溶解沈殿モデルを組み合わせた評価手法を構築した。

処分環境におけるセメント系材料の変質へのNaCl濃度の影響については、Ca/Si比の高い状態では、Caの溶解度が高くなることで交換性Naとの競合が起こり、イオン交換が抑制されるため、イオン強度の増大によるC-S-Hゲルの溶解度の増大を評価すれば十分であるが、長期の溶脱による変質が進みCa/Si比が低くなる場合は、NaとC-S-Hゲル中のCaの交換による溶脱促進の可能性を考慮する必要があると指摘できる。

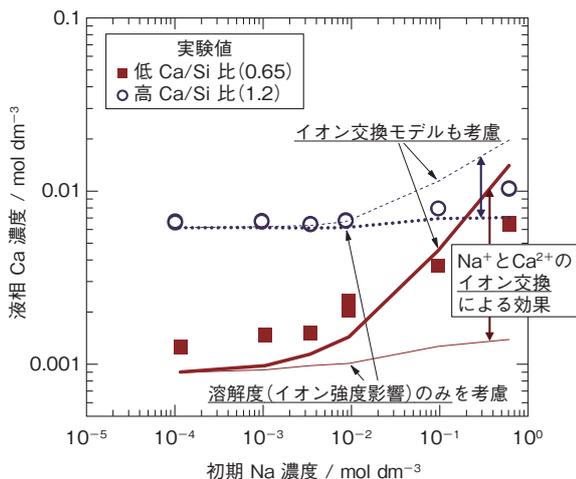


図 4-1-2 C-S-H ゲルからの Ca 溶脱の NaCl 濃度依存性に関するモデル解析結果

4-1-2 化学平衡・物質輸送連成計算コードの開発

(1) 開発コード群の概要

当研究所が開発・保有する人工バリア長期挙動評価、および核種移行評価を含めた性能評価コードを表 4-1-1 に示す。これらのうち、CCT、CCT-P、CCT-F は、4-1-1 (1) の C-S-H ゲルの溶解沈殿モデルを組み込んで開発したものであり、セメント系材料を含む処分施設の長期挙動評価を対象としている。

表 4-1-1 電力中央研究所の人工バリア性能評価コード

コード名	略称
化学平衡・物質輸送連成計算コード (コンパートメントモデル、多孔質媒体対象)	CCT ⁵⁾
化学平衡・物質移行連成計算コード (移流分散方程式、多孔質媒体対象)	CCT-P ⁶⁾
化学平衡・物質移行連成計算コード (準 2 次元、亀裂媒体対象)	CCT-F ⁷⁾
ガラス固化体溶解挙動解析コード	STRAG4 ^{8,9)}
オーバーバック容器腐食挙動解析コード	CRANP ⁸⁾
緩衝材中核種移行解析コード	GESPER ¹⁰⁾
人工バリア安全評価コード	RAPRAN ^{11,12)}
人工バリア性能不確実性解析コード	IMUPAS ^{13,14)}

(2) セメント硬化体の溶脱挙動解析^{6, 15)}

セメント硬化体中で構成元素の溶脱や二次鉱物の沈殿が起こると、セメント硬化体固相内部の物質移行特性が変化し、溶脱による変質の進行が抑制されることを示す実験結果を得ている¹⁶⁾。この結果は、セメント系人工バリアの表面で起こる沈殿反応が、セメント系材料とベ

ントナイト系材料あるいは岩盤との界面での物質移動に大きく影響する可能性を示すものである。そこで当研究所では、鉱物の溶解沈殿に伴う固相内の空間的な物質移行係数の不均質な分布を再現するモデルを構築し、セメント硬化体の溶脱挙動を評価するツールとして、解析コード CCT-P を開発した。

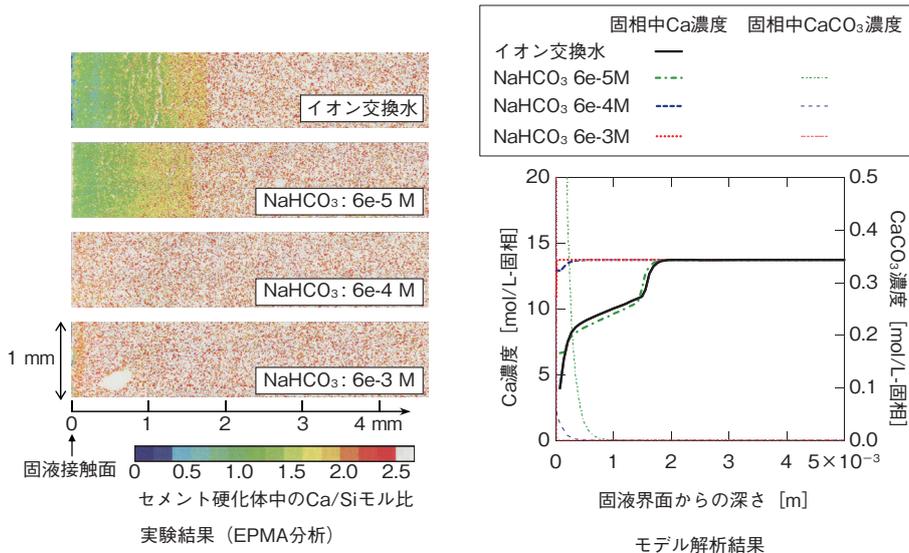
本手法は、セメント硬化体中の溶解/沈殿による鉱物量の増減から空隙率を算出し、これを拡散係数と遅延係数の変化に反映させたモデルを組み込んだものである。さらに、セメント硬化体表面近傍に炭酸カルシウム (CaCO₃) のような溶解度の低い沈殿が生じる場合には、これが物理的な閉塞の効果を示して硬化体内部からの成分の溶脱が極度に抑制されることを表現するため、浸漬溶液とセメント硬化体固相の間に Ca²⁺ と HCO₃⁻ が反応する層を追加した系を解析可能とするモデルを構築した。

開発した手法を用いて、セメント硬化体試料をイオン交換水および地下水成分のうち、重炭酸イオンを含んだ溶液 (NaHCO₃ 溶液) 中に長期間浸漬した場合の溶脱挙動を解析した結果を図 4-1-3 に示す。解析結果は実験結果を精度よく再現しており、溶脱により硬化体内部で空間的な不均質性を生じた場合の変質挙動、および硬化体表面に難溶性の沈殿が生じた場合の溶脱抑制挙動について、実現象に即して評価が可能であることを示した。本手法は、セメント系材料で構築される放射性廃棄物処分施設を対象に、地下水成分との反応を考慮した場合の長期的な変質挙動を、現実的に評価するツールとして活用が期待できる。

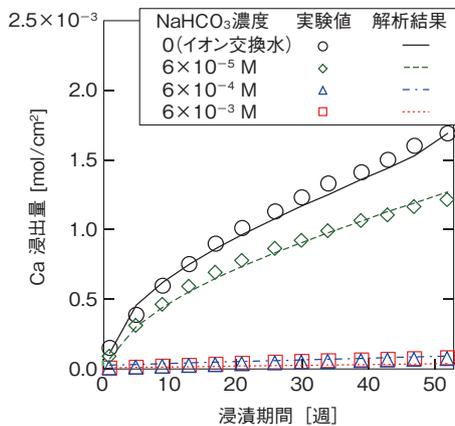
(3) 亀裂を有するセメント系材料の化学的変質解析¹⁷⁾

既存の性能評価の多くでは、セメント系材料について、均一な多孔質媒体としてのモデル表現のみで解析評価がなされている。しかし、実処分場の土木構造物ではひび割れ発生の可能性を否定できず、ひび割れ部において変質が卓越して不均質に進行する可能性が考えられる。そこで当研究所では、ひび割れを有するセメント硬化体の変質評価手法の開発を行っている。

人工的な単一ひび割れを導入したセメント硬化体試料を用いた連続通水実験によって、ひび割れに沿った変質現象を把握するとともに、これを表現するための準 2 次元の物質移行モデルを構築し、さらに 4-1-1 (1) で述べた C-S-H ゲルの非調和溶解沈殿モデルと組み合わせること



(a) 固相中の組成分布



(b) 構成成分の溶脱挙動

図 4-1-3 セメント硬化体の変質解析（浸漬実験との比較）

で、亀裂性セメント媒体の変質解析コード CCT-F を開発した。検討結果を図 4-1-4 に示す。

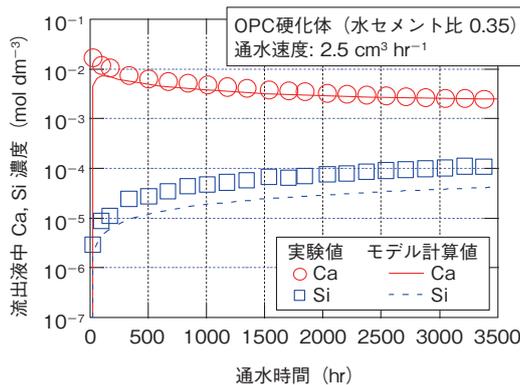
実験では、ひび割れ表面から Ca が溶脱し、表面近傍に変質層が生成した。変質層では、硬化体固相内部から表面に向かって Ca/Si が低下していた。ひび割れを通過した排出溶液の組成については、通水量が大きくなるに従って、Ca 濃度は低下、Si 濃度は増加した。これは初期の Ca(OH)₂ の溶解に続き、固相中の Ca/Si 比の低下を伴う C-S-H ゲルの非調和溶解が起こることで説明され、固相の分析結果と整合するものであった。これらは、C-S-H 系鉱物を主要構成要素とするセメント水和物の変質現象を特徴づけるものである。

開発した CCT-F コードを用いた解析結果は、単一ひび割れセメント硬化体の変質実験結果を妥当に再現した

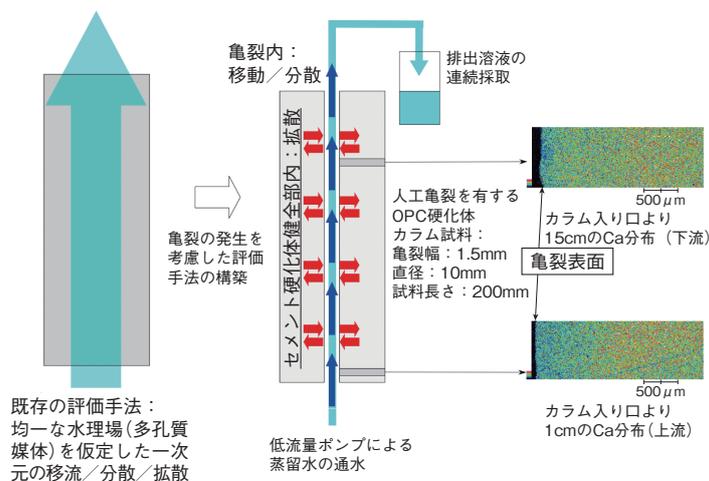
ことから、ひび割れを有するセメント媒体の変質評価に有用な解析手法としての妥当性を確認できた。しかし同時に、変質現象をより精度よく再現、予測するためには、速度論的な考察や間隙率変化を伴う変質の影響も含めた、拡散についてのより詳細な検討が必要であることも明らかとなった。これらを考慮した物質移行モデルの高度化については、今後の課題として引き続き検討する必要がある。

(4) セメント系材料を使用した処分施設周辺の化学環境解析¹⁸⁾

物質移行モデルとしてコンパートメントモデルを採用した化学平衡・物質輸送連成計算コード CCT を用いて、人工バリアシステムの性能評価に必要な情報となる、セ



(a) 流出液組成の経時変化



(b) 評価体系 (実験、モデル) と固相中の組成変化観察結果

図 4-1-4 人工亀裂セメント硬化体の変質に関する検討結果

メントから溶出する高 pH・高カルシウム濃度の地下水による周辺岩盤の変質挙動を試算した。

周辺岩盤は、ケイ酸塩鉱物の組成割合の高い花崗岩を想定し、石英 (Quartz, SiO₂)、カリ長石 (K-Feldspar, K Al Si₃O₈)、曹長石 (Albite, Na Al Si₃O₈) の混合物 (体積比としてそれぞれ 30%、20%、50%) と仮定して単純化した。図 4-1-5 に示す例のように、周辺岩盤中に石英などのケイ酸塩鉱物の溶解によって pH 変化が緩衝された領域 (pH が約 10.7) が形成されること、一方で、セメントから溶出した Ca とケイ素 (Si) の反応により、二次鉱物として C-S-H ゲルが析出することが示唆された。なお、低アルカリ性セメント (普通ポルトランドセメント (OPC) に SiO₂ を添加したポズラン材料高含有セメント、以下、HFSC と記す) を処分施設に使用した場合には、構成鉱物の溶解や二次鉱物としての C-S-H ゲルの生成はほとんど見られず、周辺岩盤への影響が低

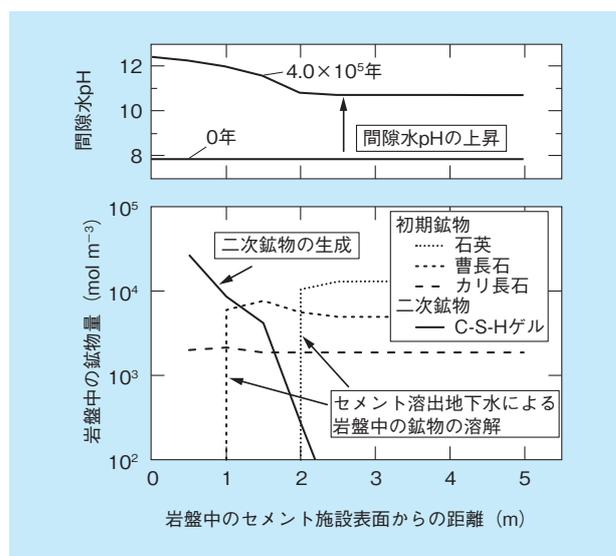


図 4-1-5 セメント溶出液の影響を受けた周辺岩盤の間隙水 pH および鉱物組成の分布 (4.0×10⁵ 年後)

減される可能性が示された。

4-1-3 ガラス固化体処分時影響評価¹⁹⁾

高レベル放射性廃液のガラス固化体製造時には、ガラス溶融時やキャニスターへの充填時の温度条件などにより、ガラスの成分元素や放射性核種の一部がガラスに取り込まれない事象（結晶化）が懸念され、析出相が黄色を呈することから「イエローフェーズ」と称される。日本原燃におけるアクティブ試験においても、イエローフェーズと考えられる相の発生が確認されたため、この微量の結晶相に関する調査および解析を行い、処分時に与える影響を評価した。

国内の処分の影響評価事例である「HLW 第2次取りまとめ」を参考に、文献情報をもとに仮定や条件を設定することにより、ガラス固化体中に結晶相が生成した場合の地層処分への影響を試算した。すなわち、高レベルガラス固化体の処分時の評価核種として⁹³Zr、⁹⁹Tc、¹⁰⁷Pd、¹³⁵Csに着目し、核種のインベントリの10%が随伴した場合を想定し、これらがガラス固化体の溶解寿命に比較して極めて短い期間（1年間を仮定）に早期溶出するとして、人工バリア、天然バリアを介した核種移行計算を行い、早期溶出しない（イエローフェーズが生じない）場合との比較により、ガラス固化体の処分時の影響の程度を把握した。

評価コードは当研究所開発による核種移行解析コードRAPRAN^{11, 12)}を一部改良したものを使用し、人工バリア領域を多孔質媒体モデルとして差分法で、天然バリアは多孔質媒体モデルと亀裂媒体モデル（平行平板モデル）の両者を採用し、前者は差分法で、後者は解析解で解析した。

種々の条件で核種移行計算を行った結果、次の結果が得られた。緩衝材からの漏出フラックスは、結晶相生成による早期溶出の影響により、初期に¹³⁵Csのフラックスが高くなったが、⁹³Zrには影響が見られなかった（図4-1-6）。⁹⁹Tcと¹⁰⁷Pdについては、ガラス固化体から溶出して緩衝材領域に入った時点で沈殿を生成することにより溶解度制限となるため、早期溶出の有無に関わらず緩衝材外側からの漏出フラックスに違いが見られなかった。また、天然バリア領域の移行まで考慮した解析では（図4-1-7）、ガラス固化体からの⁹³Zrおよび¹³⁵Csの早

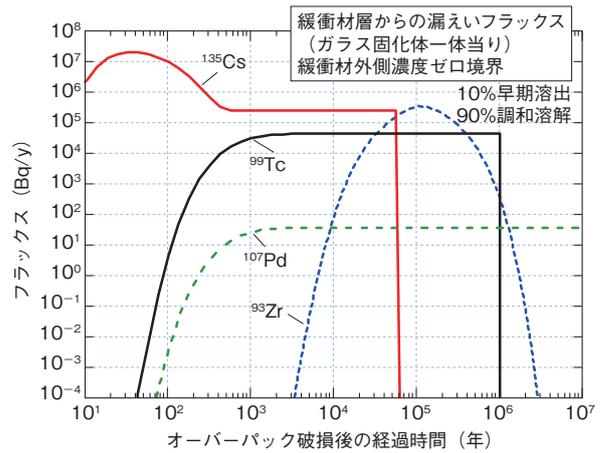


図 4-1-6 緩衝材からの漏出挙動
(インベントリの 10% が早期溶出する場合。天然バリアを亀裂性媒体モデルで評価。緩衝材外側での地下水濃度をゼロと設定)

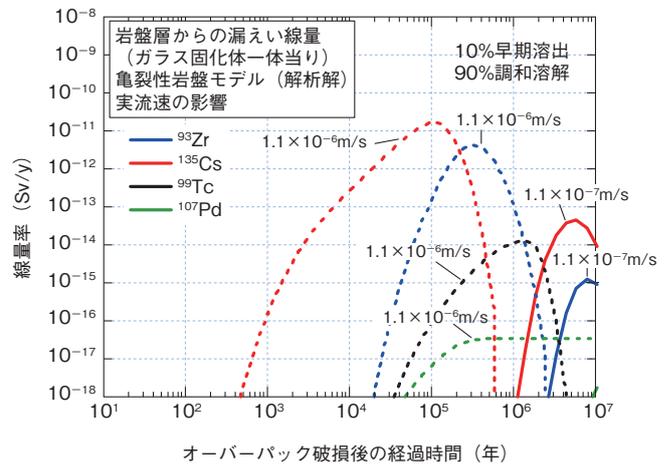


図 4-1-7 岩盤(天然バリア)からの漏出挙動
(インベントリの 10% が早期溶出する場合。ガラス固化体溶解寿命の影響。天然バリアを亀裂性媒体モデルで評価)

期溶出による被ばく線量への影響はほとんどないという評価結果となった。これは、緩衝材や天然バリア中での核種の収着による移行遅延や分散の効果により、ガラス固化体から早期に溶出した放射性核種の影響が無視できるほど小さくなったためである。⁹⁹Tcと¹⁰⁷Pdについては前述の理由により、線量への早期溶出の影響は見られなかった。これにより、今回設定された仮定においては、ガラス固化体以外のバリア機能や溶解度などの核種の特長により、結晶相生成の影響はない、または、非常に小さいことが評価結果として得られた。

これらの評価結果については、原子力学会「イエローフェーズ含有ガラス固化体評価」特別専門委員会の報告

書¹⁹⁾において、「イエローフェーズを含むガラス固化体が発生したとしても、処分システムの頑健性により、結果としての評価に大きな影響を及ぼすことはないことを概略評価したものとしては妥当なものである」と評価され、「さらに詳細で包括的な評価が必要であり、その妥当性をより確かなものとするためには、継続的に検討を行いつつ、着実に裏付けていくことが望ましいと判断する」とコメントされた。

4-2 ニアフィールド中の核種移行評価技術

4-2-1 セメント系材料の核種収着挙動の評価¹⁻³⁾

核種移行評価の際の基礎的な知見獲得を目的として、当研究所では、放射性廃棄物処分環境を想定した収着試験を実施するとともに、得られた収着データを熱力学的モデルで解析することにより、収着機構について研究を進めてきた。

セメント系材料による核種固定化機構として、セメント水和物との共沈殿の生成の可能性や、セメント系材料の水和時に、表面が $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 、C-S-Hゲルで覆われることを考慮し、アクチニド元素がセメント水和物表面の構成鉱物と共沈殿を生成して固定化されるとした、「表面共沈モデル」を提案した。本モデルは、セメント系材料へのアクチニド元素の収着は、主にC-S-Hゲルへの収着によって支配されると考え、アクチニド元素の水酸化物種がC-S-Hゲルの表面に吸着した後、C-S-Hゲル内部に取り込まれて生じた固相の溶解度制限によって固定化を表現するものである。図4-2-1に示すように、表面共沈モデルによって、中性化学種で溶存するアクチニド元素（トリウム、ネプツニウム、プルトニウム）のセメント水和物への収着実験結果を妥当に再現できた。表面共沈モデルは、固相の溶解度制限で放射性核種の固定化を表現するため、異なる環境条件下での核種収着評価への応用が期待できる。

処分施設に使用されたセメント系材料は、長期にわたって地下水への溶脱、反応性イオンとの反応による二次鉱物生成、あるいは熱による鉱物の変成などによって化学的に変質すると考えられる。セメント系材料に期待される化学的バリア性能は、構成鉱物による高い平衡

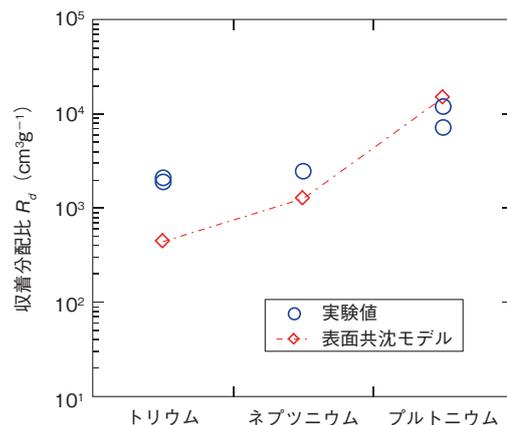
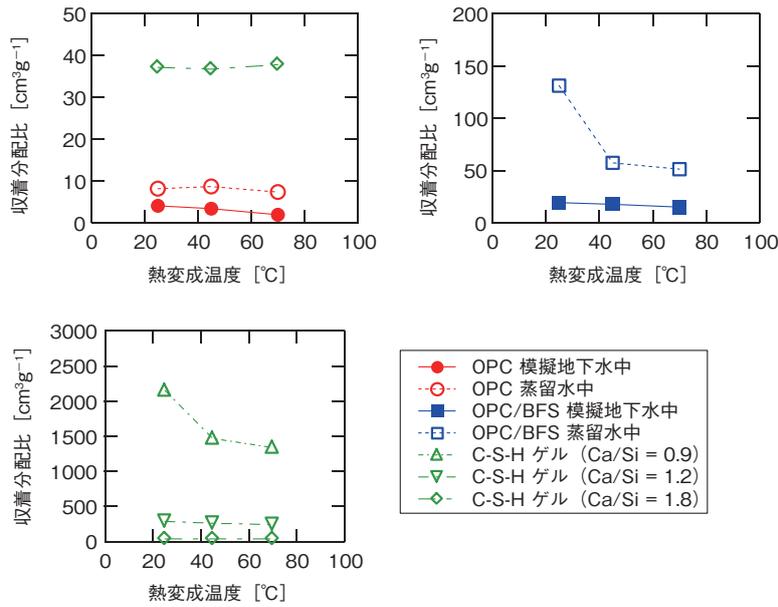


図 4-2-1 セメント (OPC) 水和物へのアクチニド収着のモデル解析結果

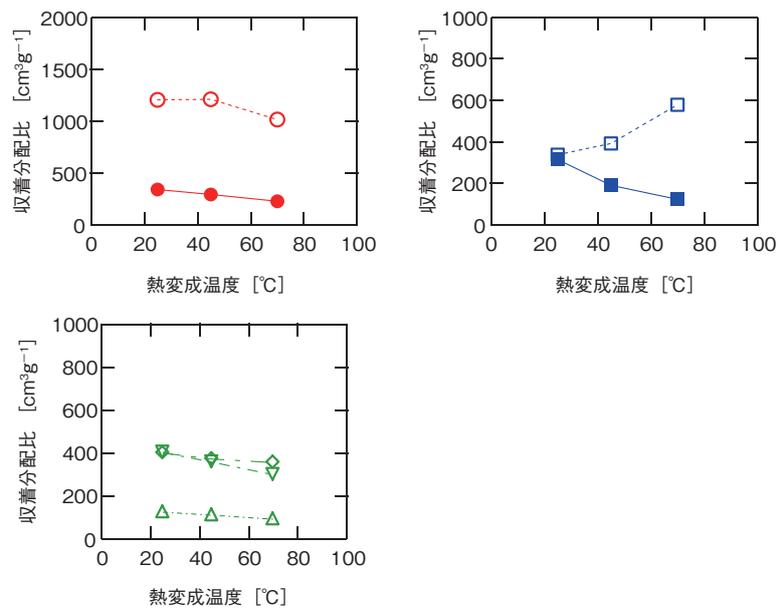
pH や、収着という化学現象によるものであるため、セメント系材料そのものの化学的な変質は、化学的バリア性能の変化に直結する可能性がある。当研究所では、化学的変質のうち熱変成反応に注目し、熱変成前後の核種収着特性の変化を実験的に把握するとともに、熱変成による構成鉱物の変化と収着性能の変化を関連付けた評価を試みた。

セメント (OPC、高炉スラグ混合セメント (OPC/BFS)) 水和物を蒸留水、海水系模擬地下水中で1カ月間、70℃まで加熱し、熱変成した試料を得た。熱変成後の各セメント試料に対する、ストロンチウム (Sr^{2+} 、陽イオン形態) およびセレン (SeO_3^{2-} 、陰イオン形態) のバッチ式収着実験を行った。結果を図4-2-2に示す。SrのOPC水和物、OPC/BFS水和物への収着では、熱変成温度の上昇により収着分配比は低下した。これは、セメント水和物を構成するC-S-Hゲルへの収着分配比の低下が原因であった。Seの収着では、蒸留水および模擬地下水中で熱変成したOPC水和物、模擬地下水中で熱変成したOPC/BFS水和物については、熱変成温度の上昇により収着分配比は低下した。これは、陰イオンを収着する構成鉱物のエトリンガイトが熱分解して消失することが主な原因であった。一方、蒸留水中で熱変成したOPC/BFS水和物では、Seの収着分配比が高くなった。これについては、エトリンガイトに代わって、陰イオンをより強く収着するモノサルフェイトが安定に存在するためであることが明らかとなった。

以上により、熱変成によってセメント系材料の収着性能が変化する可能性があり、その変化はセメントの構成



(a) ストロンチウム



(b) セレン

図 4-2-2 熱変成したセメント水和物および C-S-H ゲルへの吸着実験結果

鉍物の変化に関係づけて説明可能であることを示した。変質によって化学的バリア性能は向上する場合と低下する場合があり、一概に変質を「劣化」とする保守的評価に頼るのみでなく、現実的な評価を行うことが重要であると指摘できる。従って、本研究のような、反応機構の整理を継続して進めることが、長期の安全評価の信頼性を向上するために重要である。

4-2-2 セメント系材料バリア中の核種拡散による移行抑制効果⁴⁻⁷⁾

OPC および OPC にフライアッシュを混合したセメント (FAC) の硬化体について、酢酸および TRU 廃棄物の重要核種の評価を想定した、ヨウ素の透過型拡散実験によって拡散挙動を把握した。その結果、OPC 硬化体試料については $10^{-12} \text{m}^2 \text{s}^{-1}$ オーダーの有効拡散係数が得

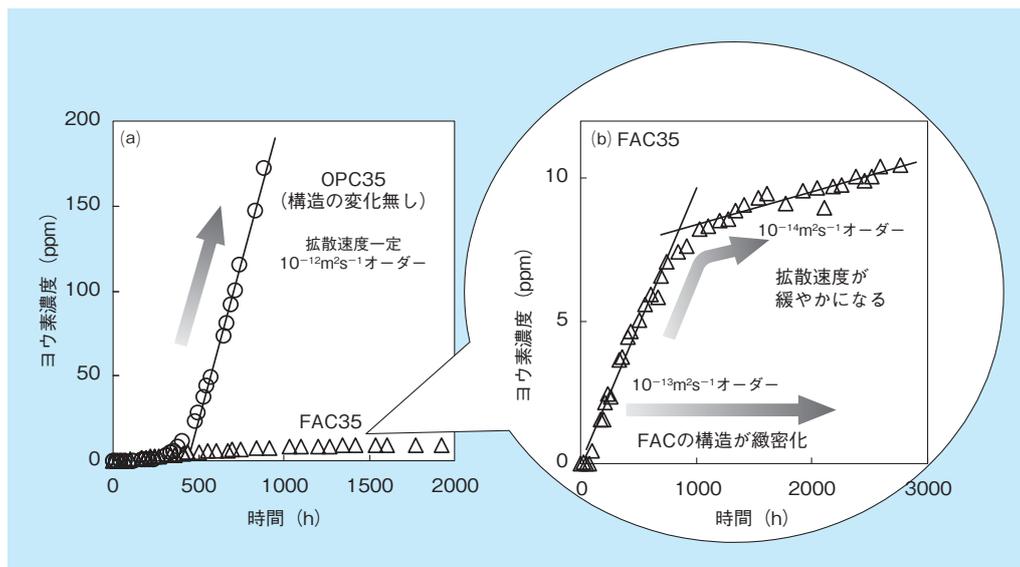


図 4-2-3 ヨウ素の拡散実験結果（低濃度側セルにおけるヨウ素濃度の経時変化）

られたのに対し、FAC 硬化体試料については、酢酸およびヨウ素ともに実験開始後では $10^{-13} \text{m}^2 \text{s}^{-1}$ オーダー、数カ月後では $10^{-14} \text{m}^2 \text{s}^{-1}$ オーダーの有効拡散係数が得られた。セメント硬化体中の物質移動は拡散に支配されており、それは十分に遅いことが示された。また、FAC 硬化体試料は、OPC 硬化体試料と比較して一桁小さい有効拡散係数を有するとともに、時間の経過に従ってさらに小さい拡散性を示すことが明らかになった。図 4-2-3 にはヨウ素の実験結果を示す。OPC 試料では、拡散速度が一定となる結果が得られたのに対し、FAC 硬化体試料では、時間の経過とともにヨウ素の拡散が緩やかになることが分かった。この現象は、FAC 硬化体試料に含まれるフライアッシュの水和反応の進行により、FAC 硬化体試料がより緻密な構造に変化したことに起因するものと考えられる。なお、酢酸の拡散についても、同様の現象が見られた。

これらのことは、FAC で構成された人工バリアが、低吸着性の有機炭素やヨウ素についても満足する遅延効果を発揮するとともに、処分場閉鎖後の長期にわたって、さらなる核種移行抑制効果の発現が期待できることを示唆するものである。

また、セメント系材料の熱変質が、核種の拡散挙動に及ぼす影響についても検討した。60℃および80℃で6カ月間熱負荷をかけた OPC 硬化体試料を使用した酢酸の拡散係数取得を実施したところ、図 4-2-4 に示すように、未変質の OPC 硬化体試料の空隙率依存性と比較し

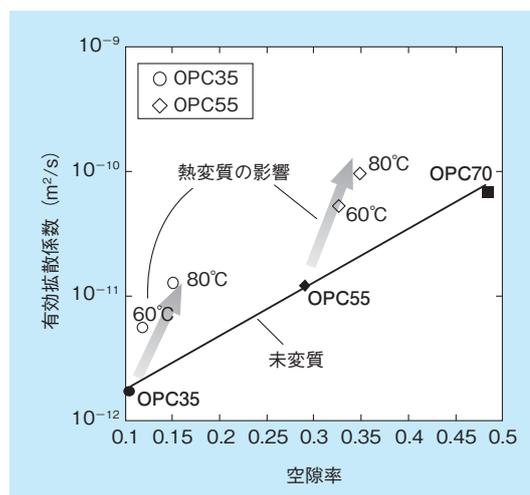


図 4-2-4 セメント硬化体に対する酢酸の有効拡散係数の空隙率依存性

て、熱変質影響による拡散係数の上昇が大きいことが分かった。このことから、熱変質によってセメント硬化体中で空隙の連結性が大きくなるなどのような、溶質の拡散がより速くなるような空隙構造の変化が生じている可能性が示唆される。

4-2-3 セメント硬化体中での微量元素拡散挙動測定への LA-ICP-MS の適用^{8,9)}

透過型拡散実験によるデータ取得は、試料や実験条件によっては非常に時間を要する。また、FAC 試料のように、時間経過とともに水和反応が進んで構造が緻密化

するような場合も同様であり、このような場合には、セメント硬化体内の放射性核種や微量元素の分布から拡散挙動の情報を得ることが機構解明に有効となる。さらに、多くのアクチニドやセシウム(Cs)のように比較的収着性が大きい元素については、硬化体内の元素分布から見かけの拡散係数が求められている。

そこで、硬化体内での微量元素の分布測定を比較的簡便に実施できる機器分析手法として、レーザーアブレーション-誘導プラズマ質量分析装置(LA-ICP-MS)の適用性を調べた。本装置では、レーザー照射により固体表面を微粒化して直接粉末を採取し、ICP-MSで測定する。そのため、特別な試料の前処理が必要なく、多元素を同時に高感度で定量することが可能であるため、近年、岩石や金属試料中の微量元素分析に有効性が示されつつある。

本装置を用いてセメント硬化体中に拡散させたヨウ素(I)、セシウム(Cs)、ストロンチウム(Sr)(いずれも安定元素)の分布状況測定した。Csの浸入型拡散実験(図4-2-5)に供したFAC硬化体断面の元素分布を同装置で測定したところ、試料から薄片を作製し放射能測定や元素濃度測定により分布を調べる従来の分析法に比較して、迅速・簡便かつ再現性のよい詳細なデータを取得できた(図4-2-6)。分布データから見かけの拡散係数を算出した結果、既存の方法で求めた拡散係数と同オーダーの値となった。

なお、同一試料を従来の代表的な固体表面元素分析装置である走査型電子顕微鏡/エネルギー分散型X線分析装置(SEM-EDS)で測定したが、いずれの元素も検出限界以下となった。従って、固体中の微量な元素の測定が必要な場合にはLA-ICP-MSによる測定が効果的かつ適切な定量性を有し、処分場の性能評価に反映できる詳細な元素分布情報取得の可能性が示された。

当研究所は、LA-ICP-MSによる分析手法を、6価ウランのセメント硬化体中での拡散係数の測定にも適用した。結果を図4-2-7に示す。

セメント硬化体中への6価ウランの浸入は、収着分配比が高いため、表面近傍数百 μm 程度のごく狭い範囲にとどまるが、LA-ICP-MS法を適用したことによって、固相中の6価ウランの分布の詳細な定量測定が可能となり、精度のよい拡散係数が得られた。6価ウランの見かけの拡散係数はOPC硬化体中で $\sim 4 \times 10^{-16} \text{m}^2 \text{s}^{-1}$ 、FAC

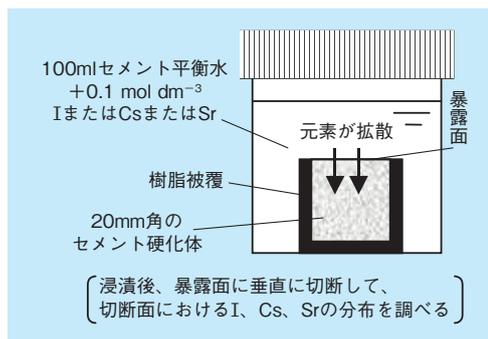


図 4-2-5 浸入型拡散実験の模式図

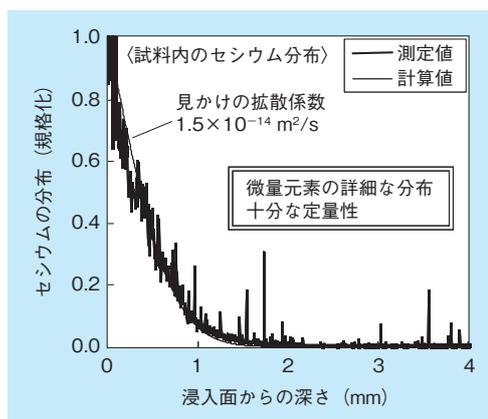


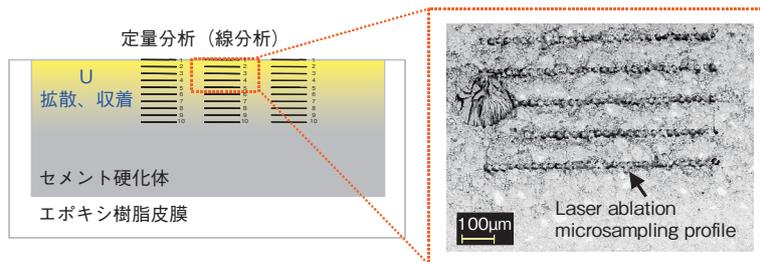
図 4-2-6 LA-ICP-MS 測定による Cs の分布

硬化体中で $\sim 2 \times 10^{-17} \text{m}^2 \text{s}^{-1}$ と非常に小さい値であり、セメント硬化体中における6価ウランの移行は低拡散性によって強く抑制され、バリア性能を十分に期待できることが示された。

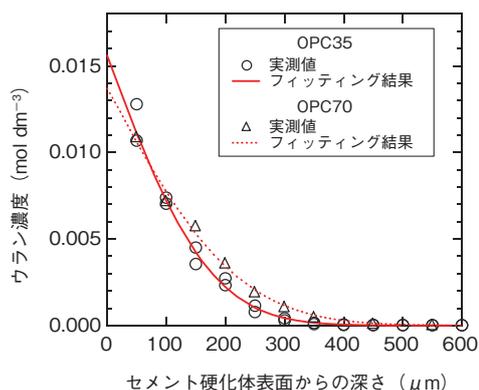
これらの測定結果は、処分施設におけるアクチニド元素の移行評価のための重要な情報となり、安全評価の基盤となる情報として活用が期待できる。

4-2-4 セメント水和物からのコロイドの発生とその特性評価¹⁰⁾

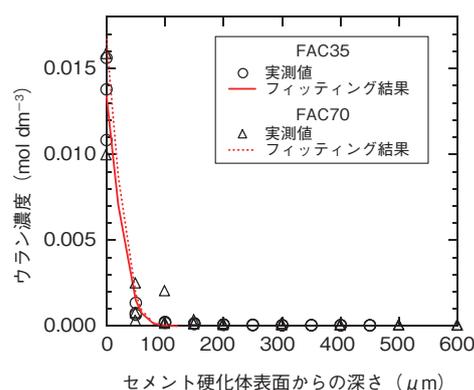
放射性廃棄物処分システムの性能評価において、放射性核種は地下水中にイオンや錯体といった形態で溶解し、移流・拡散によって移行する評価されることが多いが、その一方で地中における放射性物質などの汚染物質の移行に、地下水中のコロイド粒子の関与の可能性があることが認識されている。これは、地下水中に安定に存在するコロイド粒子に放射性核種が収着するなどし、イオン形態の核種とは異なった移行挙動をとるものと考えられ



(a) LA-ICP-MSによるセメント硬化体の分析



(b) 拡散実験のフィッティング解析結果(OPC)



(c) 拡散実験のフィッティング解析結果(FAC)

図 4-2-7 セメント硬化体中での6価ウランの拡散係数の測定結果

ている。セメントは処分施設への利用が検討されているが、その浸漬液はイオン強度が高くなるためにコロイドの安定性は低いと考えられていることから、実際に試験評価した例は非常に少ない。しかし、長期的な溶解劣化により組成の変化したセメント水和物や、周辺環境への化学的影響の少ない低アルカリ性を示すセメント水和物などについては、評価しておく必要がある。そこで、セメント系材料の地下水への浸漬により発生するコロイドの有無を確認し、その量、粒径、組成を把握した。また、

これらのコロイドの特性を評価し、その挙動を検討した。

対象として、溶解度の高いCa(OH)₂の含有量が低く、比較的コロイドを発生しやすいと考えられたポゾラン材料高含有 OPCセメント(以下、HFSC)を選択し、最長で8カ月の浸漬試験から発生したコロイドを、透過型電子顕微鏡によって観察した。その結果、次のことが示された(表 4-2-1)。

- ・HFSCからは、Si-Al-Caを主成分とする平均粒径50nm から200nm 程度のコロイドが約10¹⁰ ~ 10¹² 個

表 4-2-1 常温でHFSCから浸出したコロイドのTEM観察結果

固液比	浸漬期間2カ月			浸漬期間8カ月		
	コロイド数濃度 (N・L ⁻¹)	粒子形状及び組成	粒径分布、平均粒径 (nm)	コロイド数濃度 (N・L ⁻¹)	粒子形状および組成	粒径分布、平均粒径 (nm)
1 : 5	<1 × 10 ¹¹ (※)	D:クラスタ様の楕円形状のSi-Al-Ca	比較的粗大で広く分布	<6.3 × 10 ¹⁰ (※)	D:クラスタ様の楕円形状のSi-Al-Ca M:楕円形状のCa (Si, Fe, Ti)	比較的粗大で広く分布 200
1 : 50	1 × 10 ¹²	D:クラスタ様の楕円形状のSi-Al-Ca(Cl, S, K, Ti) M:棒状のAl-Si(Ca)、板状のCa	20-500 68	1.1 × 10 ¹²	D:楕円形状のSi-Ca-Al(Mg, Fe, S) M:棒状 M:板状	10-300 66
1 : 100	4 × 10 ¹²	D:クラスタ様の楕円形状のSi-Al-Ca(Cl, S, K, Ti) M:棒状のAl-Si(Ca)	20-500 76	1.1 × 10 ¹²	D:楕円形状のSi-Ca-Al(Mg, Fe) M:板状	10-300 68

D: Dominant M: Minor ※artefactの発生

／ ℓ 観察され、平均粒径の小さいコロイドは比較的安定性が高い。

- ・観察されたコロイド数濃度や粒径は固液比によって変化し、固液比が高い場合にはコロイド数濃度は減少し、粒径は増大した。

この観察結果を、このコロイドの表面電位や模擬浸漬液による粒径分布変化測定結果と併せて評価した結果、次の結果が得られた。

- ・HFSC から発生したコロイドの数濃度や粒径は、浸漬液中のカルシウム濃度に主に依存した凝集の影響によるものであることが示された。

このことは、DLVO 理論に基づいた定量的な評価と整合し、発生したコロイドの安定性に関する定量的評価の可能性が示された。

4-3 長期の放射性廃棄物処分における不確実性評価技術

放射性廃棄物処分事業は数百年、その安全評価は数万年を超える長期間を対象とする。このため、遠い将来にわたる予測を行うにあたり、介在する種々の要因により派生する不確実性が避けられない。そこで、処分の安全性の説明においては、線量などの評価結果そのものに加えて、処分事業の各段階に含まれる不確実性に関する理解の程度を明示し、さらにそれらの不確実性について、現状の科学的知見に基づき適切に対処していることを提示することが必要と考えられる。当研究所では、放射性廃棄物処分に関わる技術開発と併せて、不確実性を適切に取り扱う安全評価の方法論に関する研究を重点的に実施している。

4-3-1 リスク論的安全評価手法の開発^{1,2)}

不確実性への対処の考え方として、長期間の影響の程度（被ばく線量など）と、その影響の発生する可能性（確からしさ）の両面を考慮して安全性を評価する、いわゆる「リスク論的考え方」に基づく安全評価手法の導入の必要性が、国際放射線防護委員会や原子力安全委員会によってうたわれてきた。しかし従来、手法を具体化する研究事例はほとんどなく、重要性の認識はあるものの概念レベルでの理解に留まっていたため、安全評価へ

の手法の適用が困難な状況にあった。そこで当研究所は、手法の具体化を重要課題と認識し、平成 16～17 年度には国からの受託研究として、その後は自主研究として継続実施して、具体的なリスク論的考え方に基づく安全評価手法の提案を進めてきた。数千年～数万年におよぶ長期の処分場での現象の不確実性を評価するには、現状の科学的知見に基づく専門家の判断が重要な要素となる。当研究所が提案している手法は、専門家の判断とともに、各判断に用いられた科学的知見（実験データや解析結果などの情報）を整理して示すものであり、不確実性の定量化における専門家判断の過程を可視化し、追跡可能とすることに特徴がある。

安全評価におけるシナリオや、モデルあるいはパラメータなどが一通りに決まらないことを意味する「不確実性」の原因としては、以下が考えられる。

- ・評価対象とする現象がランダムなものであること（Randomness）。例えば、処分場周辺岩盤の透水性の空間的不均質性など
- ・評価対象に対する情報や知識が不足していること（Ignorance）。例えば、処分場の人工バリアの劣化時期や劣化後の特性値など

これら二つの原因から生じる不確実性は意味が異なるため、分けて議論することが適切である。ここで、Ignorance による不確実性の表現は、専門家の主観的な判断に拠らざるをえず、通常確率とは異なる扱いが必要である。放射性廃棄物処分の場合には、評価期間が非常に長期にわたること、深部地下環境における各種データの入手が限られていることなどから、Ignorance による不確実性が顕著に存在すると考えられる。

そこで、専門家の主観的な判断に基づいた不確実性の定量化方法を構築した。本方法は、不確実性に関する専門家判断の選択肢を論理的な樹形図として整理し、樹形図の各分岐の確からしさを専門家の判断により Evidential Support Logic 法で数値化することで、Ignorance による不確実性が何に起因し、どの程度の幅と確からしさを内在しているかを、可視化・数値化するものである。

セメント系およびベントナイト系の人工バリアの劣化時期の確からしさを対象として、本方法の適用実験を実施した。ここでは、11 名の専門家（性能評価 6 名、設計・土木 5 名）に意見聴取を行った。人工バリアの劣化に関わる現象やモデルについて、ロジックツリーにより

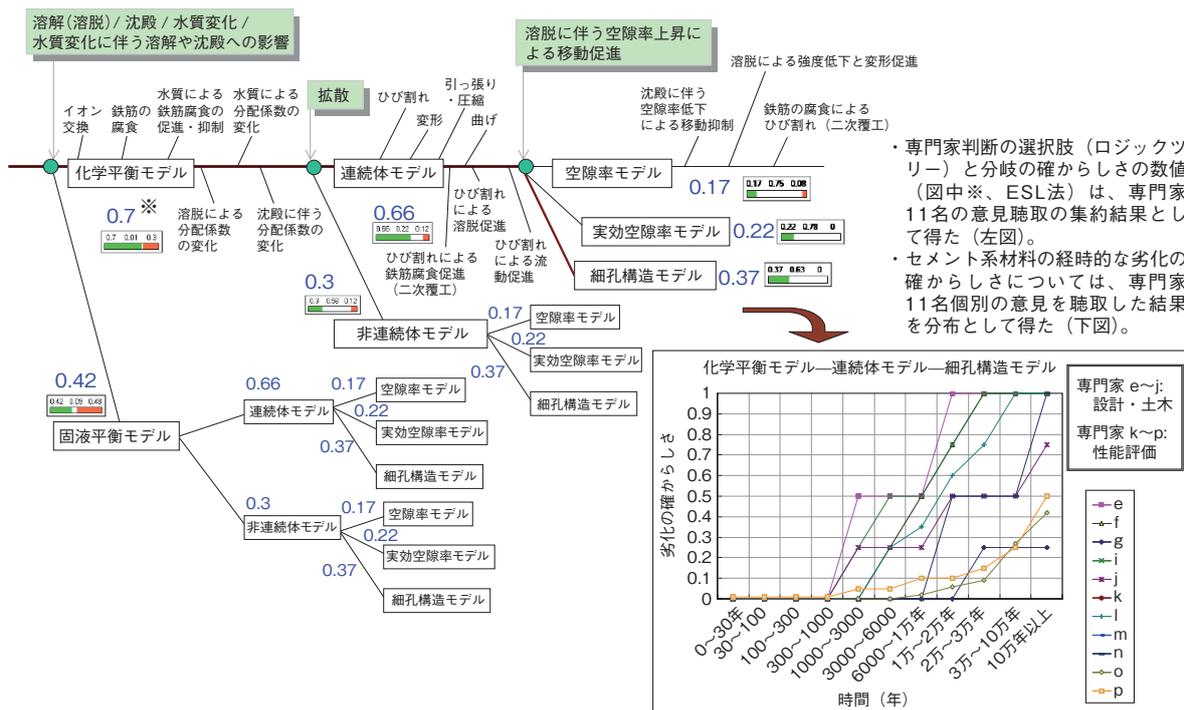


図4-3-1 本手法によるセメント系材料の劣化に関する専門家判断の可視化結果例

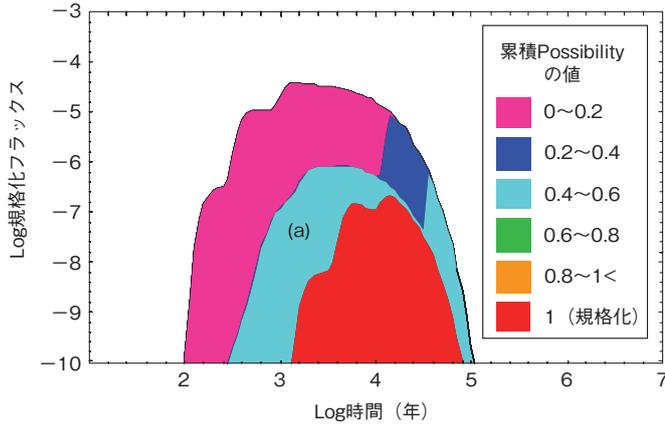
可視化された専門家判断の選択肢の派生を図 4-3-1 に示す。さらに、これらのモデルオプションの組合せごとに、人工バリア材の劣化時期の確からしさを各専門家に意見聴取し、経時的な劣化の確からしさに関する専門家意見の分布を得た。

専門家による劣化時期と程度の判断を示すグラフから、性能評価グループの専門家の回答は、時間の経過に伴い徐々に劣化が進行する傾向が、また、設計・土木グループの専門家の回答では、比較的劣化が速く、ある時期に劣化が始まると、性能維持の確からしさは1から急激に低くなる傾向が読みとれる。このような専門分野による判断の傾向は、性能評価計算で見られる経時的な変化の想定、あるいは土木構造物の設計の思想による判断の切り替えに起因する可能性が指摘できる。本手法により、専門家意見の分布を、専門家の専門性を反映して整理できるとともに、専門家判断を入手可能な情報や証拠といった科学的知見を併せて示すことにより、定量化した不確実性を追跡性と透明性を確保して提示できる手法とすることができた。

前述のように、専門家判断に基づき定量化した人工バリアの劣化時期の不確実性を反映した、リスク論的考え方による核種移行解析を試行した。天然バリアから生物

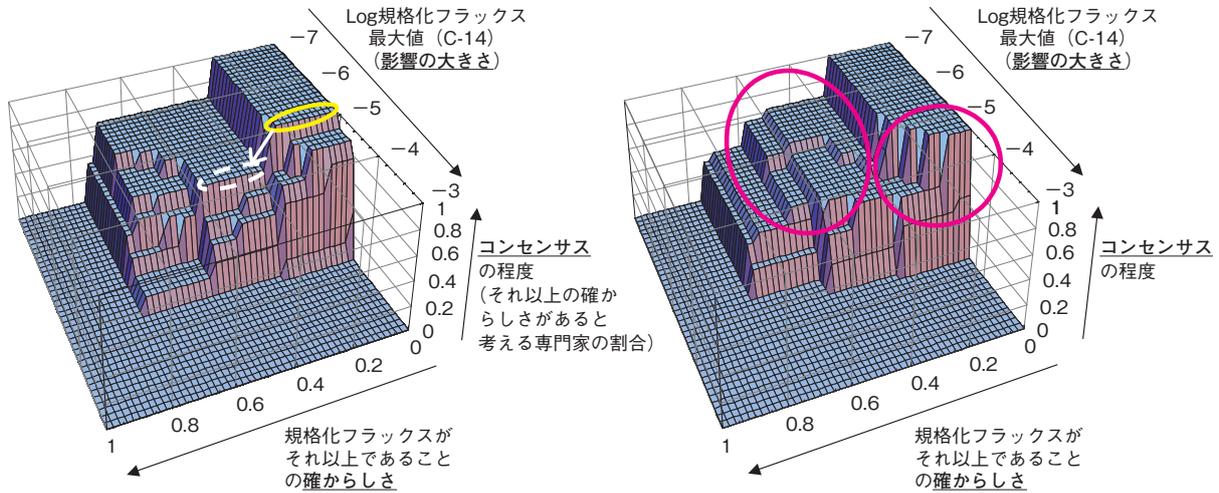
圏に移行する ^{14}C のフラックスを、廃棄体中の初期イベントリによって除した規格化フラックスを求めた。得られた規格化フラックスの時間変化に、定量化した人工バリアの劣化時期の確からしさを重み付けすると、リスク論的な評価結果を示すことができる。結果の一例を、図 4-3-2 に示す。この表示は、影響の大きさをその発生の確からしさと併記して示す方法（分解アプローチ）に基づくものである。本手法による解析では、影響の大きさとその確からしさを併記して示す際、その内容（シナリオ）についても図 4-3-1 の可視化結果にさかのぼって提示することが可能である。すなわち、ある区分値を与えられた場合に、どのようなシナリオであるとその区分値を超えるかが議論でき、安全確保上の重要項目や研究開発の必要な項目の抽出を可能とする有効な方法であるといえる。

影響の大きさ／発生の確からしき／コンセンサスの程度の3軸で表示したリスク論的な解析結果の一例を、図 4-3-3 に示す。この方法は、不確実性に含まれる専門家間の意見の分布を可視化するものである。専門家の専門性による意見分布の差異が見られたことから、本手法により、不確実性に係る専門家知見・判断に関してさまざまな側面の情報を抽出できる可能性が示唆できる。



全体の包絡線は、保守的に考えた最大の規格化フラックスを示しており、これに対して例えば(a)の領域の規格化フラックスは、生じる確からしさが0.4~0.6程度とすることを示している。

図 4-3-2 リスク論的解析結果の例(累積 Possibility (確からしさ) 分布)



(a) 専門家グループ全員

10^{-5} 以上の規格化フラックスが 0.2 の確からしさで発生することに関して専門家全員のコンセンサスがある (実線の楕円) が、それが 0.4 の確からしさで発生することに関してはコンセンサスの程度が低くなっている (点線の楕円) ことが読みとれる。

(b) 専門性を考慮(セメント、ベントナイトを別に考慮)

各バリアについて専門性の高い専門家の判断を適用すると、楕円で示した領域においてコンセンサスの程度が低下した。これは、規格化フラックスが生じる確からしさが低いと判断していることを意味し、さらにさかのぼれば、自分の専門とする人工バリアについて、長期に性能を維持するとの現実的な判断を行っていることを示している。

図 4-3-3 リスク論的解析結果の例 (専門家意見の分布)

当研究所の提案している手法は、放射性廃棄物処分の安全性を判断するにあたり、重要性が高い現象やシナリオを特定し、その根拠となる情報や専門家の意見・判断への追跡性を有すること、さらに、専門家間のコンセンサスの程度についても具体的に可視化できる手法であることから、処分事業の各段階における意志決定の基盤情報を提供可能な手法として有用となりうるものと考えられる。また、不確実性の可視化、意思決定への情報提供という観点からは、原子力利用におけるリスクを議論する上で共通するものと考えている。

本手法は、種々の不確実性の存在を前提としても、現状の科学的知見に基づいた処分方策が、放射線による健康影響を生じないと考えられる十分に低い「めやす値」を達成可能であることを明示するとともに、不確実性に関する専門家間の議論や相互理解を可能とし、処分事業の各段階における意思決定の材料を体系的に整備して提供することを狙うものである。このような取組みを土台として、時として複雑で専門性の高い内容に偏りがちな技術的情報を社会へ透明性を持って、分かりやすく、かつ真摯に伝えていくコミュニケーションに関する研究を

展開することによって、放射性廃棄物処分に対する社会の理解獲得や信頼性の醸成につなげていく活動を継続することが肝要と考えられる。

4-3-2 放射性廃棄物処分事業の体系的な品質保証概念の提案³⁾

放射性廃棄物処分の安全確保の考え方は、管理期間終了後に長期にわたる安全性の担保が求められることに特徴がある。そのため、処分事業の品質保証では、計画・サイト調査・設計・建設・操業・閉鎖の各段階に含まれる将来を予測することの不確かさ（以下、「不確実性」という）への対処が求められている。しかし、処分事業の各段階の個々の要素技術に関する品質管理項目・方法は、徐々に整理されてきてはいるものの、長期にわたる処分事業の全体を体系的に捉えた品質保証に関する検討はなされていない。そこで当研究所では、平成16～17年度に国からの受託研究、その後は自主研究として調査研究を実施し、長期にわたる処分事業の計画・サイト調査・設計・建設・操業・閉鎖の全段階で、「不確実性」の管理に統一的な視点を導入することによって、放射性廃棄物処分の体系的な品質保証の方法論の構築を進めている。

放射性廃棄物処分施設は、一般の土木・建築構造物とは異なり、閉鎖後の管理段階において、処分施設に工学的な補修や補強を含めた保全対策を施すことは極めて困難である。そのため、長期の将来の性能評価を綿密に実施し、その情報（不確実性）を各段階の品質保証行為に適切に反映する必要がある。当研究所ではこの概念を具体化するため、長期にわたる処分事業の全段階を対象とする「不確実性」の受け渡しに着目した統一的な視点による上位設問（各段階を通じて適用する基本設問）を設定し、この下で技術的な品質管理項目を関連付けて整備する方法論（図4-3-4）を提案した。

品質保証の体系化に向けて、上記の品質管理項目の有効性を評価した。すなわち、上記の考え方により設定した上位設問を、低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分の低拡散層（セメント系人工バリア）のひび割れ性状評価を題材として適用し、情報整理の試行を行った。処分事業の各段階の状況に応じた具体的技術項目を、提案した上位設問で統制することによって、土木工学的検討と長

期の性能評価検討を適切に関連づけた説明を可能とする見通しを得た。これにより、本方法論が不確実性を内在する長期の処分事業の「安全性」を品質保証するものとして有効であることを示した。

4-3-3 放射性廃棄物処分における「技術的に最善の手段（BAT）」の考え方の適用⁴⁾

長期にわたる放射性廃棄物処分の将来の安全性を、現在の技術的知見に基づいて確保して説明するために有効な考え方として、スウェーデンなど諸外国の放射性廃棄物処分の安全規制において検討されてきた「技術的に最善の手段（Best Available Technique、以下BAT）」の概念の適用の有効性が指摘されている。しかし我が国では、放射性廃棄物処分の安全確保におけるBATの概念の定義や位置付けについて、十分な共通認識には至っていない。

そこで当研究所は、BATの概念に関する国内外の事例調査を行い、その定義および適用の意味を明らかにするとともに、我が国の放射性廃棄物処分における事業者側の観点からのBATの概念の具体的なあり方を先行的に提案した。

「北東大西洋の海洋環境保護に関する条約（オスパーラ条約）」によれば、BATの概念は、利用可能な範囲で技術的に最先端かつ最善の技術を、利用実績や経済的実現性をも考慮しながら利用することによって、汚染物質の排出、放出および廃棄を制限するという目的を達成する考え方として定義づけられている。欧州連合による統合的汚染防止管理指令（IPPC指令）の記述においても、BATの利用が要求されており、また、我が国の環境影響評価法においても、BATの検討の重要性に関する記述がすでに見られる（表4-3-1）。スウェーデンの規制機関の文書においては、放射性廃棄物処分の実施においてBATを考慮すべき、と述べられた例があった（表4-3-2）。また、米国や英国では、技術の可能性や適用性、環境への影響度、コストなどの観点から、規制側からBATを定量的に検討するための体系的な方法論も提唱されている。

以上の調査から、我が国の放射性廃棄物処分事業におけるBATの概念のあり方を考察した。BATの概念は、処分の実施者が処分概念の安全性を示す上で、現状利用

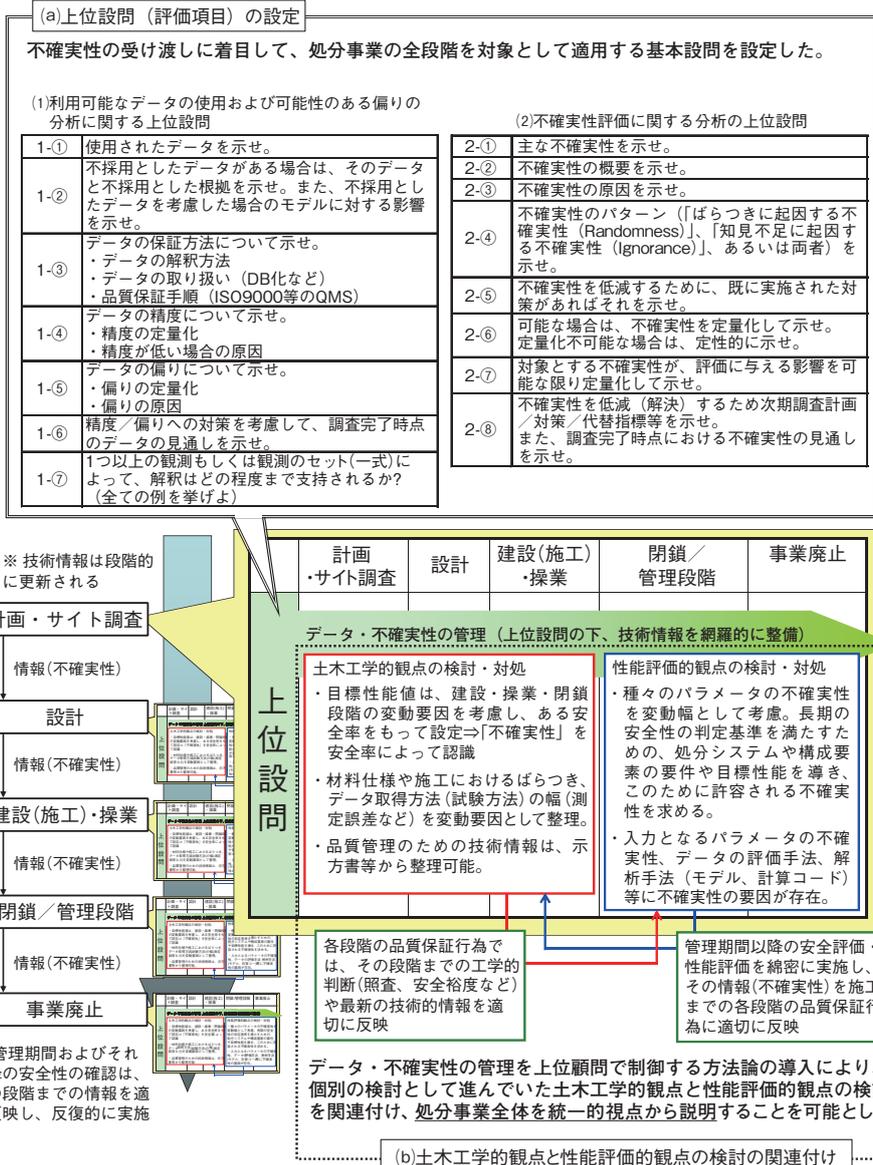


図 4-3-4 放射性廃棄物処分における体系的な品質保証の方法論の提案

可能な知見、技術に基づいて、放射性物質の放出を抑制すべく最善を尽くし続けていることを示すための定性的な概念として、位置付けることが適切であるといえる。このようなBATの概念を、規制者をはじめとする幅広い関係者間で共有した上で、まず事業者が、BATの概念に基づいた安全を確保する処分方策を、その根拠となる科学的知見を整理・文書化して、ともに提示することが重要である。これによって、関係者間で放射性廃棄物処分事業の進展や意思決定に資する議論を有効に構築できると考えられる。

参考文献

4-1

- 1) 杉山大輔、藤田智成、中西 潔：TRU 廃棄物処分環境におけるセメント系材料の化学的変質評価（その1）－カルシウムシリケート水和物の熱力学的溶解沈殿モデルの提案－、電力中央研究所研究報告 T01007、2001年11月。
- 2) Sugiyama, D., Fujita, T. : A Thermodynamic Model of Dissolution and Precipitation of Calcium Silicate Hydrates, Cement and Concrete Research 36, pp.227-237, 2006.
- 3) 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構：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－、JNC TY1400-2005-013、FEP TRU TR2-2005-02、2005年。

表 4-3-1 国内外の環境分野における BAT の概念に関する記述例

文 書	記 述
北東大西洋の海洋環境保護に関する条約（オスパール条約）（The Convention for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic (updated 2002).)	この目的を達成するために、締約国は、（中略）規定する基準を考慮して、計画と措置に関して、適切な場合には清浄技術（clean technology）を含め、 ・利用可能な最善の技術（best available techniques） ・環境上の最善の行為（best environmental practice）を定義しなければならない。 利用可能な最善の技術 2.用語「利用可能な最善の技術」は、排出（discharges）、放出（emissions）および廃棄（waste）を制限するための特定の措置の実際的な適合性を示す、運転のプロセス、設備あるいは方法の開発の最新の段階（最先端の運転のプロセス、設備あるいは方法）を意味する。
環境庁告示第八十七号、環境影響評価法に基づく基本的事項、平成九年十二月十二日、最終改正：平成十七年三月三十日環境省告示第二十六号。	建造物の構造・配置の在り方、環境保全設備、工事の方法などを含む幅広い環境保全対策を対象として、複数の案を時系列に沿って又は並行的に比較検討すること、実行可能なより良い技術が取り入れられているか否かについて検討すること等の方法により、対象事業の実施により選定項目に係る環境要素に及ぶおそれのある影響が、回避され、又は低減されているものであるか否かについて評価されるものとする。
環境庁企画調整局環境影響評価課、「実行可能なより良い技術」の検討による評価手法の手引き－環境影響評価における評価手法の考え方、平成12年8月。	「実行可能な」：事業者にとって科学的知見、施工性、経済性等の観点から実行可能であることを指す。 「より良い」：高水準な環境保全を達成するために最も効果的なことを指す。ただし、必ずしも最善の1つとは限らず、ある程度の幅を持つ一定の水準を指す。 「技術」：事業の計画、設計、建設、維持、操業、運用、管理、廃棄に際して用いられた幅広い技術、つまりハード面の「テクノロジー（technology＝科学技術・工業技術）」及び運用管理等のソフトの面の「テクニック（technique＝技法・手法）」を指す。 事業者の負担を軽減し「実行可能なより良い技術」の活用を進める観点から、国や地方公共団体により「実行可能なより良い技術」に関する情報を収集・整理し、技術評価を加え公開して、事業者や住民との間で共有化することを進めることにより、技術に関する情報の利用が可能となるしくみを構築することが必要となっている。

表 4-3-2 スウェーデンの放射性廃棄物処分分野の規制文書における BAT の概念の適用例

文 書	記 述
SSI FS 1998:1, 1998.	・利用可能な最善の技術（Best Available Technique）：人の健康および環境に関して、放射性物質の放出（release）およびその放出による有害な影響を制限するために利用可能な最も有効な方で、不当な費用を伴わないもの ・最適化（Optimisation）：経済的および社会的要因を考慮して、人に対する放射線量を合理的に達成できるかぎり低く維持すること 使用済燃料および核廃棄物の最終管理においては、最適化が実施されなければならないとともに、利用可能な最善の技術が考慮されるべきである。
SSI Report 2000:18, 2000.	価値を非常に詳細に定量化できなくても、環境および健康の防護を含む作業において高い水準を達成するために、利用可能な最善の技術は用いることができる。
SSI Report 2001:21, 2001.	BAT は汚染してもよいという決定的な許認可ではなく、本質的には定性的な（質的な）プロセスの基準である。
SSI FS 2005:5, 2005.	規則は、最適化（Optimisation）を行わなければならないこと、および利用可能な最善の技術（Best Available Technique）を考慮すべきであることを要求する。最適化と利用可能な最善の技術は、処分場の防護能力を改善するという観点と並行して適用されるべきである。 報告は、最適化と利用可能な最善の技術の原則が処分場と付属するシステム構成要素のサイティングと設計にどのように適用されたか、および品質保証が処分場と付属物のリスク解析に関わる作業にどのように用いられたかについての説明を含むべきである。

- | | |
|---|---|
| <p>4) Sugiyama, D. : Chemical Alteration of Calcium Silicate Hydrate (C-S-H) in Sodium Chloride Solution, Cement and Concrete Research, 38, pp.1270-1275, 2008.</p> <p>5) 藤田智成、杉山大輔、塚本政樹：TRU 廃棄物処分環境におけるセメント系材料の化学的変質評価（その3）－カルシウムシリケート水和物の非調和溶解モデルを考慮した化学平衡-物質輸送連成計算コードの開発－、電力中央研究所研究報告 T02003、2002年11月。</p> <p>6) 杉山大輔、蔵重 勲：放射性廃棄物処分環境におけるセ</p> | <p>メント硬化体の化学的変質評価－セメント鉱物の溶解沈殿による物質移行特性変化を考慮した改良型化学平衡-物質移行連成解析コードの開発－、電力中央研究所研究報告 L06003、2007年4月。</p> <p>7) 杉山大輔：ひび割れを有するセメント系材料の化学的変質評価（その1）－単一人工ひび割れに沿った変質挙動の把握と解析コードの開発－、電力中央研究所研究報告 L05002、2005年11月。</p> <p>8) 大江俊昭、塚本政樹、藤田智成：高レベル廃棄物地層処</p> |
|---|---|

分の人工バリアシステムの安全評価、電力中央研究所総合報告 T92、1993年4月。

- 9) Ohe, T., Tsukamoto, M., Kinoshita, M., Inoue, T. : Analysis of high-level waste glass performance by the physical and geochemical simulation code STRAG4. Waste Management 11, p.191, 1991.
- 10) 塚本政樹、大江俊昭：緩衝材・埋め戻し材中核種移行挙動解析コード GESPER の開発、電力中央研究所研究報告 T90011、1990年11月。
- 11) 塚本政樹、大江俊昭、藤田智成：人工バリアシステム安全評価簡易解析コードの改良、電力中央研究所研究報告 T92011、1992年12月。
- 12) Tsukamoto, M., Ohe, T., Fujita, T. : The effect of degradation of buffer material on radionuclide release from engineered barrier system for high-level waste disposal, in the proceeding of 1995 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation. Berlin, Germany. Vol.1, pp. 807-813, 1995.
- 13) 塚本政樹、藤田智成：入力パラメータ値の分布を考慮した高レベル廃棄物地層処分人工バリア性能の解析、電力中央研究所研究報告 U96045、1997年3月。
- 14) Tsukamoto, M. and Fujita, T. : Uncertainty analysis of performance of engineered barrier system for geological disposal of high-level waste, 1997 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation. Singapore, pp.309-314, 1997.
- 15) 杉山大輔：鉍物沈殿を考慮したセメント硬化体の化学的変質評価手法の高度化、電力中央研究所研究報告 L08002、2008年7月。
- 16) 蔵重 勲、廣永道彦：地下水中炭酸水素イオンによるセメント系材料の溶脱抑制メカニズムに関する検討（その1）、電力中央研究所研究報告 N06028、2007年4月。
- 17) Sugiyama, D., Fujita, T., Tsukamoto, M., Chira, T. : Alteration of Fractured Cementitious Materials, Cement and Concrete Research, 37, pp.1257-1264, 2007.
- 18) 藤田智成、杉山大輔、塚本政樹：TRU 廃棄物処分環境におけるセメント系材料の化学的変質評価（その5）－処分施設のセメント変質及び溶出した地下水による周辺岩盤への影響の解析評価－、電力中央研究所研究報告 T02029、2003年4月。
- 19) 日本原子力学会 バックエンド部会「イエローフェーズ含有ガラス固化体評価」特別専門委員会：イエローフェーズを含むガラス固化体の処分時影響評価試算結果の妥当性について（添付資料（1）：（財）電力中央研究所、ガラス固化体処分時影響評価試算について、平成20年5月26日）、2008年11月。

4-2

- 1) Sugiyama, D., Fujita, T., Baston, G.M.N., Berry, J.A., Brownsword, M., Green, A., Ilett, D.J., Tearle, W.M., Tweed, C.J., Williams, S.J. : Experimental Measurements and Integrated Modelling Studies of Actinide Sorption onto Cement, CRIEPI Report:

T02023, April 2003.

- 2) Sugiyama, D., Fujita, T. : Modelling the Sorption of Actinides onto Cement: An Approach with the Surface Co-precipitation Model, Mat. Res. Soc. Symp. Proc., Vol. 757, pp.705-710, 2003.
- 3) Sugiyama, D., Fujita, T. : Sorption of Radionuclides onto Cement Materials Altered by Hydrothermal Reaction, Mat. Res. Soc. Symp. Proc., Vol.556, pp.1123-1130, 1999.
- 4) 千田太詩、杉山大輔：透過型拡散実験によるセメント硬化体中における有機炭素の拡散挙動検討、電力中央研究所研究報告 L05012、2006年7月。
- 5) 千田太詩、杉山大輔：フライアッシュ混合セメント硬化体中における有機炭素およびヨウ素の拡散挙動、電力中央研究所研究報告 L07018、2008年6月。
- 6) Chida, T., Sugiyama, D. : Diffusion Behavior of Organic Carbon and Iodine in Low-Heat Portland cement Containing Fly Ash, Mat. Res. Soc. Symp. Proc., Vol. 1124, pp.379-384, 2009.
- 7) 吉田崇宏、千田太詩、蔵重 勲、杉山大輔：熱変質した普通ポルトランドセメント硬化体中の有機炭素拡散挙動、電力中央研究所研究報告 L07009、2008年6月。
- 8) Chida, T., Sugiyama, D. : Observation of Diffusion Behavior of Trace Elements in Hardened Cement Pastes by LA-ICP-MS, Mat. Res. Soc. Symp. Proc., Vol.1107, pp.585-592, 2008.
- 9) Sugiyama, D., Chida, T., Cowper, M.M. : Laser Ablation Microprobe Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry Study on Diffusion of Uranium into Cement Materials, Radiochimica Acta, 96, pp.747-752, 2008.
- 10) 藤田智成、杉山大輔、S.W. Swanton：放射性廃棄物処分の性能に与えるコロイドの影響－セメント水和物からのコロイドの発生とその特性評価－、電力中央研究所研究報告 U 99057、2000年5月。

4-3

- 1) 電力中央研究所：平成16年度核燃料サイクル関係推進調整等（放射性廃棄物等広報対策費等－放射性廃棄物処分におけるセーフティケースに関する社会的受容性調査）報告書、平成17年3月。
- 2) 電力中央研究所：平成17年度核燃料サイクル関係推進調整等（放射性廃棄物等広報対策費等－放射性廃棄物処分におけるセーフティケースに関する社会的受容性調査）報告書、平成18年3月。
- 3) 藤谷昌弘、杉山大輔、藤田智成、千田太詩、南 浩輔、大津正士：放射性廃棄物処分事業の品質保証の体系化に向けた検討－不確実性の管理に着目した品質保証概念とその体系化－、電力中央研究所研究報告 L08010、2009年5月。
- 4) 杉山大輔、長谷川宏：放射性廃棄物処分における「技術的に最善の手段（BAT）」の考え方－諸外国事例のレビューとわが国への示唆－、電力中央研究所研究報告 L06001、2006年11月。

第5章

関連技術

5-1 プラズマ溶融処理技術	88
5-1-1 プラズマ溶融処理の特長	
5-1-2 プラズマ溶融技術の低レベル放射性雑固体 廃棄物処理への適用性評価	
5-1-3 Cs（セシウム）捕捉率の推定手法	
5-1-4 アスベスト廃棄物の無害化・再資源化	
5-2 減圧アーク除染技術	90
5-2-1 減圧アーク除染技術とその特長	
5-2-2 減圧アーク除染技術の除染性能	
5-3 検認技術	92
5-3-1 大型廃棄体中の放射能濃度分布評価手法の開発	

5-1 プラズマ溶融処理技術

5-1-1 プラズマ溶融処理の特長

大気圧下で発生させたプラズマは、5,000Kを超え、エネルギー密度が高い。このため、加熱対象への伝熱がよく、融点の高い廃棄物でも溶融することができる。これらの特長を生かし、国内では、都市ごみ焼却灰の溶融処理へ適用した施設が数多く稼働している¹⁾。当研究所は、プラズマの特長に着目し、低レベル放射性廃棄物の処理へ適用するための研究を推進してきた。当研究所で実施した溶融実験の状況を図5-1-1に示す。中央に白く輝いているプラズマや、オレンジ色の溶湯が観察できる。

5-1-2 プラズマ溶融技術の低レベル放射性雑固体廃棄物処理への適用性評価

金属や不燃物、可燃物など種々雑多な低レベル放射性雑固体廃棄物を模擬した試料を、非放射性的の模擬核種とともにプラズマ溶融し、得られた溶融固化体の物性や溶融時の核種挙動を調べた^{2,3)}。その結果、処分場で環境水に接しても核種を安定に閉じ込められるなど、最終処分に適した溶融固化体を得られることを明らかにした。さらに、溶融時の核種挙動などを解明した。これらの研究成果により、プラズマ溶融による低レベル放射性雑固体廃棄物の処理技術の実用化に貢献した。

5-1-3 セシウム (Cs) 捕捉率の推定手法

Csは、廃棄物の放射能評価に用いられる重要な核種で、廃棄体に一定割合以上捕捉される必要がある。溶融

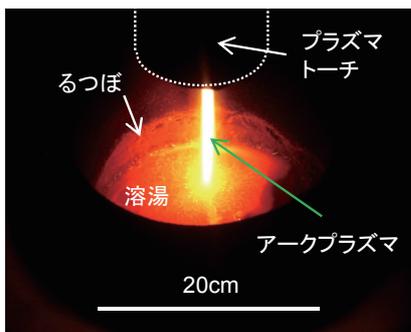


図5-1-1 プラズマによる廃棄物の溶融

時にはスラグ層に捕捉されるものの、沸点が低いため、一部が表面から蒸発する。そこで、廃棄物組成や処理時間などが変わった場合でも、Csの捕捉率を予測できる手法を確立した⁴⁾。本手法では、図5-1-2に示す溶融時のCsの挙動を(5-1-1)式によりモデル化している。

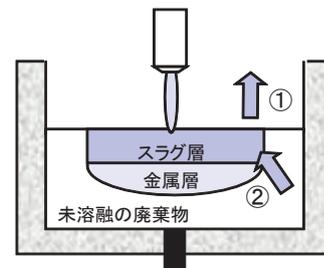
$$\frac{dN}{dt} = -k \cdot \frac{A_s}{V_s} \cdot N + \frac{\Delta w}{W_s} \cdot (N_0 - N) \quad (5-1-1)$$

ここで、 N はスラグ中のCs濃度、 t は時刻、 k はCsの蒸発速度定数、 A_s はCsが蒸発するスラグの表面積(気中と接している面積)、 V_s はスラグの体積、 Δw は廃棄物の溶融速度、 W_s はスラグ重量、 N_0 は廃棄物中のCs濃度である。

溶融処理が進み、その最終段階に近づけば、一定の廃棄物の溶融速度で加熱が続き、スラグが溶融炉の全域に広がるようになる。このような条件では、(5-1-1)式におけるスラグ中のCs濃度は、表面からの蒸発と廃棄物の溶融による流入が釣り合う($dN/dt=0$)濃度へ漸近していくので(5-1-2)式が得られる。

$$Ne = 1 / \left(1 + \frac{k \cdot A}{\frac{\Delta w}{\rho_s}} \right) \cdot 100 \quad (5-1-2)$$

ここで、 Ne は溶融完了時のCs捕捉率(%）、 A は溶融炉断面積、 ρ_s はスラグの密度である。



- ①溶融したスラグ層表面からCsが蒸発する
- ②未溶融の廃棄物が溶融されCsがスラグ層へ流入する

図5-1-2 溶融時のCsの挙動

(5-1-2)式から、プラズマ炉の形状から決まる溶融炉断面面積、プラズマ加熱条件で決まる廃棄物の溶融速度、廃棄物の組成で決まるスラグ密度と、Csの蒸発速度定数が決定できれば、Csの捕捉率が推定できる。

図5-1-3に、(5-1-3)式で定義したスラグの塩基度とCs蒸発速度定数の実験結果を示す。

$$Ki' = \frac{X_{CaO} + \frac{i_{MgO}}{i_{CaO}} X_{MgO} + \frac{i_{FeO}}{i_{CaO}} X_{FeO}}{X_{SiO_2} + 2 \cdot \frac{i_{SiO_2}}{i_{Al_2O_3}} X_{Al_2O_3} + 2 \cdot \frac{i_{SiO_2}}{i_{Fe_2O_3}} X_{Fe_2O_3}} \quad (5-1-3)$$

ただし、 X_{RmOn} は酸化物のモル分率、 i_{RmOn} は酸化物の結合のイオン度である。

図5-1-3に示したCsの蒸発速度定数は、電極点近傍の高温領域の影響を含んだ見かけの蒸発速度定数である。そこで、溶融炉の断面積を変えて取得した蒸発速度定数を、図5-1-4に示す。図に示すように溶融炉の断面積を大きくすると電極点近傍の高温領域の影響は急激に小さくなり、Cs蒸発速度定数も小さくなることから分かる。実機では、溶融炉の断面積がさらに大きいので、電極点近傍の高温領域の影響がさらに小さくなり、Cs蒸発速度定数は、図5-1-3に示した結果より小さい値になると考えられる。蒸発速度定数が大きいほど、Csの捕捉率は低下するので、図5-1-3の結果を用いれば、Csの捕捉率を小さく評価することになり、安全側の評価になると考えられる。

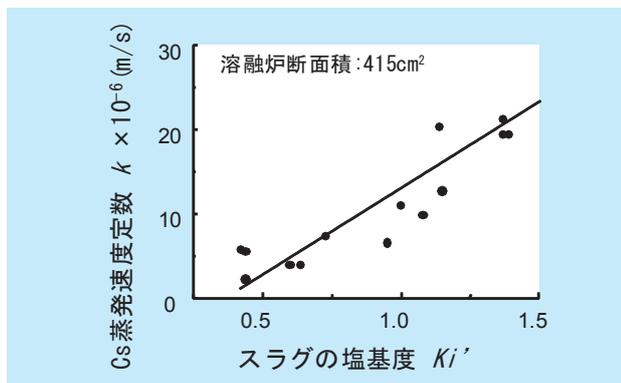


図5-1-3 スラグの塩基度とCs蒸発速度定数

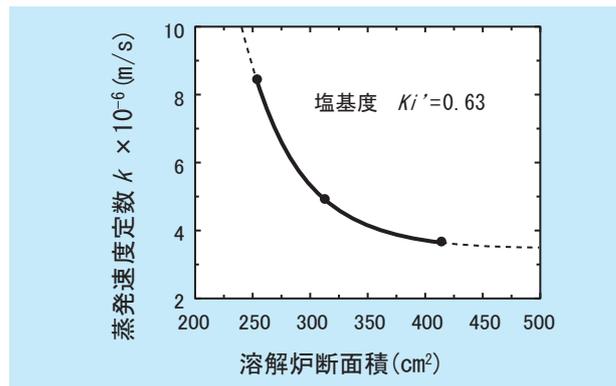


図5-1-4 蒸発速度定数の溶解炉断面積への依存性

以上、プラズマ溶融処理技術の低レベル放射性雑固体廃棄物の処理への適用性を評価し、廃棄物確認の観点から重要になるCsの捕捉率の推定手法を提案した。

5-1-4 アスベスト廃棄物の無害化・再資源化

アスベストの使用が規制される以前に建設された原子力発電所などでは、その点検や廃止措置に伴ってアスベスト廃棄物が発生する。耐熱性に優れたアスベストでも、プラズマ溶融によりアスベストとしての特質を消滅させ、化学的に安定なスラグにできることを明らかにした⁵⁾。

図5-1-5に溶融試料のSEM（走査型電子顕微鏡）写真と、溶融で得られたスラグの外観およびSEM写真を示す。溶融試料は、発電所などで広く使用されている保温材にアスベストの中で最も融点の高いクリソタイルを加えたもの、アスベストクロスやアスベストスレート、クリソタイルそのものを用いた。図に示すように、アスベストの繊維状の構造が、溶融により完全に消失している。

次に、溶融で得られたスラグについて、路盤材試験を実施し下層路盤材として再利用できることを明らかにした⁵⁾。さらに、骨材としての利用を促進することを目的として、溶融状態にあるスラグから直接球状の骨材を得る技術開発を進めた⁶⁾。具体的には溶融状態にあるスラグを回転する漏斗に出湯し、溶融したスラグを斜面で分散させると同時に滑落させることで球状にする方式である。得られた骨材の一例を図5-1-6に示す。



(a) 水練り保温材



(b) パーライト保温材



(c) ケイ酸カルシウム保温材



(d) 石綿クロス



(e) 石綿シート



(f) クリソタイル

50μm

図5-1-5 溶融試料のSEM写真およびスラグの外観とSEM写真



図5-1-6 回転式溶融スラグ骨材化装置で得られた球状のスラグ

のため二次廃棄物を低減できる、発生方法が多様であるので除染原理としてさまざまな種類がある、といった特長がある¹⁾。熱的に除染する方法は、処理対象の性状を選ばず処理速度が速い反面、対象物への熱負荷などが大きい。一方、プラズマ中のラジカルを利用するような化学的方法は、プラズマの原子やイオンなどの重粒子の温度が相対的に低く、処理速度が遅いが、対象物への熱負荷が少ないと推測される。

減圧アークは、移行形アークプラズマの一種であり、ここでは、減圧下で処理対象を陰極（逆極）とした直流のものを指す。図5-2-1(a)に減圧アークの写真を示す。その内部に輝度が高い陰極点が観察できる。また、図5-2-1(b)に減圧アーク除染原理の模式図を示す。表面に酸化皮膜を持つ金属基板を陰極とすると、酸化皮膜を選択的に溶融・蒸発させ、熱的に効率よく除去する特長を持つ²⁾。陰極点が酸化皮膜を求めて動く現象が起こる理由は、酸化皮膜に覆われている箇所からは電子が放出されやすいため、陰極点がここを探し動き回るからと推定されている²⁾が、詳細は不明である。また、酸化皮膜を除去するのが得意な減圧アークであるが、金属基板に対しても形成しうる。このため、母材金属中に存在するコバルト (Co) も、その母材金属とともに溶融・蒸発、除去することができる。

5-2 減圧アーク除染技術

5-2-1 減圧アーク除染技術とその特長

現在、原子力施設などで用いられている主な除染技術は、化学除染とプラスト除染である。これらは、除染工程で発生する二次廃棄物の低減が課題となっている。

プラズマを用いた除染技術は、化学除染液などが不要

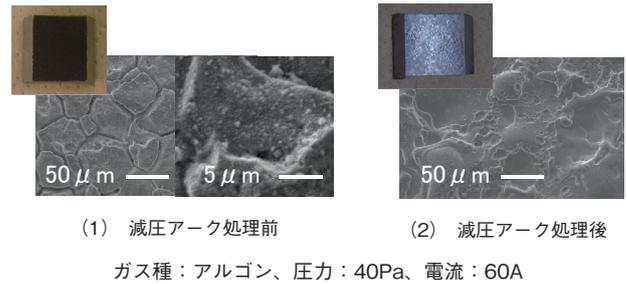
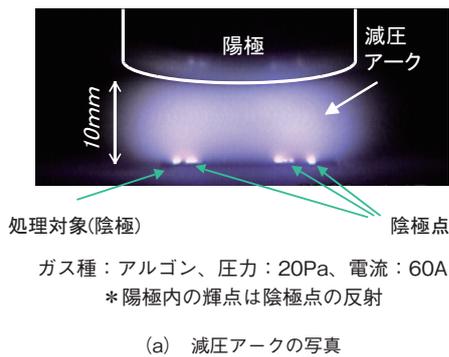


図5-2-2 減圧アーク処理前後の試験片の写真およびSEM画像

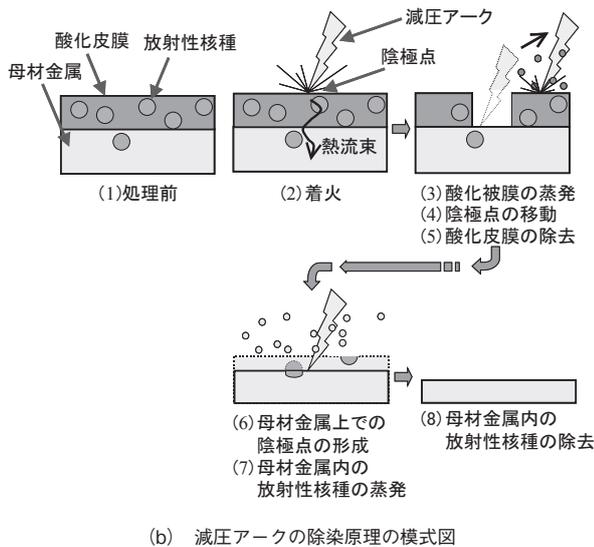
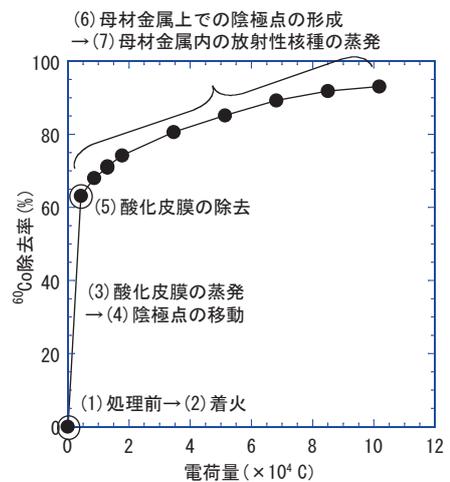


図5-2-1 減圧アークと除染原理



試験片：⁶⁰Co含有腐食生成物皮膜付き配管（内径φ39×100mm）、ガス種：アルゴン、アーク電流：60A、ギャップ長：2mm、圧力：約50Pa

図5-2-3 減圧アークの除染性能

5-2-2 減圧アーク除染技術の除染性能

減圧アーク除染の第一のターゲットは、その特長を考慮し、原子力発電所一次冷却水の配管内面などに形成される腐食生成物皮膜とした。

処理前後の試験片の写真例、SEM写真例を処理条件とともに図5-2-2に示す。図に示すように処理後の試験片の表面には、いずれも腐食生成物特有の黒色が消失しており、金属光沢が観察された。SEM写真において、試験片表面の様相を処理前後で比較すると、処理後には試験片表面の数ミクロンオーダーの結晶粒界が消失しており、腐食生成物が除去されたことが確認できた。この他の例として、さびなどの除去も確認されている。

また、⁶⁰Coに対する除染性能を、腐食生成物付き配管を選択し、評価した³⁾。

図5-2-3に減圧アーク繰返し処理時におけるCo除去

率の向上の様相を示す。図内の括弧付きの番号は、図5-2-1(b)中の番号に対応する。腐食生成物皮膜除去時におけるCo除去率は60%程度であった。この理由は、もともと、母材金属表層内の試験片全体の約30%のCoが含まれていること、酸化皮膜除去時に酸化皮膜内のCoの一部が母材金属内に移行し残留するためである⁴⁾。すなわち、酸化皮膜内の⁶⁰Coに対する割合としては、85%程度が除去でき、15%程度が母材金属内に移行したこととなる。この後、減圧アークの繰返し処理によりCo除去率は向上し、最終的にCo除去率90%以上を達成することができた。この時に要した電荷量は、⁶⁰Co含有腐食生成物皮膜試験片に対して、310A・s/cm²であった。

以上より、減圧アーク除染技術の⁶⁰Co除染性能を明らかにし、腐食生成物皮膜に対する適用可能性を得た。

5-3 検認技術

5-3-1 大型廃棄体中の放射能濃度分布評価手法の開発^{1, 2)}

原子炉施設の廃止措置においては、炉内構造物などの大型の低レベル放射性廃棄物が多数発生する。これらを専用の大型処分容器（1～5m³）に収納し、LSA（Low Specific Activity）-II物質として輸送するためには、比放射能（単位重量あたりの放射能）が基準値を超えないことと、偏在がないことが要件となっている。IAEAの「放射性物質安全輸送規則」の解説では、大型廃棄体の体積に応じて分割^{注1)}した「ブロック」の比放射能の差が10倍以内であることの証明を、要件の確認方法として挙げている。これまでの研究により、大型処分容器への廃棄物収納が完了した廃棄体に対し、外部から放射線測定する方式では、高い充填率^{注2)}の廃棄物に対して、ブロックの比放射能を適切な精度で評価するのは困難であることが示されたため、さらに精度のよい比放射能評価手法を開発する必要があった。

そこで、高い充填率での合理的な大型廃棄物輸送を実現するため、大型処分容器に収納した廃棄物の比放射能評価手法を開発した。

ステレオ撮影による廃棄物の形状計測、放射線輸送モンテカルロ計算および放射線計測を、廃棄物の収納と並行して繰り返すことで、セグメント（ブロック内の一定量の廃棄物）単位の比放射能を連続評価する手法（図5-3-1上）を開発し、本手法を組み込んだ「廃棄体内放射能評価システム」を作製した（図5-3-1下）。大型の模擬処分容器と模擬金属廃棄物を用いた評価試験から、セグメントの放射能評価における標準不確かさを得た。

さらにブロックの放射能評価における標準不確かさを、セグメントの放射能評価における標準不確かさとモンテカルロシミュレーションを用いて推定し、本手法の適用範囲を明らかにした（図5-3-2）。これにより、輸送要件を確認するために事前設定する必要があるセグメントサイズと充填率の基礎情報が明らかになった。

注1) 0.2m³以下の体積（例：ドラム缶）では分割せず、0.2m³～1.0m³では5分割、1.0m³以上では10分割すべきと記載されている。

注2) 金属の場合は30%、コンクリートの場合は80%を意味している。

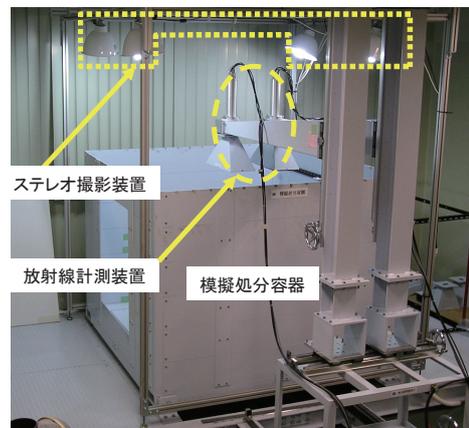
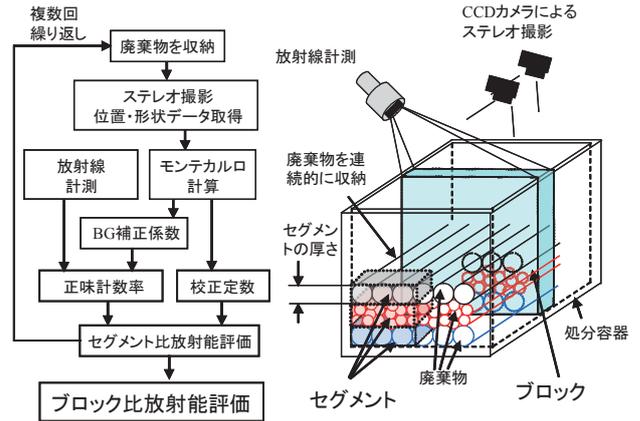
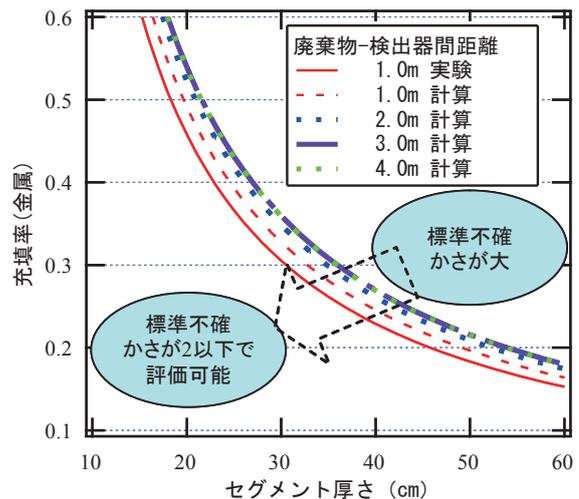


図5-3-1 廃棄体内放射能評価システムの放射能評価手法（上）と外観（下）



- ・ 廃棄物と検出器間距離が3.0m以上の条件では、距離の効果は確認されない。
- ・ 本手法により、充填率が30%(金属)の場合、セグメント厚さを30cm程度以下にすることで、標準不確かさが2以内の精度でブロックの放射能評価が実現できる。

図5-3-2 ブロックの放射能評価における標準不確かさが2以下になる範囲

参考文献

5-1

- 1) 岩尾 徹、渡辺隆行、天川正士、稲葉次紀、西脇英夫：小特集 材料プロセッシングを支える熱プラズマの新展開 7.熱プラズマを用いた廃棄物処理の現状と展開、「プラズマ核融合学会誌」、Vol. 82、pp.497-502、2006年。
- 2) 天川正士、足立和郎、安井晋示：プラズマ加熱を用いた低レベル放射性雑固体廃棄物の一括熔融処理技術、電力中央研究所総合報告 W12、1998年10月。
- 3) 電力中央研究所：アークプラズマとその応用技術、電中研レビュー、No. 54、2010年12月。
- 4) 安井晋示、天川正士：低レベル放射性雑固体廃棄物のプラズマ熔融処理におけるセシウム捕捉率推定手法、電力中央研究所総合報告 W18、2003年12月。
- 5) 安井晋示、天川正士、山崎克男、門井英一：再利用化に向けたアスベスト廃棄物のプラズマ熔融処理技術、電気学会論文誌、Vol.120-A、p.335、2000年。
- 6) 池田弘一、天川正士、安井晋示：プラズマ熔融によるスラグ再資源化技術の開発ーアスベスト廃棄物のスラグ直接骨材化手法の提案と基礎的検討ー、電力中央研究所研究報告 W03005、2004年2月。

5-2

- 1) 足立和郎、天川正士、古川静枝、藤原和俊、神戸弘巳：プラズマを用いた放射性廃棄物表面除染技術に関する調査、電力中央研究所調査報告 W00030、2001年4月。
- 2) 安藤弘平、長谷川光雄：溶接アーク現象 増補版、株式会社 産報、1962年。
- 3) 古川静枝、神戸弘巳、天川正士、足立和郎：プラズマを用いた放射性廃棄物の表面除染技術の開発（その6）ー減圧アーク除染技術の配管形状廃棄物への影響ー、電力中央研究所研究報告 H05012、2006年6月。
- 4) 神戸弘巳、藤原和俊、足立和郎、古川静枝：プラズマを用いた放射性廃棄物の表面除染技術の開発（その3）ー減圧アークによる放射性腐食生成物の除染性能ー、電力中央研究所研究報告 T02026、2003年4月。

5-3

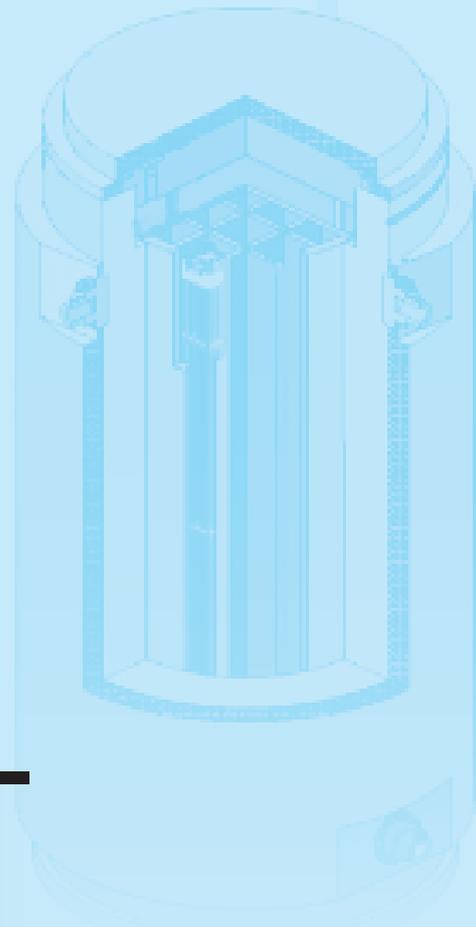
- 1) 佐々木道也、服部隆利：低レベル放射性廃棄物中の放射能分布評価技術の開発（その1）ー測定システムの要件の抽出ー、電力中央研究所研究報告 L04010、2005年8月。
- 2) 佐々木道也、萩野晴之、服部隆利：低レベル放射性廃棄物中の放射能分布評価技術の開発（その2）ー形状計測技術を活用した比放射能評価手法における標準不確かさと適用範囲ー、電力中央研究所研究報告 L08018、2009年7月。

第Ⅲ部

使用済燃料等の輸送・貯蔵技術

第6章

金属キャスク 貯蔵技術



6-1 密封評価	96
6-1-1 航空機エンジンの衝突に対する閉じ込め性能評価	
6-1-2 取扱中の落下事故に対する密封性能	
6-1-3 長期密封性能の評価	
6-2 除熱評価	101
6-2-1 貯蔵施設の除熱模型試験方法の提案	
6-2-2 キャスクの伝熱特性検討ならびに除熱性能の改善	

6-1 密封評価

6-1-1 航空機エンジンの衝突に対する閉じ込め性能評価^{1,2)}

(1) 目的

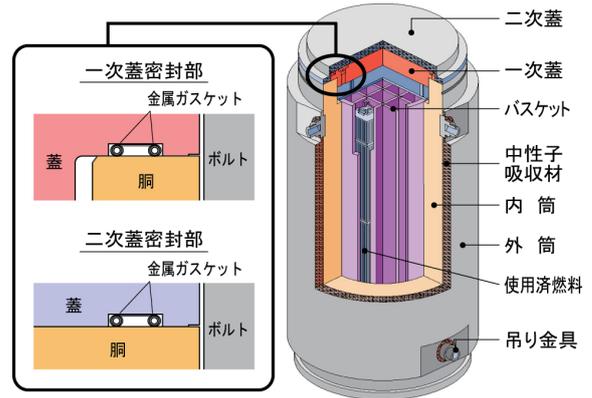
重要な原子力施設のシビアアクシデントに関する評価として、欧米では、民間航空機衝突に対する安全性評価が実施されている。しかし、設定条件や評価方法が非公開となっており、その安全性評価の詳細を把握することが困難である。一方、我が国においても、使用済燃料貯蔵施設に関するシビアアクシデントとして、安全設計要件を上回る民間航空機衝突が想定されており、貯蔵施設内に貯蔵される金属キャスク（使用済燃料を収納するための金属製の乾式容器で、直径約2.5m、高さ約6m、質量約120t：図6-1-1）の閉じ込め性能への影響を、科学的に明らかにする必要がある。

本項では、貯蔵施設への民間航空機の衝突により、航空機エンジンが施設内に侵入し、金属キャスク上面に垂直方向から衝突した場合を想定し、衝撃荷重を受ける金属キャスク密封部（金属ガスケット）の挙動を試験および解析により明らかにし、シビアアクシデントに対する金属キャスクの閉じ込め性能を評価した。

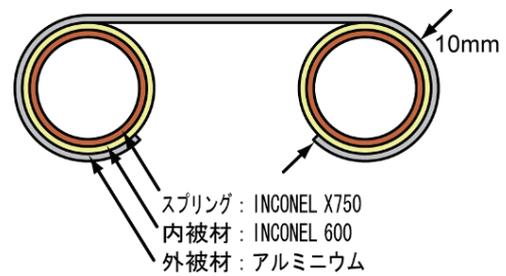
(2) 実物大蓋部モデルを用いた高速飛来物垂直衝突試験

図6-1-2に、高速飛来物を用いた衝撃試験装置の概要を示す。本試験装置では、飛来物内部に充填した推進薬により、飛来物が被衝突体に誘導するランチャー上を加速しながら進み、所定の速度で被衝突体に衝突する仕組みとなっている。

図6-1-3に、垂直衝突試験の概要を示す。衝突試験では、航空機エンジンを2/5に縮尺した飛来物（直径50cm、質量300kg）を用いて、横向きに設置された実物大蓋部モデル（蓋構造は実機と同様に一次蓋と二次蓋からなる二重蓋構造で蓋間にヘリウムガスを充填・高さ方向縮尺率1/3）に対し、鉛直方向から二次蓋中央部に速度66m/secで衝突させ、衝撃荷重を載荷した。試験では、キャスクの蓋や本体各部の変位量、ならびに蓋間圧力や密封部金属ガスケットの漏えい率の測定を行い、以下の結果を得た。



金属キャスクの密封部



金属ガスケットの構造

図6-1-1 金属キャスクの概要

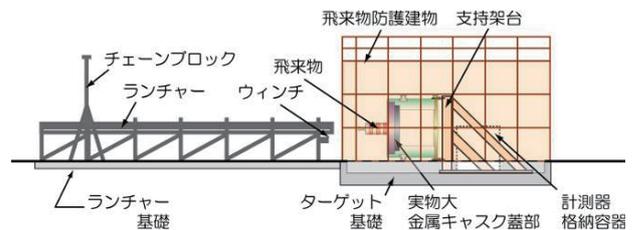


図6-1-2 高速飛来物衝撃試験装置の概要

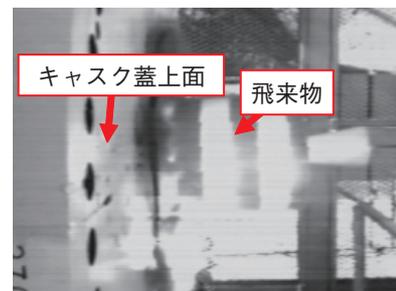


図6-1-3 垂直衝突試験の概要

- ・一次蓋や二次蓋の蓋締付ボルトや密封境界面に、塑性変形は発生していない。
- ・二次蓋の漏えい率については、衝突直後に発生する口開き変位により検知レベル $1.0 \times 10^3 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{sec}$ を超える漏えいが発生したものの、衝突荷重の载荷終了後は口開き変位が初期の値に復元したため、漏えい率は $1 \times 10^6 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{sec}$ 以下の値を保持する結果となった。なお、瞬間的な二次蓋からの漏えいにより、軽微な蓋間の圧力変化（初期値 305kPa から 10kPa の低下）が発生した。
- ・一次蓋ガスケット部の漏えい率は、衝突後も $1.0 \times 10^7 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{sec}$ オーダーの値を保持しており、金属キャスク内部の負圧が直ちに損なわれることはない（図 6-1-4）。

(3) 実機金属キャスクの密封性能の数値解析評価

(2)で実施した衝撃試験に対し、解析コード LS-DYNA を用いた金属ガスケット密封境界部に対する閉じ込め性能評価（図 6-1-5）を行い、

- ・モデル化の容易な金属材料を除くコンクリートや樹脂材料などについて検証された物性モデルを使用すること
- ・蓋部構造および本体との取り合い条件（ギャップなど）を忠実にモデル化すること
- ・蓋ボルトの初期応力を考慮し、応力変動を評価できる要素あるいはモデルを適用すること

などに留意することにより、密封部の衝撃応答（変形状態や漏えい発生の有無）を再現できることを確認した。

なお、本研究は、経産省 原子力安全・保安院からの受託研究として実施したものである。

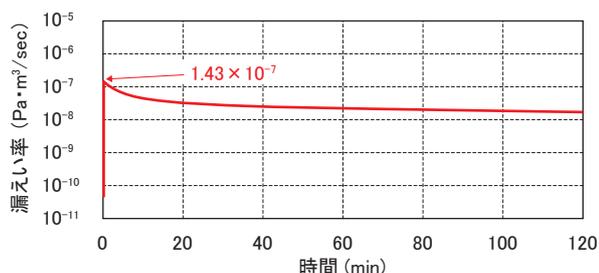
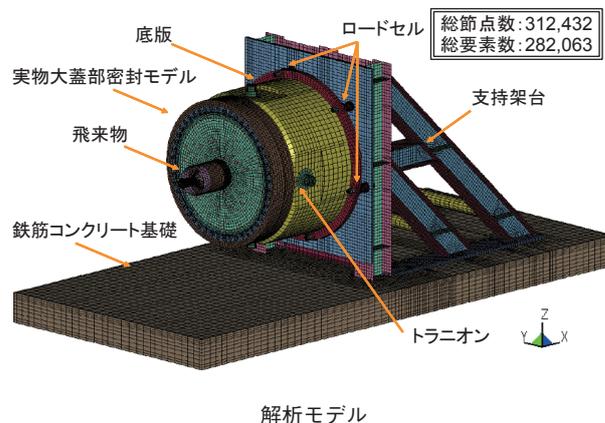


図6-1-4 一次蓋ガスケットで測定された漏えい率

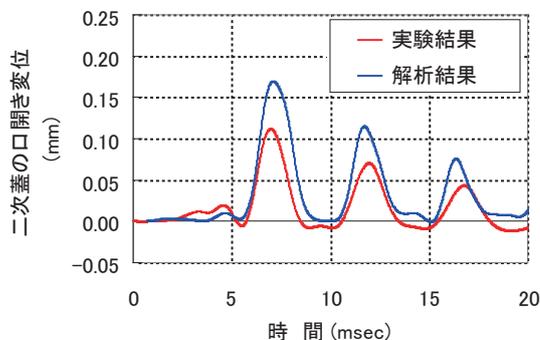
6-1-2 取扱中の落下事故に対する密封性能^{3,4)}

使用済燃料貯蔵用金属キャスクの輸送中の安全性に対する研究としては、落下事故を対象として、輸送規則で定められる落下要件に基づき、これまでに多くの試験や解析が実施されている。しかし、落下の際の衝撃荷重が作用することによる密封部のボルトの緩みや、ガスケットのずれを原因とした瞬間的な漏えい量の評価事例は少なく、万が一のハンドリング事故を想定した安全評価のソースターム決定に関する基礎データの蓄積が必要である。

このようなことから、貯蔵施設内でのハンドリング事故を想定して、緩衝体を装着しない実物大金属キャスクを用いて落下試験（図 6-1-6）を実施し、瞬時の漏えい率計測、キャスク蓋変位計測を行い、それらの関係および総漏えい量を求めること目的とした。



解析モデル



二次蓋口開き変位の解析結果と試験値の比較

図6-1-5 実機金属キャスクの閉じ込め性能の数値解析評価

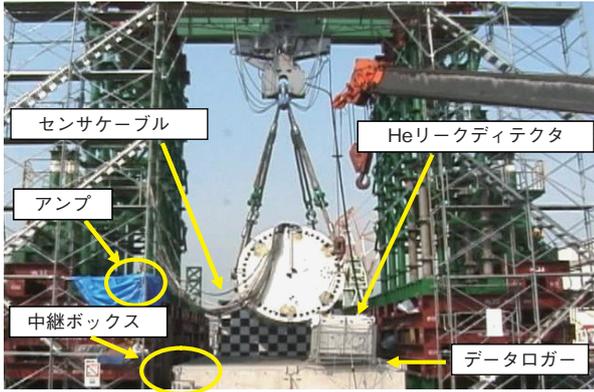


図6-1-6 落下試験の様子

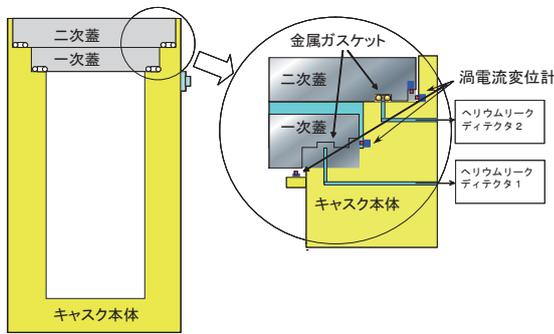


図6-1-7 計測箇所

図6-1-7は蓋のずれ量測定に用いた渦電流変位計および漏えい率の計測箇所を示したものである。

(1) 試験結果

実物大金属キャスク（直径約2.5m、長さ約5.5m、重さ約120t）を用いて、2ケースの落下試験を行った。一つは、水平状態で1mの高さから落下させる水平落下試験、もう一つは、水平状態で1mの高さにし、後部トラニオンを回転中心とした回転衝突試験である。これらの試験を実施し、以下の知見が得られた。表6-1-1は、水平落下試験結果、表6-1-2は、回転衝突試験結果をまとめたものである。

- ・ 水平落下時におけるトラニオンの床版への貫入量は100～120mmであり、コンクリート床版内の鉄筋まで到達した。また、回転衝突時におけるトラニオンの貫入量は約50mmであり、鉄筋までは到達しなかった。
- ・ 落下試験における蓋の横ずれ量は、水平落下試験で最大0.3～0.4mm（図6-1-8）、回転衝突試験で最大0.6～1mmであった。また、回転衝突試験では、一次蓋

表6-1-1 水平落下試験結果

項目	試験結果	備考	
落下方向の平均加速度	本体胴中央部	約490m/s ²	本体中央下部、落下方向
	蓋中央部	約160m/s ²	一次蓋中央、落下方向
床版への貫入量	100mm程度		
一次蓋	横ずれ*	約0.4mm	
	口開き	口開き側への有意な変化なし	
	ボルト軸応力	—	
二次蓋	横ずれ**	約0.4mm	
	口開き	口開き側への有意な変化なし	
	ボルト軸応力	変化なし	
最大漏えい率	一次蓋	2.38 × 10 ⁻¹⁰ Pa・m ³ /s	落下から22秒
	二次蓋	2.85 × 10 ⁻⁹ Pa・m ³ /s	落下から34秒
6時間後の漏えい率	一次蓋	1.52 × 10 ⁻¹¹ Pa・m ³ /s	B.G.※8.42 × 10 ⁻¹² Pa・m ³ /s
	二次蓋	7.90 × 10 ⁻¹² Pa・m ³ /s	B.G.※4.17 × 10 ⁻¹¹ Pa・m ³ /s
圧力	落下直後は変化なし	落下後、日射によるヘリウム温度の上昇あり	

* 一次蓋の初期クリアランス: 1.11mm (蓋が中心に設置してある場合)
 ** 二次蓋の初期クリアランス: 0.65mm (蓋が中心に設置してある場合)
 ※ バックグラウンド(落下試験前の値)

表6-1-2 回転衝突試験結果

項目	試験結果	備考	
落下方向の平均加速度	本体胴中央部	約160m/s ²	本体中央下部、落下方向
	蓋中央部	約470m/s ²	一次蓋中央、落下方向
床版への貫入量	50mm程度		
一次蓋	横ずれ*	約0.6mm	
	口開き	約0.11mm	
	ボルト軸応力	—	
二次蓋	横ずれ**	約0.6mm(45°方向) 約1mm(0°方向)	0°、180°方向はフランジと衝突
	口開き	変化なし	
	ボルト軸応力	約50MPaの増加	
最大漏えい率	一次蓋	3.86 × 10 ⁻⁹ Pa・m ³ /s	落下から54秒
	二次蓋	8.37 × 10 ⁻⁹ Pa・m ³ /s	落下から24秒
6時間後の漏えい率	一次蓋	4.91 × 10 ⁻¹⁰ Pa・m ³ /s	B.G.※1.99 × 10 ⁻¹² Pa・m ³ /s
	二次蓋	2.64 × 10 ⁻¹⁰ Pa・m ³ /s	B.G.※1.43 × 10 ⁻¹¹ Pa・m ³ /s
圧力	落下後6時間で0.006MPaの減少		

* 一次蓋の初期クリアランス: 1.11mm (蓋が中心に設置してある場合)
 ** 二次蓋の初期クリアランス: 0.65mm (蓋が中心に設置してある場合)
 ※ バックグラウンド(落下試験前の値)

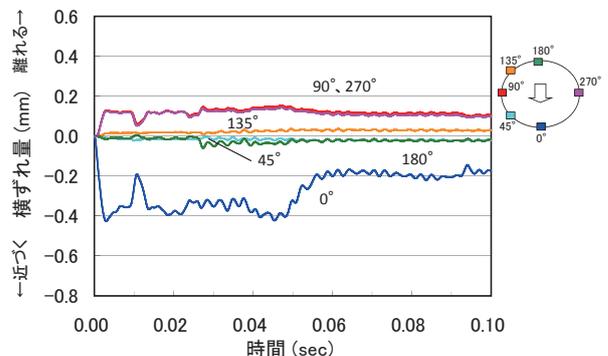


図6-1-8 一次蓋の横ずれ変位 (水平落下試験)

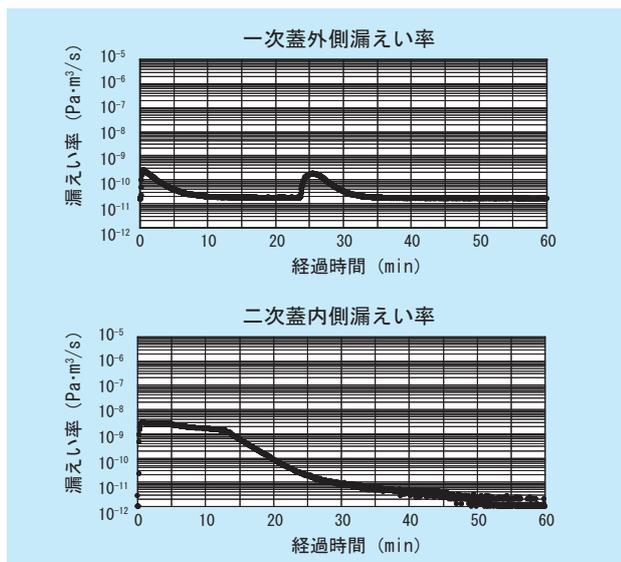


図6-1-9 漏えい率の時間履歴（水平落下試験）

において、0.1mmの口開きが計測された。

- 落下衝撃による蓋間ヘリウムの漏えい率をリアルタイムで計測した。落下試験時の瞬時漏えい率は、水平落下試験の一次蓋で 2.38×10^{-10} Pa·m³/s（図6-1-9上）、二次蓋で 2.85×10^{-9} Pa·m³/s（図6-1-9下）、回転衝突試験の一次蓋で 3.86×10^{-9} Pa·m³/s、二次蓋で 8.37×10^{-9} Pa·m³/sであった。なお、両試験とも試験前の漏えい率の値は、約 1×10^{-12} Pa·m³/sであった。また、計測された漏えい率を計測時間で積分することにより、総漏えい量を求めた。蓋間に充てんされているヘリウムの総漏えい量の初期値に対する割合は、水平落下試験で、 $9.61 \times 10^{-9}\%$ 、回転衝突試験で、 $8.45 \times 10^{-8}\%$ であり、ガスケットからの顕著な漏えいはなかった。

本試験結果に対しては、別途、試験解析を行い、蓋の横ずれおよび口開き挙動を試験結果と比較し、解析コードの整備を行った。また、今回の試験条件よりも過酷な転倒事象についても解析による評価を行った。また、今回用いたガスケットが未劣化ガスケットであることから、熱劣化させたガスケットを用いて蓋部スケールモデルによる試験を行うことにより、熱劣化ガスケットの評価を行った。

なお、本研究は、経産省 原子力安全・保安院からの受託研究として実施したものである。

6-1-3 長期密封性能の評価⁵⁾

使用済燃料の中間貯蔵で用いられる金属キャスクは、長期間にわたる信頼性の高い密封性能が求められるため、金属ガスケットで密封性能を担保する構造である。当所では、これまでに2種類の実物大蓋部モデルを用いた密封性能試験を約19年間以上行い、長期データを取得してきた。

(1) 試験装置、試験方法

本試験では、蓋構造およびガスケットが異なる2種類の実物大金属キャスク蓋部モデル（I型、II型モデルと呼ぶ）を使用した。試験体の概要を図6-1-10、図6-1-11に示す。I型モデルは、二重Oリング型の金属ガスケットで、II型モデルのガスケットは、シングルOリング型の金属ガスケットとゴムガスケットの組み合わせである。各々のモデルに用いた金属ガスケットは以下の材料より構成されている。

I型：コアスプリング / インコネル

内被材 / インコネル、外被材 / アルミニウム

II型：コアスプリング / インコネル

内被材 / インコネル、外被材 / 銀

試験体内部には、使用済燃料の崩壊熱を模擬するためのヒーターを設置した。試験体温度は、貯蔵時の温度解析結果に基づき、一次蓋ガスケット部温度を160℃一定として制御した。一次蓋と二次蓋間の空間には、ヘリウムガスを充填し、二次蓋ガスケットの漏洩率のみを、ヘリウムリークディテクタを用いて定期的に測定した。

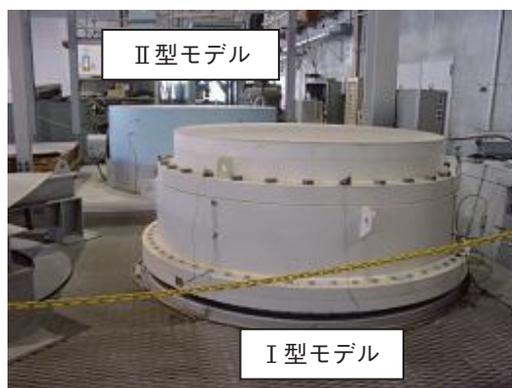


図6-1-10 試験体の外観

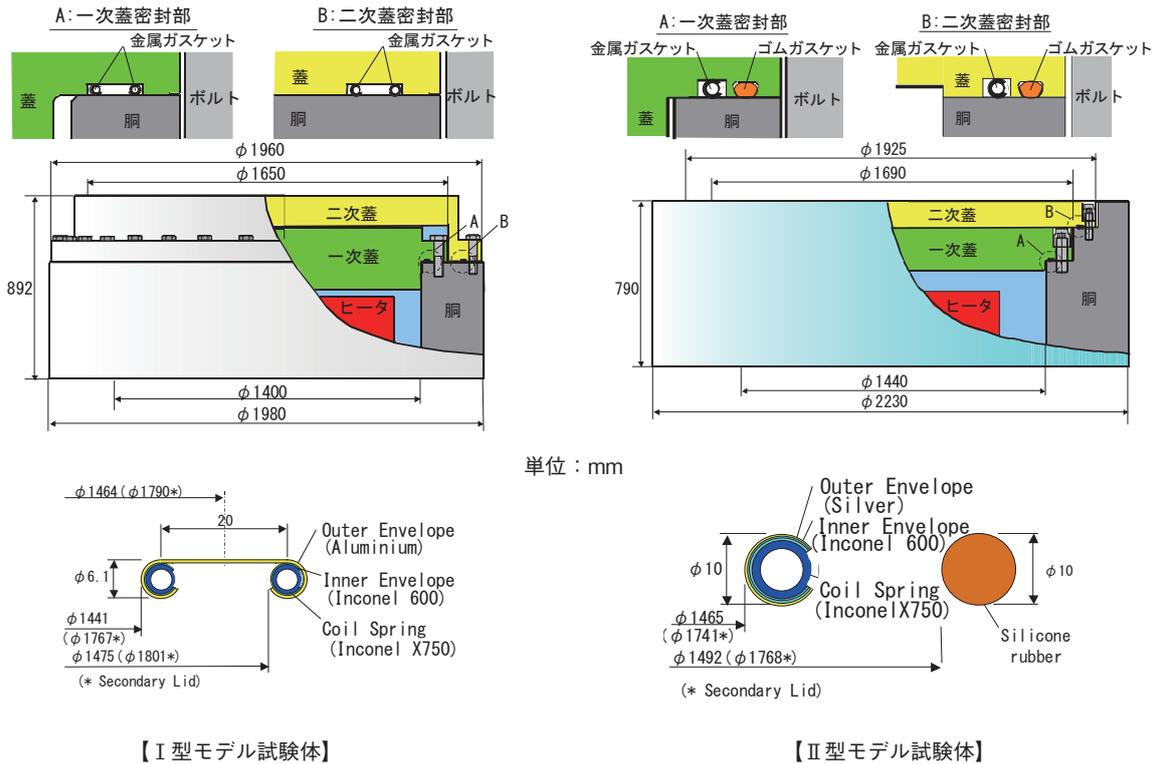


図6-1-11 試験体の構造

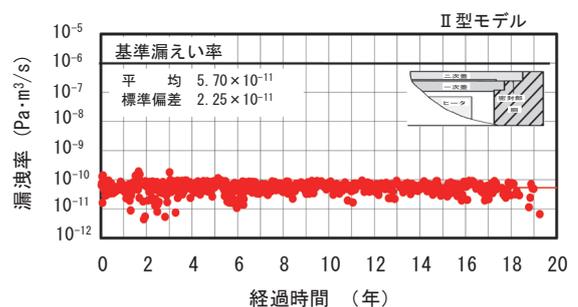
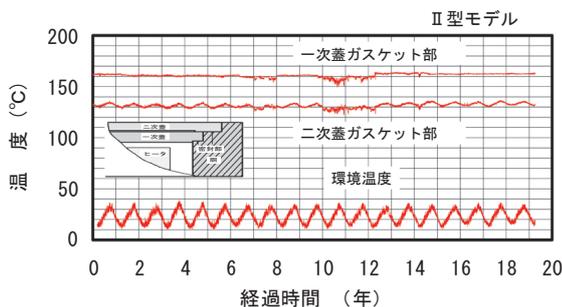
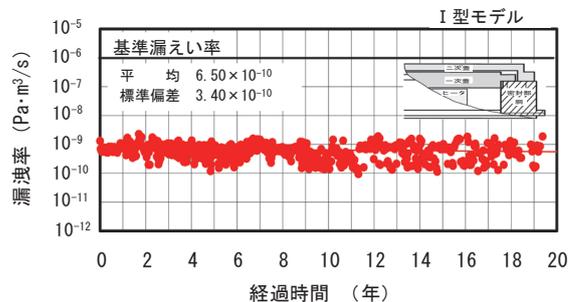
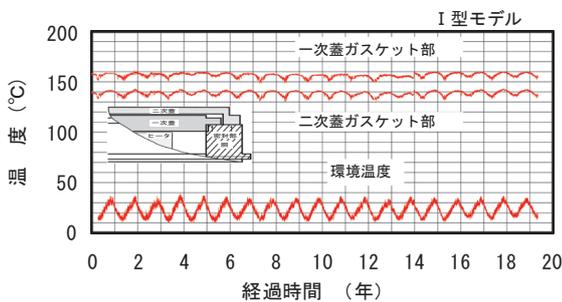


図6-1-12 試験体各部の温度履歴

図6-1-13 二次蓋ガスケットの漏えい率

(2) 試験結果

試験開始(平成2年10月)から平成22年1月までの試験体各部の温度および二次蓋の漏えい率の経時変化を、図6-1-12、図6-1-13に示す。試験では、一次蓋ガス

ケット温度を160℃一定にしておき、二次蓋ガスケットの温度は、試験体の構造の違いにより、I型モデルでは約130℃、II型モデルでは約140℃となっている。試験開始から19年以上が経過したが、漏えい率の変化はな

く、いずれのモデルも試験開始時の良好な密封性能を保持していた。

(3) 長期密封性能の評価

本試験は、一定温度条件で試験を実施しているが、実貯蔵時においては、使用済燃料の崩壊熱の減衰により、キャスクの温度は時間経過とともに低下する。ガスケット温度を高温のまま保持することが漏えいに関する加速因子と考えると、ラーソン・ミラー・パラメーター (LMP) を用いて、長期密封性能の推定が可能となる。

$$LMP = T \times (16 + \text{Log}(t))$$

ここで、T：絶対温度 (K) t：時間 (h)

本試験結果から計算される平成22年2月時点でのLMP値 (LMPの定数を16と仮定した場合I型：8770、II型：8591) では漏えい率に変化がないことから、異なる温度履歴であっても、その温度履歴から計算されるLMP値が本試験でのLMP値に達するまでは、密封性能が健全であると評価できる。

金属キャスクのガスケット部の温度は、キャスクの構造や収納する使用済燃料の仕様により異なる。図6-1-14に、ガスケット温度の経時変化の計算値の例を示す。図中には、ガスケット温度の初期値を140、135、130、120℃にした場合の計算結果を示している。それぞれの温度履歴をもとに、LMPを計算し、その値が前述の試験結果から得られたLMP (I型：8770、II型：8591) に到達するまでの時間が密封性能の健全性を示す時間である。この健全性を示す時間とガスケット温度の初期値の関係は図6-1-15ようになる。この結果から、貯蔵期間が60年の場合、その期間、健全性を担保するためには、初期温度を134℃ (I型)、125℃ (II型) 以下にすればよいことが分かる。

なお、本研究は、経済産業省 原子力安全・保安院からの受託研究として実施したものである。

6-2 除熱評価

使用済燃料からは、崩壊熱と呼ばれる熱が長期間にわたって放出される。よって、使用済燃料を入れる容器であるキャスクやキャスクを収納する使用済燃料貯蔵施設

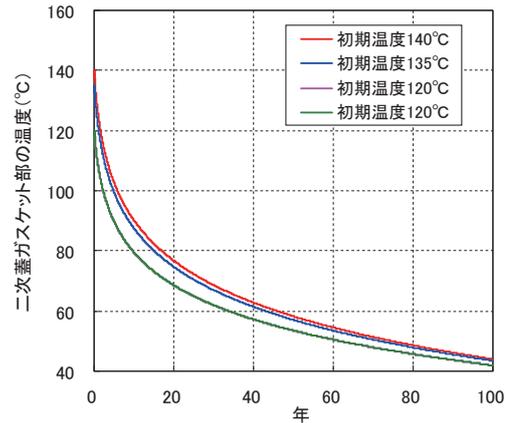


図6-1-14 ガスケット部温度の計算値の例

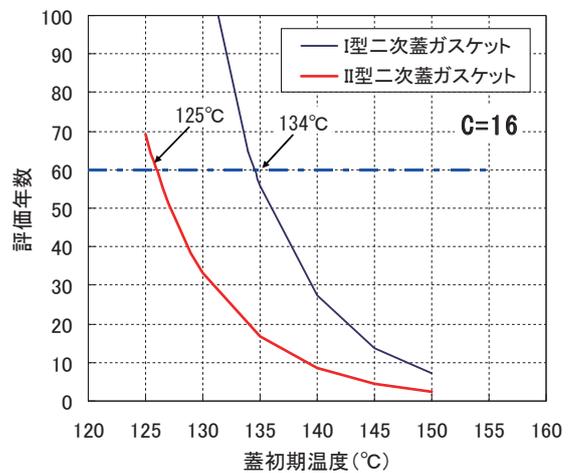


図6-1-15 ガスケット部初期温度と評価年数の関係

においては、安全に除熱できる機能を有していることが必要である。この除熱システムには、静的安全性と経済性の点で有利である自然対流現象を利用した方式が多く用いられている。しかし、自然対流は、熱と流動抵抗の微妙なバランスで成立する現象であることから、温度や流量を精度よく予想することは困難である。また、この自然対流を活用する上で、さらに除熱性能を向上させる方策の提案も課題の一つとなっている。

6-2-1 貯蔵施設の除熱模型試験方法の提案¹⁾

原子力に関わる機器や施設の除熱設計においては、静的安全のため、自然対流現象を利用したものが多々あり、その成立性を模型試験で実証するには、相似則の使用が不可欠である。しかし、自然対流相似則の適用性について

て、模型の縮尺率、発熱条件および作動流体の種類を系統的にまとめたものはない。より小さな模型や異なる流体を用いて相似則を考慮した試験方法が確立されれば、研究開発コストの低減および計測の容易さの点で、メリットは大きい。

このようなことから、本研究では、自然対流現象を利用した施設の一例として、金属キャスク貯蔵施設を対象とし、縮尺模型を用いた試験を行い、自然対流相似則の適用範囲を明らかにし、相似則を考慮した模型試験方法を提案した。

図6-2-1は、貯蔵施設内の自然対流の特徴を示したものである。

ここでは、金属キャスクが貯蔵施設内におかれた際の熱流動現象を、縮尺模型試験で模擬するための相似則の検討を行った。

図6-2-2は、試験装置の概要を示したものである。装置は、水槽内に金属キャスクを模擬した発熱体（ヒータ模型）を設置している。ここでは、形状が相似で大きさの異なる3種類の試験装置を使用した。模型の縮尺率は、想定した実キャスク高さ5.5mに対して、1/22、1/42、1/56とした。さらに、発熱量（1.6～200W）および流体の種類（空気、水、グリセリン）をパラメータとした自然循環試験を実施した。

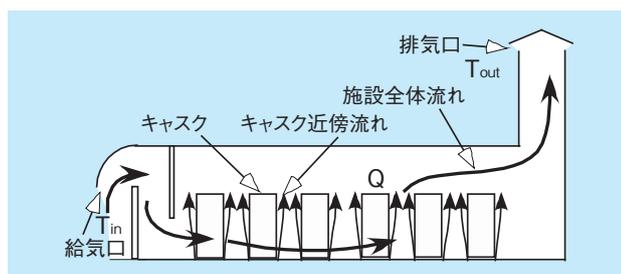


図6-2-1 金属キャスク貯蔵施設内の熱流動現象

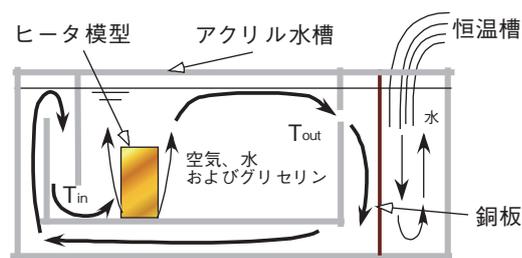


図6-2-2 試験装置

(1) 試験成果

- (a) 施設内には、「キャスク近傍の流れ」とそれに伴って発生する「施設全体の流れ」の2つの特徴的な流れがあり、キャスク近傍の自然対流境界層は、全体流れと区別して取り扱う必要がある。また、キャスク近傍の流れに対しては、 Ra^* 数^{注1)}を用いて整理することが可能であり、全体流れについては、 Ri 数相似^{注2)}を実施と一致させることで、流れを模擬した模型試験を行うことができる（図6-2-1）。
- (b) 空気を用いた試験において、模型の縮尺率および発熱量を変化させて得られた水槽内の温度分布を無次元化して比較することにより、相似則を満足することを確認した。

図6-2-3は、模型の縮尺率および発熱量をパラメータとした9ケースの試験を実施し、それぞれの試験で計測された水槽内の最大温度と最少温度の差（ ΔT ）を用いて無次元温度分布を比較したものであり、パターンが類似することが分かった。また、図6-2-4は、 Re 数^{注3)}に対する ΔT の規格化値であり、無次元化に使用した ΔT は、本相似則によると模型寸法と発熱量の関数（ $\Delta T \propto L^{-5/3} \times Q^{1/3}$ ）になっていることから、それぞれの試験条件に合わせて規格化（ ΔT^* ）した。その結果、平均値（ ΔT^*m ）に対して、約±20%のばらつき範囲内で一致することが分かった。

よって、本試験範囲においては、実キャスクの1/56縮尺模型（発熱体高さ約10cm）、発熱量1.6Wで模擬した試験も含まれており、この結果を用いて実施施設の熱流動現象を予測できる可能性があることが分かった。

- (c) 流体に水およびグリセリンを使った場合、自然循環流量が空気に比べて極めて少なくなることから、一巡流路の圧損係数が大きくなり、空気試験と Ri 数相似の試験にならないことが分かった。

注1) Ra^* 数（修正レイリー数）：浮力の大きさを表す無次元数であり、自然対流場での層流と乱流の識別に用いる。温度差を用いた Ra 数に対して、熱流束を用いたものを特に修正 Ra 数という。

注2) Ri 数（リチャードソン数）相似：浮力と慣性力の比率を同じにする相似条件であり、試験においては、装置の圧損係数を同一にすることを意味する。

注3) Re 数（レイノルズ数）：慣性力と粘性力の比を表す無次元数であり、層流と乱流の識別に用いる。

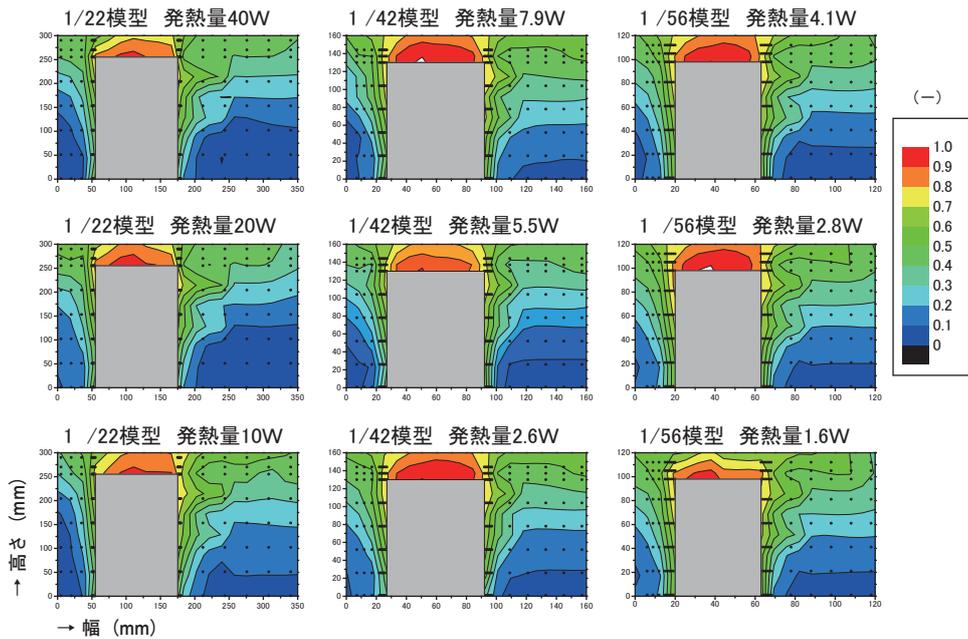


図6-2-3 無次元温度分布（流体に空気を用いた試験）

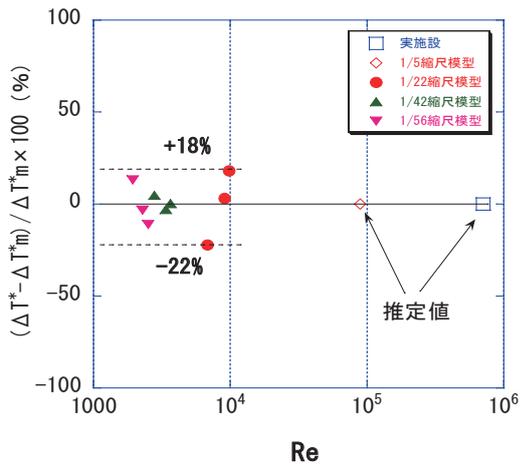


図6-2-4 Re数に対するΔTの規格化値

$$\Delta T^* \propto \frac{\Delta T}{L^{-5/3} \times Q^{1/3}}$$

L : 模型寸法
Q : 発熱量

以上、金属キャスク施設の熱流動現象を縮尺模型試験で模擬するために、流体には空気を用い、「キャスク近傍の流れ」と「施設全体の流れ」とに別々の相似則を考慮した試験方法を提案した。

(2) 今後の展開

相似則による実現象の予測をより高度化するには、さらにスケールアップした試験を実施し、本除熱模型試験手法の妥当性を確認することが必要である。

6-2-2 キャスクの伝熱特性検討ならびに除熱性能の改善²⁻⁴⁾

使用済燃料を収納する金属キャスクの貯蔵施設では、これまでに比べて発熱量の大きい高燃焼度燃料の貯蔵が予想される。よって、今後はキャスク表面の伝熱や貯蔵施設全体の除熱の性能を高めることが必要になる。これに対処するために、合理的なキャスク伝熱評価法の確立および伝熱性能の改善を目指して検討を行った。

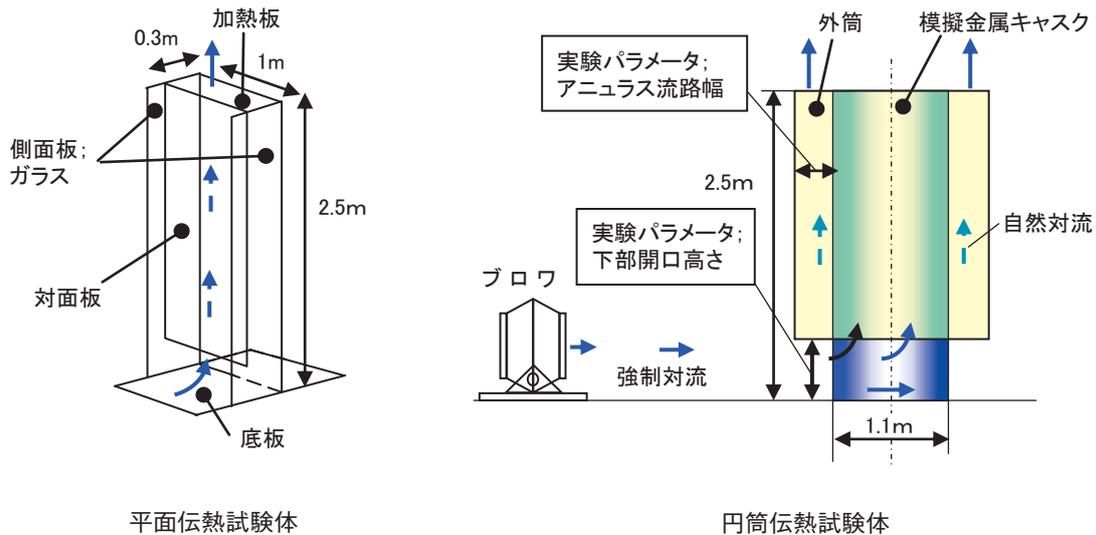


図6-2-5 基本伝熱試験体

金属キャスクの許認可では、汎用の熱伝達率を用いて表面温度が評価されてきた。この伝熱評価法は信頼性が高く、3次元熱流動解析の検証などにも適用されている。しかし、汎用熱伝達率の式では単純化された理論や境界条件が前提となっているため、実際の伝熱場では過度に安全側の結果となる場合があった。特に、キャスク伝熱は周囲の影響を受けやすいことから、熱伝達率の適用性に対し十分な検討が必要となる。ここでは、さまざまな境界条件の下で模擬伝熱試験を行い、その試験結果によく合う合理的な伝熱式を探した。また、キャスク発熱量の増大に備えて、キャスク伝熱性能の改善策を検討した。

(1) 伝熱評価

キャスクやキャニスタを、基本的な伝熱体系である平面体系および円筒体系により模擬し(図6-2-5)、その伝熱状況を詳細に評価した。なお、円筒体系は、実機金属キャスクのほぼ1/2縮尺に相当する。試験では、伝熱に関わる境界条件(表面の熱流束、流路仕切りの有無、クロスフローの強さなど)が伝熱に及ぼす影響を評価した。

円筒試験では、上流側である円筒下部の伝熱面においてすでに空気温度が変動しており、明確な層流状態は見出せなかった。伝熱開始点近傍においてすら室内流に含まれる乱れや温度変動に影響され、熱伝達率は乱流下の値に漸近していた。

貯蔵室の風量が少ないと高温空気がスムーズに外部へ

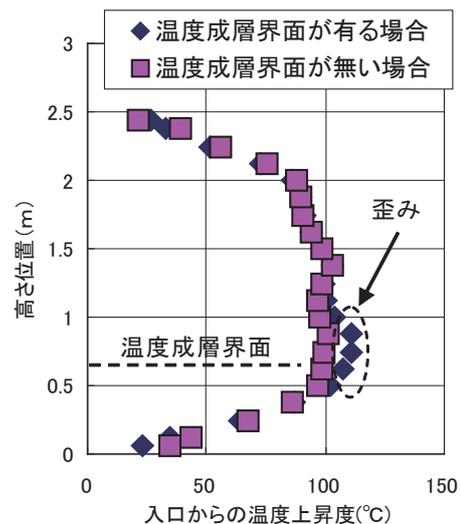
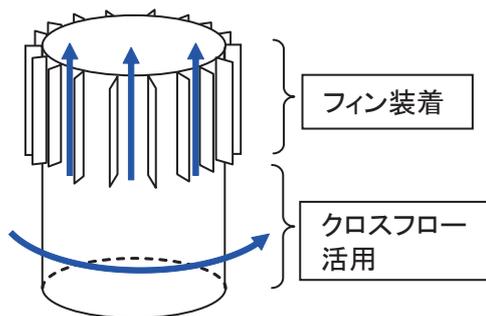


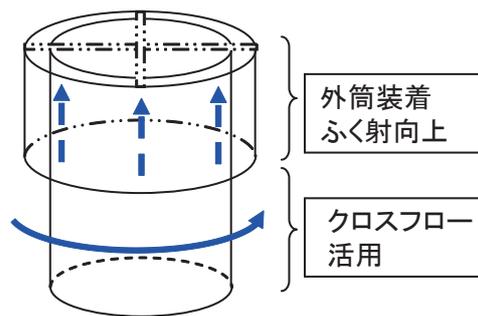
図6-2-6 温度成層界面により発生した伝熱面温度の歪み

排出されず停滞し、温度成層界面が形成される。伝熱面を上昇する対流がこの成層界面を横切る時には、浮力による制動が働き、伝熱面温度がやや高くなった(図6-2-6)。実際のキャスク貯蔵施設でもキャスク表面の熱伝達は室内の温度成層化に影響されると予想され、排気の促進が重要であることが再認識された。

伝熱面温度分布の詳細な計測結果に基づき、熱伝達率分布を評価した。円筒容器単体の自然対流熱伝達に関しては、MIYAMOTO式³⁾が試験結果に最もよく一致し



フィン装着による伝熱促進のアイデア



ぶく射向上による伝熱促進のアイデア

図6-2-7 除熱性能改善の提案

表6-2-1 キャスク除熱設計の推奨熱伝達率

熱伝達率評価	推奨式
自然対流熱伝達	MIYAMOTOの式
自然対流＋クロスフローの熱伝達	MIYAMOTOの式と円柱周りのクロスフローの式の線形和
フィン部分の熱伝達	(MIYAMOTOの式)をベースとし、フィン効率を考慮

た。乱流域では、甲藤の式⁴⁾などもよく合った。貯蔵施設では、キャスク表面を上昇する流れとキャスクを横切るクロスフローの共存対流により冷却がなされることが多い。この流れでは、前述の自然対流熱伝達率とクロスフロー熱伝達率の線形和が、試験結果の熱伝達率に近いことが分かった。浮力上昇流は、キャスク表面近傍のミクロな流れであるが、一方のクロスフローは、キャスク全体を包むマクロな流れであり、両者のスケールは大きく異なる。また、両者の流れは互いに直交する。これらの理由により、両流れは干渉が少なく独立的になると考えられ、両熱伝達率の和が試験結果によく合うに至ったと推定される。表6-2-1に評価のまとめを示す。

(2) 除熱特性の改善

キャスクやキャニスタ表面の伝熱流動には、表面熱伝達率が小さいという特徴がある。このような伝熱の性能改善には、まず、トータルの伝熱面積を増やすことが考えられる。熱伝達率が大きくなるように自然対流を促進し、風速を上げることも有効である。さらに、熱伝達以外に輻射伝熱を活用することも考えられる。伝熱面にフィンを付けると、評価ケースでは伝熱面の温度が最大

で25%下がった。一方、伝熱面と対面板の両面を黒色塗装することにより、ぶく射伝熱が促進されると同時にスタック効果が寄与して、伝熱面の温度が20%下がった。これらの除熱性能改善策を導入した金属キャスクのアイデアを、図6-2-7のように提案する。

参考文献

6-1

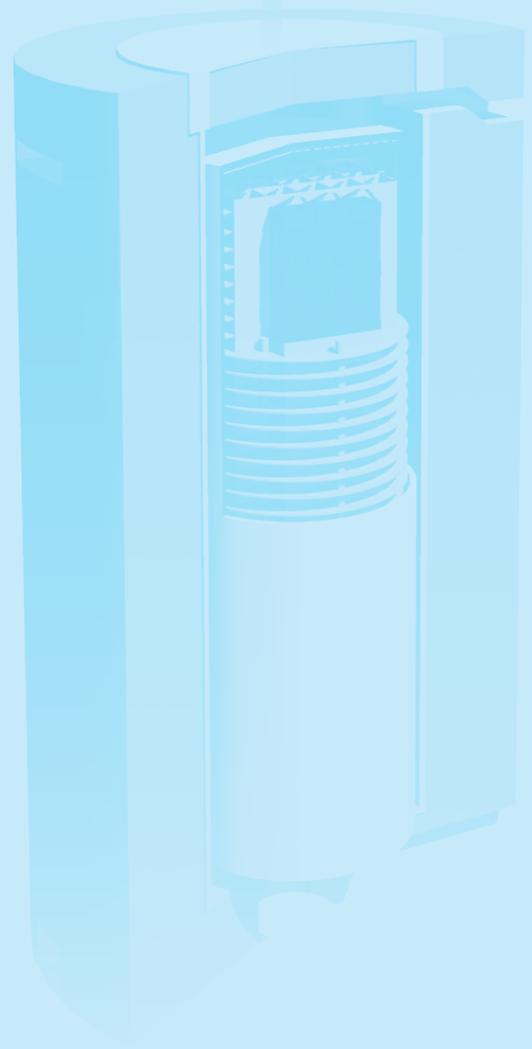
- 1) 南波宏介、白井孝治、三枝利有：航空機衝突時の使用済燃料貯蔵施設の耐衝撃性評価－衝撃荷重を受ける金属キャスクの密封性能に関する数値解析の評価－、電力中央研究所研究報告 N07040、2008年6月。
- 2) 南波宏介、白井孝治、三枝利有：航空機衝突時の使用済燃料貯蔵施設の耐衝撃性評価（その2）－縮尺金属キャスクを用いた高速飛来物水平衝突試験－、電力中央研究所研究報告 N08079、2009年5月。
- 3) 竹田浩文他：金属キャスク落下時瞬時漏えい評価－実物大金属キャスク落下試験－、電力中央研究所研究報告 N06004、2006年12月。
- 4) 影山典弘他：金属キャスク落下時瞬時漏えい評価－取扱い中の事故事象に対する数値解析による密封性能評価－、電力中央研究所研究報告 N06005、2006年12月。
- 5) 電力中央研究所：平成21年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（中間貯蔵設備等長期健全性等試験）報告書、2010年3月。

6-2

- 1) 竹田浩文：金属キャスク貯蔵施設の除熱模型試験方法の提案、電力中央研究所研究報告 N06032、2007年5月。
- 2) 古賀智成：使用済燃料貯蔵キャスクの伝熱流動評価ならびに除熱性能の向上、電力中央研究所研究報告 U03042、2004年3月。
- 3) Miyamoto, M., et al.: Development of turbulence characteristics in a vertical free convection boundary layer, Proc. 7th Int. Heat Trans. Conf., pp.323-328, 1982.
- 4) 甲藤好郎：伝熱概論、養賢堂、1981年。

第7章

コンクリートキャスク 貯蔵技術



7-1	キャニスタの応力腐食割れ（SCC）に対する 評価および対策	108
7-1-1	SCC に対する長期健全性評価	
7-1-2	SCC 対策に資する気中塩分量評価	
7-1-3	SCC 対策に資する塩分流入低減装置の開発	
7-2	耐震評価	115
7-2-1	実物大コンクリートキャスク耐震試験	
7-2-2	地震時安定性評価手法の提案	
7-3	遮へい評価	116
7-3-1	キャニスタ表面目視	
7-3-2	キャスク表面状態の経年変化	
7-3-3	遮へい性能	

7-1 キャニスタの応力腐食割れ (SCC) に対する評価および対策

7-1-1 SCC に対する長期健全性評価

乾式貯蔵の一種であるコンクリートキャスクは、図 7-1-1 に示すように、遮へいを担保するコンクリート製貯蔵容器の内部に、キャニスタを収納した構造となっている。使用済燃料はキャニスタ内に密封され、燃料の崩壊熱はキャニスタ表面を介して除去される。コンクリート製貯蔵容器の上下には空気の流通口が設けられており、キャニスタと貯蔵容器のすき間を外気が自然対流する構造となっている。

我が国においては、中間貯蔵施設の立地は海岸近くになる可能性が高いため、冷却空気中に海塩粒子が多く含まれることとなり、建屋側で塩分流入対策を施さない場合は、キャニスタ表面に海塩粒子が付着する恐れがある。キャニスタの構造や使用環境と類似した化学プラントにおける事例を参照すると、応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking ; SCC) による密封機能の喪失が懸念される (図 7-1-2)。

SCC は図 7-1-3 に示すように、3つの因子が重畳したときに発生する。コンクリートキャスクのキャニスタでは、材料にオーステナイト系ステンレス鋼を用いること、溶接による残留応力が存在すること、海塩粒子が付着する可能性があることが3つの因子として想定されている。よって、これらの因子のうち1つでも取り除くことがで

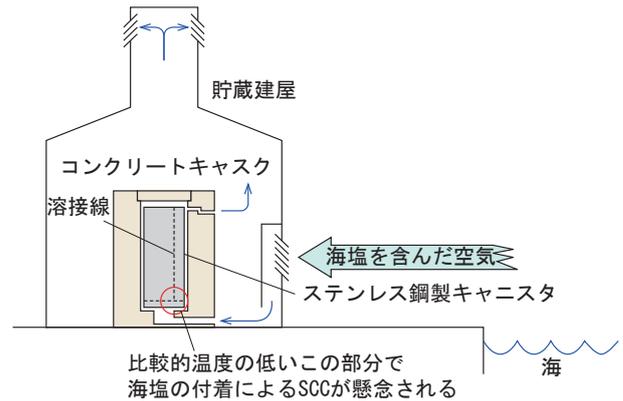


図7-1-2 貯蔵建屋で想定される立地とコンクリートキャスクで懸念されているSCC

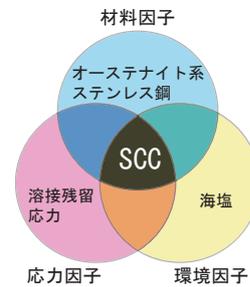


図7-1-3 SCCの3つの因子

ければ、SCCを防ぐことが可能である。表 7-1-1 に、SCC 対策について、SCC の3つの因子から着目した場合の方式選定のオプションを比較して示す。既往の研究において、高耐食性材料を用いたキャニスタの SCC 対策の有効性^{1), 2)}が報告されている。米国での貯蔵実績、国際的な経済性や標準化の必要性を勘案し、SUS304L 製キャニスタの SCC 対策評価の成立性について研究の現状をとりまとめた。

(1) キャニスタ SCC 対策シナリオ³⁾

図 7-1-4 に、評価ケース 1 に対する SUS304L 製キャニスタ SCC 対策シナリオの例を示す。貯蔵期間中にキャニスタ表面塩分濃度が SCC 発生限界濃度を越えることがなく、更に、万一 SCC が発生したとしてもき裂進展を管理することにより密封機能を維持できるとするシナリオである。以下では、SUS304L 材を対象として、SCC 発生限界塩分濃度試験や 4 点曲げ試験によるき裂進展試験結果に基づき、これらシナリオの成立性を評価した結果について紹介する。SUS304L 材に対するシナリオの成立性が確認できれば、SUS304L 材に比べ耐

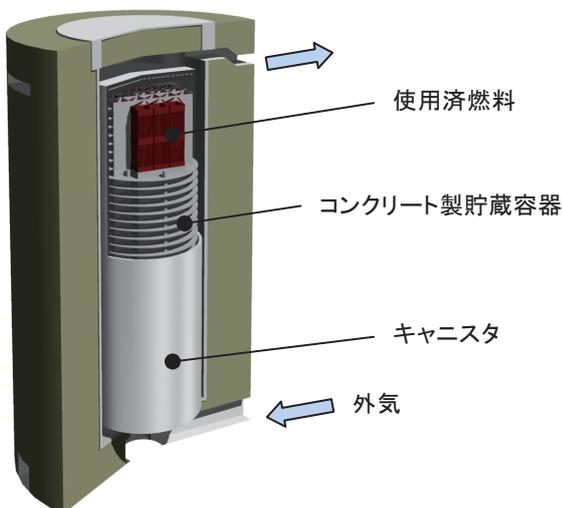


図7-1-1 コンクリートキャスクの構造

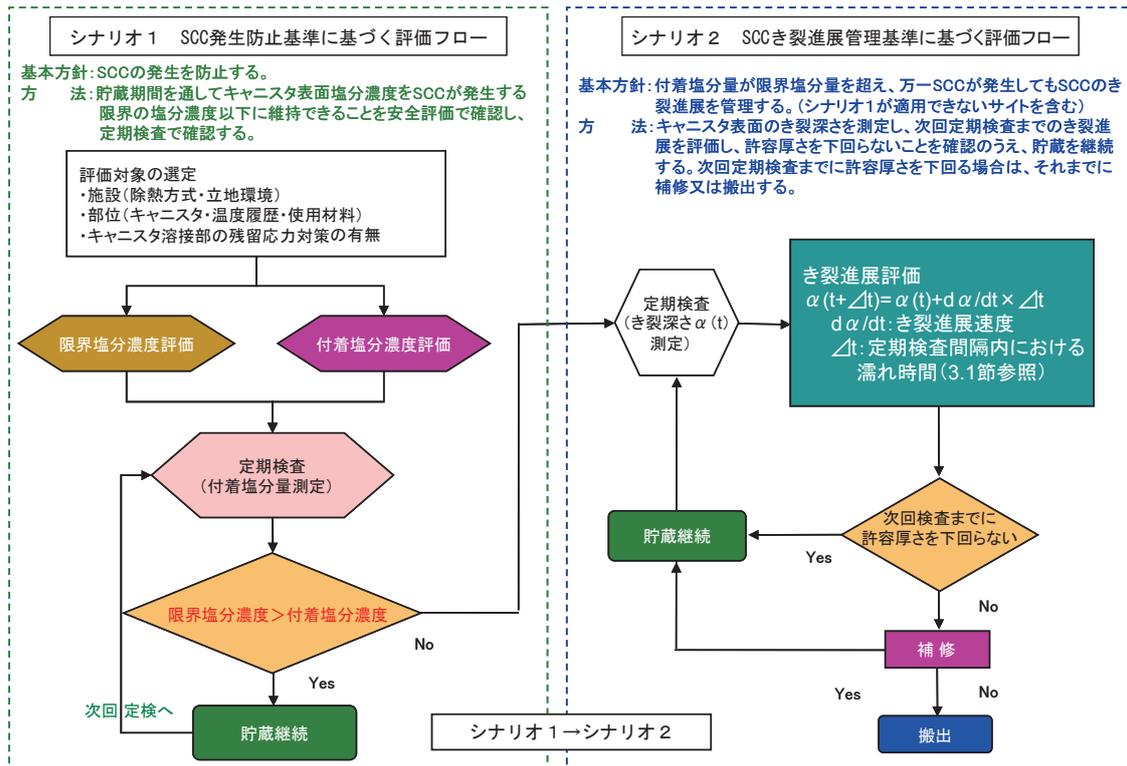


図7-1-4 キャニスタSCC対策シナリオの例

表 7-1-1 SCC の3つの因子から着目した場合の方式選定のオプション

オプション	材 料	応 力	環 境	貯蔵コスト ^{注1}
評価ケース1 米国で実用化している方式	従来材 (SUS304L, SUS316L等)	対策せず	表面塩分濃度管理 or き裂進展管理 (図 7-1-4 参照)	小
評価ケース2		残留応力低減対策 ・ピーニング ^{注2}		中
評価ケース3	高耐食性 材料 (SUS329J4L, YUS270等)	・バーニング ^{注3} ・レーザー / 電子ビーム溶接 ^{注4}	対策せず	大
評価ケース4		対策せず	表面塩分濃度管理 or き裂進展管理	大

注1: 貯蔵コストは、設備費(キャスクや貯蔵施設等)と運搬費(溶接や輸送等)の合計を示す。
 注2: 通常のピーニングでは、表面(250~500 μ m程度)しか応力反転できない可能性が高く、ハンドリング性(キャニスタの表面の保護)に課題が大い。また、溶接方法に応じた自動化システムの開発も必要。
 注3: アイダホ国立研究所で開発された残留応力対策技術で、Low Plasticity Burnishing(低塑性擦り:以下、LPB)と呼ばれる⁴⁾。表面から5mm程度まで圧縮応力が導入可能であり、自動化システムも開発済である。
 注4: 実績のあるSAW(サブマージアーク溶接)やTIG(タングステン・イナート・ガス溶接)に比べ低残留応力が期待できるが、製造方法の成立性やコストの確認が必要。

SCCが高いSUS316L材にも有効なシナリオとなる。加えて、SCC抑制に有効な残留応力対策のSCC発生への影響を評価し、表7-1-1に示した評価ケース2の成立性についても紹介する。

(2) SCC発生防止基準に基づくSUS304Lキャニスタの成立する環境条件
 相対湿度は温度と絶対湿度(空気中に含まれる水分

量)によって決まり、絶対湿度が一定であれば、温度が高いほど相対湿度は低くなる。国内の気象観測データを参照すると、日本各地の絶対湿度の年間最大値は23~28g/m³となっている。絶対湿度30g/m³として、SCCの発生が懸念される100℃以下の相対湿度を示したものが図7-1-5である。このように実環境を考慮した場合、80℃以上では相対湿度は10%以下となり、海塩は十分に乾燥していると考えられる。

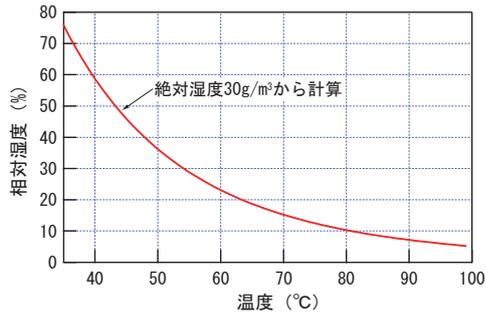


図7-1-5 キャニスタで想定される温度と相対湿度（最大値）の組合せ

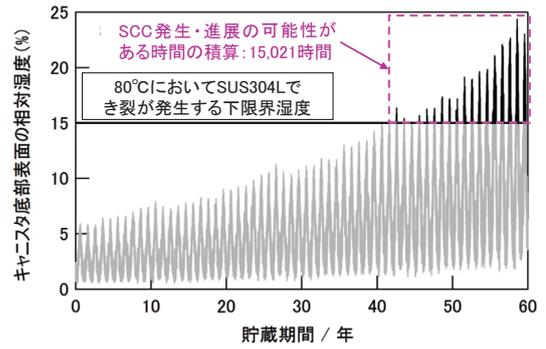


図7-1-7 キャニスタ温度と気象データから求めたSCCが進展する時間

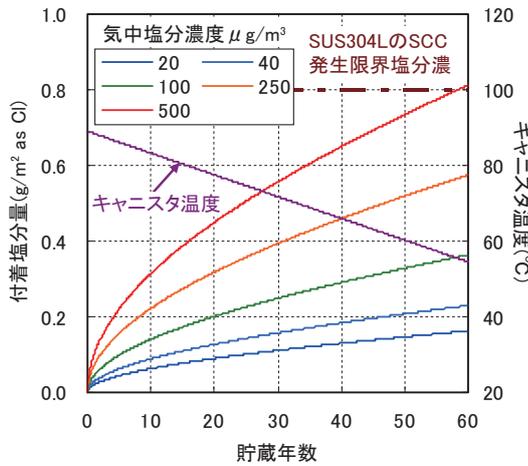


図7-1-6 貯蔵年数とキャニスタ表面に付着する塩分量との関係

上記の温度、湿度条件を踏まえて、実機環境よりも厳しい条件（温度50℃、相対湿度35%）でSUS304L材の定荷重SCC試験による限界塩分濃度試験を実施し、SCC発生限界塩分量として $0.8 \text{ g/m}^2 \text{ as Cl}$ を得た。さらに、気中塩分濃度とキャニスタ表面の付着塩分累積量の相関式⁵⁾から、気中塩分濃度が $40 \mu\text{g/m}^3$ の場合、貯蔵期間60年での付着塩分累積量はSUS304L材のSCC発生限界塩分濃度（ $0.8 \text{ g/m}^2 \text{ as Cl}$ ）の約1/4となり、SUS304Lキャニスタを用いたコンクリートキャスク貯蔵の成立性が期待できる（図7-1-6）。

(3) SCCき裂進展管理基準に基づくSUS304Lキャニスタの腐食寿命

実機環境よりも厳しい条件（温度80℃、相対湿度35%、付着塩分量 $10 \text{ g/m}^2 \text{ as Cl}$ ）におけるSUS304L材の4点曲げ試験より、表面のSCC進展速度（ $2 \times 10^{-11} \text{ m/s}$ ）を求めた。この進展速度を用いて、我が国の代表

的な地点での気象データとキャニスタ表面温度の変化を考慮すれば、濡れ時間法¹⁾に基づき、貯蔵期間中にSCCが発生・進展する時間を積算でき、この積算時間にき裂進展速度を乗じて得られる進展量と、初期の仮想き裂寸法を加えた値がキャニスタの板厚を下回れば密封機能を維持できる。この濡れ時間法に基づき、貯蔵期間60年にわたるSCC進展深さを算定した例を図7-1-7に示した。SCC進展深さは約4mmとなり、キャニスタの標準的な板厚12.7mm（0.5インチ）を下回る結果となる。

(4) 残留応力対策のSCC発生への影響

実機相当のキャニスタの施工を考慮した溶接試験体を製作し、試験体溶接部表面に3種類（レーザーショットピーニング：LSP, Low Plasticity Burnishing: LPB⁴⁾、ジルコニアショットピーニング：ZSP）の溶接残留応力緩和処理を施し、X線回折法による残留応力測定により、図7-1-8に示すように深さ0.6mmまで圧縮応力が付与できることを確認した。

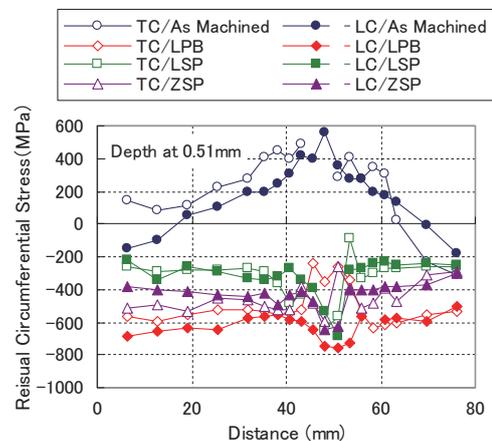
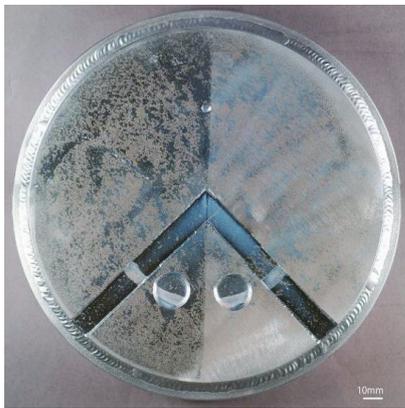


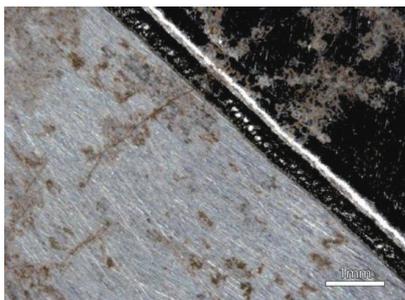
図7-1-8 残留応力の分布

さらに、実機よりも厳しい条件（温度 80℃・相対湿度 35%・付着塩分量 4 g/m² as Cl）で 1000 時間以上の SCC 試験を実施した結果、図 7-1-9 に示すように、緩和処理を施さない個所においては溶接線近傍で SCC と推定されるき裂が発生したが、緩和処理を施した個所においてはき裂の発生は認められなかった。これより、いずれの緩和処理も溶接残留応力対策に有効であり、実機へ適用できる見通しを得た。

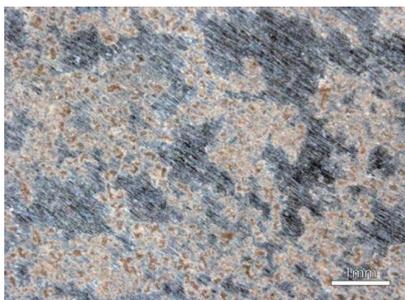
今後は、SUS316L の SCC 評価データを取得すると共に、実物大コンクリートキャスクを用いた経年変化実証試験を行い、上記の SUS304L キャニスタの SCC 対策の有効性を確認する必要がある。



(a) 試験片の表面状態



(b) 未処理の表面でき裂が発生した箇所



(c) LPB 処理を施した面（腐食のみでき裂は無い）

図7-1-9 SCC試験後の表面状態

7-1-2 SCC 対策に資する気中塩分量評価^{6,7)}

使用済燃料を海岸近くでコンクリートキャスク貯蔵する場合、キャニスタ材の SCC による密封機能評価が必要となる。SCC 評価の一つとして、貯蔵期間中、キャニスタ表面に付着する塩分量の評価が挙げられる。付着塩分量評価を行うためには、貯蔵施設での空気中に含まれる塩分量評価も必要となる。本研究では、付着塩分量評価のため、室内試験および実環境試験を行い、付着塩分量の経時変化データを取得し、風速や試験片温度が付着塩分量に与える影響を明らかにした。しかし、室内試験では、空気中の塩分濃度（以下、気中塩分濃度）の調整が困難で、海岸近くの環境に比べ、10³ オーダー程度高くなっている。本研究では、気中塩分濃度などが付着量に与える影響を調べるため、海岸から約 4km 内陸に入った地点に試験装置を設置し、付着塩分量の時間変化を計測した。

(1) 試験装置、試験方法

(a) 室内試験

室内試験は、当研究所の我孫子地区で実施した。試験装置は、断面が 40 × 40cm、長さ約 4m の矩形風洞で、上流側に、プロア、恒温・恒湿槽、整流部があり、一定温度・湿度の空気を風洞内に送ることが可能な構造である（図 7-1-10）。風洞下流部には、75 × 75mm の金属試験片 10 枚が設置可能で、試験片は、風洞内表面に平らに設置する。試験片温度は、ヒータにより制御が可能である。風洞の上流部には、ノズルが取り付けられており、



図7-1-10 室内試験装置の外観

試験中、風洞内に塩水を噴霧する。洗浄した試験片を風洞内に設置し、一定時間、塩水を噴霧した状態で風洞内に空気を送り、試験終了後、試験片を取り出して、表面に付着したNaClをガーゼで拭き取って分析した。風洞は、水平と垂直の両姿勢で試験が可能である。

(b) 実環境試験

実環境試験は、材料腐食の暴露試験の代表的な試験場の一つである、(財)日本ウエザリングテストセンター 銚子暴露試験場で実施した(図7-1-11)。試験場は、海岸から約4km内陸に入った地点である。試験装置は、自然換気型の建屋内に、断面20cm×20cm、長さ約2.5mの風洞5体を垂直に設置したものである。屋外から建屋内に流入した空気は、風洞の下部から上向きに流れ、ブロウを介して、屋外に排出される。各風洞の下流部には、75×75mmの金属試験片5枚が設置可能で、試験片は、風洞内表面に平らに設置する。試験片温度は、ヒータにより制御が可能である。試験では、洗浄した試験片を風洞に取り付け、風洞に連結されたブロウを一定流量で運転する。一定期間経過した後、風洞から試験片



(a) 試験建屋



(b) 試験装置

図7-1-11 実環境試験装置の外観

を取り外し、試験片表面に付着した塩分をガーゼで拭き取り、付着した塩分量を測定した。試験片温度は、30℃および100℃で一定とした。

さらに、実環境での気中塩分量を明らかにするため、従来の気中塩分量測定方法であるドライガーゼ法(JIS Z 2138)に加え、エジェクター式気中塩分計での測定も行った。

(2) 試験結果

図7-1-12に、付着塩分量の室内試験および実環境試験結果を示す。横軸は経過時間で、縦軸は試験片に付着したClイオン量を表している。室内試験では、試験パラメータとして、風速(0.3、0.85、1.4m/s)および試験片温度(30、100、200℃)を変化させた。その結果、風速が大きいほど付着量は多くなり、試験片温度が高いほど、付着量が少なくなる傾向を示すことが明らかとなった。この原因は、風速が大きいと空気の乱れが大きくなり、塩分粒子が壁面に衝突する割合が大きくなるためと考えられる。また、試験片温度が高い場合には、①試験片に近づく塩分粒子が蒸発により液滴から固体になりやすく、固体の場合には液滴に比べて付着しにくいこと、②試験片表面に自然対流境界層があり塩分粒子が近づきにくいこと、③温度が高いと拡散係数が大きくなり、空気中の塩分粒子濃度が小さくなること、④試験片に付着した塩分粒子が乾燥状態となり、湿潤状態よりも剥がれやすいことなど、様々な要因の複合効果によるものと考えられる。一方、実環境試験結果では、付着塩分量が非常に少なく、経過時間に対する増加傾向や風速、試験片温度の影響もほとんど見られなかった。これは、試験の実施場所が海岸から4km内陸に入った場所であり、気

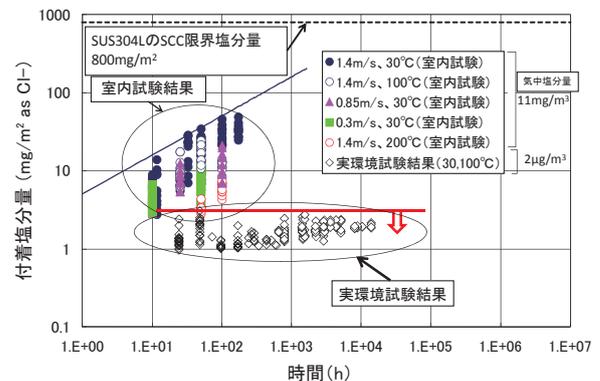


図7-1-12 試験片上への付着塩分量と時間の関係

中塩分量が小さいことが原因と考えられる。室内試験では、噴霧する液滴の大きさを海岸に近い場所で過去に計測されている大きさ（数十 μm ）とほぼ同等とするため、ノズルで強制的に塩水を噴霧している。ノズルの性能から、噴霧量は小さくできないため、室内試験での気中塩分濃度は、実環境試験での値に比べ、 10^3 オーダー大きくなっている。従って、室内試験は、気中塩分濃度が高いことにより、実環境試験の加速試験となっている。図7-1-12に示す直線は、室内試験および暴露試験結果の包絡線である。室内試験では時間とともに付着塩分量が増加しているが、実環境試験では付着塩分量の増加はほとんど見られず、約 $3\text{mg}/\text{m}^2$ (as Cl) 以下であった。今後、気中塩分濃度の高い地点での付着塩分量測定が必要である。

気中塩分量のドライガーゼ法による測定では、1ヶ月間、 $10 \times 10\text{cm}$ のガーゼを雨が直接当たらないように屋外に放置し、そのガーゼに付着した塩分量を測定する。この方法は、直接、気中塩分量を測定するものではなく、空気中に含まれる塩分粒子のうち、ガーゼに衝突・付着し、そのまま1ヶ月間落下せずに、残ったものを測定する方法である。この方法はJISで定められた方法で、測定が容易なことから一般的に用いられており、気中塩分環境の比較には、有意義な方法である。2008年4～12月の測定結果（屋外）では、1日当たり 10cm^2 のガーゼに付着するNaCl量は、 $0.053 \sim 0.315\text{mg}$ （平均 0.156mg ）で、この数字は、日本にある暴露試験場の中では、比較的、高い値である。

一方、当研究所が開発したエジェクター式気中塩分計は、外気をガラス容器内にポンプで取り込み、空気中の塩分粒子を容器内の水に溶け込ませるため、取り込んだ空気量と水中の塩分量から気中塩分量が直接測定できる測定器である。しかし、この測定器は、開発途中の機器で、屋外での長時間の測定には不向きであった。実環境試験では、試験建屋内に測定器を置き、初めて長時間の測定を行った。その結果、2008年4月から2009年2月の期間で、測定器2台の1ヶ月平均の値はClイオン量で、 $1.0 \sim 2.9 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であった。このように、エジェクター式気中塩分計では、ドライガーゼ法では測定できない気中塩分量を測定することができる。

7-1-3 SCC対策に資する塩分流入低減装置の開発⁹⁾

コンクリートキャスク内のキャニスタ溶接部に発生が懸念されるSCCの対策として、溶接残留応力の緩和処理があるが、コンクリートキャスク内部に冷却空気と共に入る海塩粒子量を低減すれば、更なる効果が期待できる。当所では、貯蔵施設もしくはコンクリートキャスクにおいて、自然空冷方式を採用した状態で、流入する海塩粒子量を低減する装置、すなわち除熱性能を損なわない低圧力損失の塩分流入低減装置（以下、低減装置）を提案した。低減装置は、図7-1-13に示すように貯蔵施設の給気口に設置され、その構造は、多段の板より構成されている。板間を空気が通過する際に、空気中の海塩粒子が板面で捕獲されることにより、流入する塩分量を低減するものである。ここでは、板面を水で濡らすことにより、塩分を潮解・捕獲するものとした。なお、低減装置は、コンクリートキャスクの給気口に設置して使用することも可能である。

(1) 低減装置の評価試験

低減装置の性能を評価するために、矩形（ $100\text{mm} \times 100\text{mm}$ ）ダクト内に複数のステンレス板を流れ方向に均等な間隔で配置した試験装置を用いて、圧力損失試験および海岸に近い実環境（電中研横須賀地区臨界暴露実験場）での塩分低減試験を実施した。なお、塩分低減試験においては、板面を水で濡らした状態を保ち、塩分を含んだ空気を一定期間ブローで吸引し、低減装置で捕獲される塩分量の割合を実測により求めた。

ここでは、上記ダクト内に、長さ 300mm のステンレス板（厚さ 0.5mm ）を10枚配置した低減装置に対しての試験結果を紹介する。

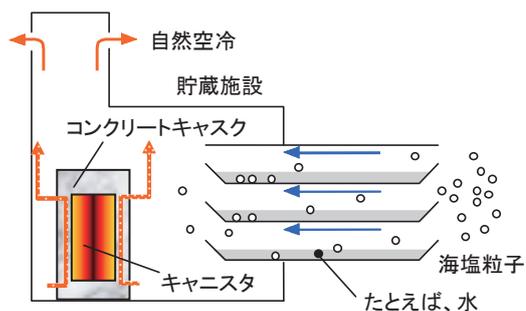


図7-1-13 電力中央研究所考案の塩分流入低減装置

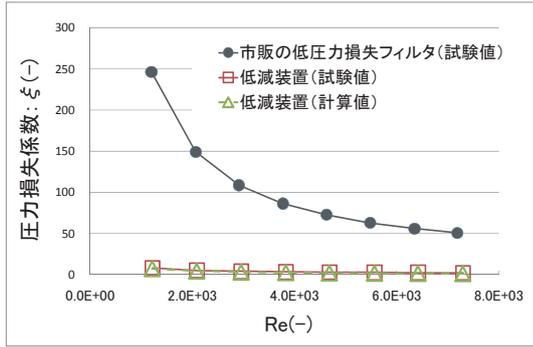


図7-1-14 圧力損失の比較

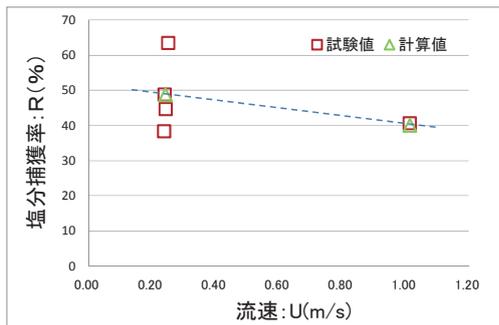


図7-1-15 塩分捕獲率

(a) 圧力損失試験

図7-1-14は、低減装置の圧力損失を市販の低圧力損失フィルタと比較したものである。低減装置の圧力損失係数(ξ)は、市販の低圧力損失フィルタのそれに比べて、1/30～1/20と小さいことが分かった。また、既存の圧力損失評価式を適用し、試験結果と比較することにより、評価式の妥当性が示された。

(b) 塩分低減試験

試験を実施した電中研横須賀地区臨界暴露実験場は、海岸から約50m離れた場所に位置している。試験では、

約1ヵ月毎に、低減装置で捕獲した塩分量の割合を実測より求めた。また、本サイトにおいて、テンラインサンプラーを用いた飛来粒子径計測を行ったところ、2.5 μm以下と10 μm以上をピークとする粒子径分布が計測されたことから、重力沈降効果に、上記の塩分粒子径分布を考慮することにより、塩分捕獲率を計算・評価した。図7-1-15は、試験値と計算値を比較したものである。

(2) 実機適用性評価

低減装置を図7-1-16に示すコンクリートキャスクの給気口に設置した場合の装置性能について検討した。なお、給気流速等の条件(表7-1-2)については、実物大コンクリートキャスクを用いた除熱試験結果⁹⁾を用いた。

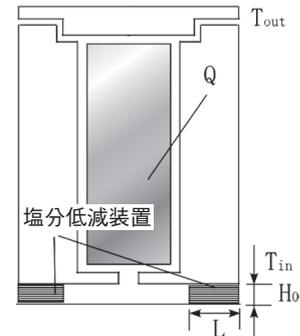


図7-1-16 低減装置の設置例

表7-1-2 設定したコンクリートキャスク条件

給気温度: Tin (°C)	33
排気温度: Tout (°C)	98
給排気温度差(計測値): ΔT (°C)	65
1基当たりのキャスク発熱量: Q (kW)	22.6
給気口での流速(計測値): U ₀ (m/s)	0.865
給気口高さ: H ₀ (m)	0.28
給気口幅: B (m)	0.3

表7-1-3 低減装置の性能評価

板枚数 n	一段当たりの流路高さ H (mm)	流路流速 u (m/s)	捕獲可能粒子径 dp (μm)	流路内の Re 数	圧力損失 ΔP (Pa)	圧力損失係数 ξ	上昇温度 δΔT	塩分捕獲率 (%)
1	279.5	0.867	87.7	1.54E+04	0.02	0.05	0.03	3.3
2	139.5	0.868	62.0	1.01E+04	0.04	0.08	0.05	6.6
3	92.8	0.870	50.6	7.56E+03	0.05	0.12	0.08	9.9
4	69.5	0.871	43.8	6.03E+03	0.07	0.16	0.10	13.3
5	55.5	0.873	39.2	5.02E+03	0.09	0.20	0.13	16.6
10	27.5	0.881	27.7	2.72E+03	0.19	0.44	0.28	31.7
12	22.8	0.884	25.3	2.30E+03	0.22	0.52	0.34	35.8
15	18.2	0.889	22.6	1.87E+03	0.32	0.74	0.48	40.0
18	15.1	0.894	20.7	1.57E+03	0.46	1.07	0.69	44.2
20	13.5	0.897	19.6	1.42E+03	0.57	1.33	0.86	43.4
21	12.8	0.899	19.1	1.36E+03	0.63	1.47	0.96	43.8
25	10.7	0.905	17.5	1.15E+03	0.92	2.12	1.38	44.9
30	8.8	0.914	16.0	9.62E+02	1.35	3.13	2.03	45.7
40	6.5	0.932	13.9	7.27E+02	2.53	5.86	3.80	46.8

低減装置の板厚 0.5mm、板長さを 500mm として、設置する板の枚数をパラメータとした場合の装置性能を表 7-1-3 に示す。その結果、15 枚の板を設置すると、塩分捕獲率 40% で、温度上昇は、0.48℃ となり除熱の妨げにならない低減装置を設置できることが分かった。

(3) 今後の課題

塩分粒子径分布のサイト依存性評価、低減装置で水を使わない場合に捕獲した海塩粒子の再飛散対策の検討が必要である。

7-2 耐震評価

国の定めた技術要件によれば、固縛しないコンクリートキャスクを用いた杭基礎で支持される中間貯蔵施設においては、コンクリートキャスクへの適切な設計地震力を設定し、転倒せず、隣り合うキャスクが緩衝せず、燃料への影響もないことを確認することが要求されている。これまでの地震時における固縛しないコンクリートキャスクの評価事例については、相似モデルによる振動試験や、燃料・バスケットのガタを考慮しない簡易モデルによる評価が実施されており、燃料のガタ系の挙動まで評価した事例は少ない。

本節では、固縛しないコンクリートキャスクについて、

上下動の影響や複数のガタ衝突による衝撃力が使用済燃料の構造健全性に及ぼす影響を評価した。

7-2-1 実物大コンクリートキャスク耐震試験

実規模大コンクリートキャスクを用いた大型振動台による振動試験¹⁾ およびその結果は、以下の通りである。

- ・耐震試験で使用する実規模大コンクリートキャスク（直径約 4m、長さ約 6m、重さ約 180t）、振動試験用模擬燃料集合体（PWR、BWR）、貯蔵施設床モデルなどの設計・製作を実施した。
- ・（独）防災科学技術研究所 E-ディフェンス（兵庫県三木市）の大型三軸振動台を用いて、3種類の地震波（El Centro、JMA 神戸、人工地震波など）を対象に、周波数特性試験や振動試験を実施した（図 7-2-1）。主な計測項目は、貯蔵容器の回転角度・角速度や加速度、滑り変位、キャニスタや燃料の加速度やひずみ、ガタ変位などである。試験では、コンクリートキャスクの固縛の有無、入力加速度レベル、上下動の有無をパラメータとして実施した（図 7-2-2）。
- ・ロッキングや滑り、回転を伴うコンクリートキャスクの 3 次元的な地震時応答を明らかにし、剛体の転倒限界評価式より得られる限界加速度を超えるレベルに増幅した波形を入力しても、コンクリートキャスクは転

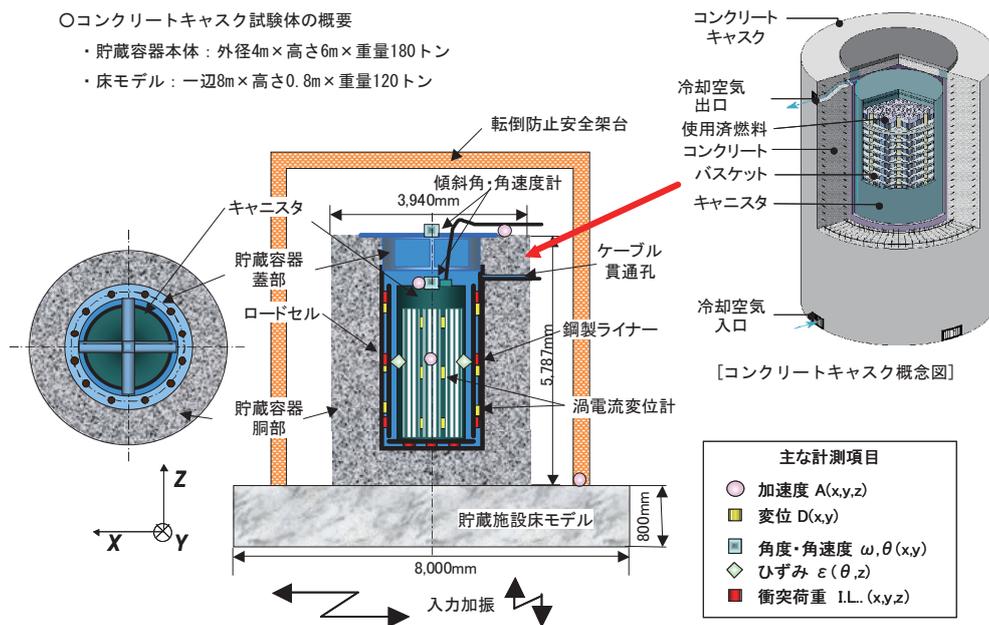


図7-2-1 大型三軸振動台による実物大コンクリートキャスク耐震試験

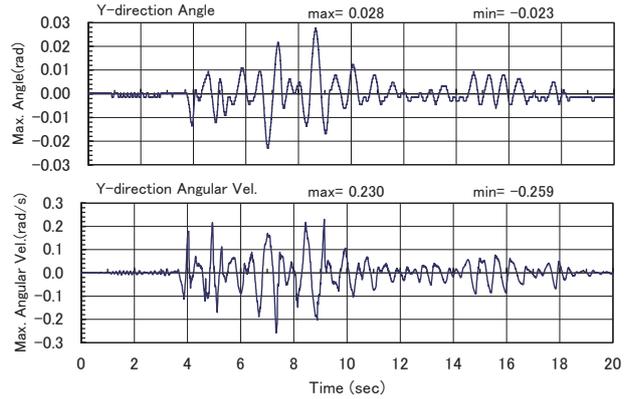


図 7-2-2 キャスクロッキング応答の例 (JMA 神戸波)

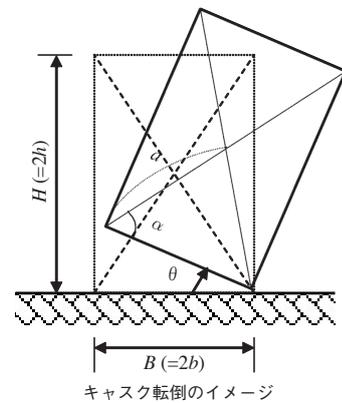
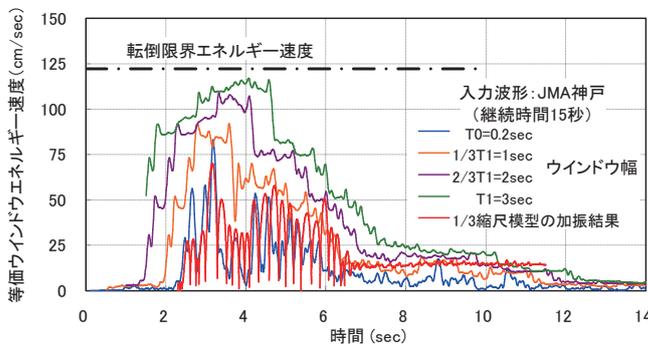


図 7-2-3 ウインドウエネルギーの適用性

倒に至らないことを明らかにした。

- ・ キャスクとキャニスタ間、キャニスタと燃料間のギャップにより、入力加速度が増加しても、燃料に発生するひずみは比例的には増加しておらず、対象とした地震入力の範囲では、燃料の応答は弾性範囲内に抑えられることが明らかとなった。

以上により、固縛しないコンクリートキャスクは、大きな地震力を受けても転倒安定性に問題はなく、燃料も健全であることが確認された。

7-2-2 地震時安定性評価手法の提案

縦置き・非固縛で貯蔵中の使用済燃料貯蔵キャスクが地震力を受けた際の転倒評価手法として、キャスクの浮上りに有効な入力エネルギー²⁾と、ある区切られた継続時間(ウインドウ幅: T_{window})内に瞬間的に入力されるエネルギーとの相関に着目した、貯蔵容器の浮上りに寄与する合理的なウインドウエネルギーを提案した³⁾。 T_{window} の評価時間として周期変動範囲の長周期側 $T_l =$

$0.3\sqrt{a}$ の値 (a : 図 7-2-3 右図) を用いれば、ウインドウエネルギーの最大値は実験値(図 7-2-3 凡例中の加振結果のライン)の2倍程度の妥当な値を与えることが分かった。

本研究は、経産省原子力安全・保安院からの受託研究として実施したものである。

7-3 遮へい評価

図 7-3-1 に、コンクリートキャスクの安全機能を示す。国が定めた使用済燃料の貯蔵に関する規則によれば、事業者は1年ごとに収納燃料の閉じ込め性能を確認することを求めており、使用済燃料を包蔵するキャニスタの目視検査手法の実用化が重要となる。さらに、貯蔵期間中、使用済燃料からの放射線と崩壊熱が同時に作用するコンクリート部において、所定の遮へい性能が維持されるように、設計・製造段階で対策を講じておく必要がある^{1,2)}。

本節では、アイダホ国立研究所において、15年以上屋外で使用済燃料を実貯蔵実験中(図 7-3-2)の VSC-

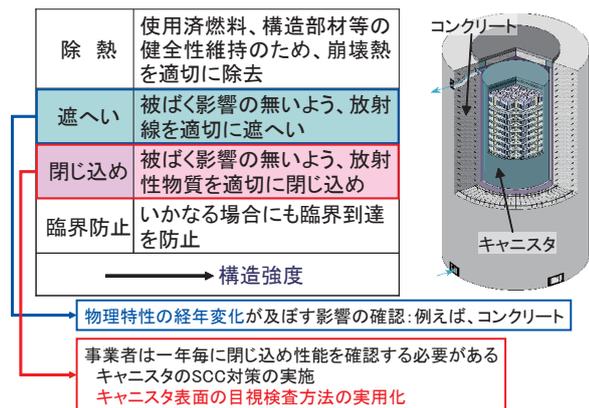


図7-3-1 コンクリートキャスクの安全機能



図7-3-2 アイダホ国立研究所で実貯蔵中のコンクリートキャスクを用いた実測試験

17型コンクリートキャスクの実測試験により、キャスク内部の表面状態、および遮へい機能に関わる物理特性の経年変化を明らかにした³⁾。

7-3-1 キャニスタ表面目視

図7-3-3に、ファイバースコープカメラを排気口から挿入し、キャスク内部の撮影を行いキャニスタ表面の目視検査を実施した例を示す。放射線環境場でも、自然色の表面状態の撮影が可能であった。撮影した画像データより、腐食対策を施した炭素鋼製キャニスタ表面には、閉じ込め性能の喪失を懸念させる腐食は見られていない。

7-3-2 キャスク表面状態の経年変化

コンクリートキャスクでは、排気口近傍のコンクリート温度が高く、貯蔵初期（総発熱量14.9kW）の最高温度は70℃であったが、15年経過後の最高温度は40℃と



(キャニスタ頂部付近)



(キャニスタ中央部溶接線付近)

使用した機器

- ・東芝製 IK-M44H ファイバースコープカメラ
- ・ズーム/アングル機能付 17mm 径プローブ
- ・インターライントランスファー型 CCD カメラ

図7-3-3 キャニスタ表面の目視検査例

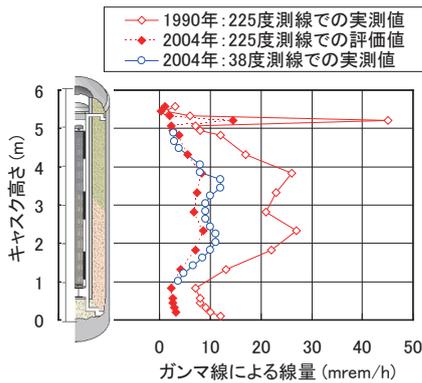
なった。さらに、シュミットハンマー法によりキャスク表面のコンクリート強度を測定した結果、平均値は47MPaであり、打設後28日強度33MPaを上回っており強度低下はなかった。

7-3-3 遮へい性能

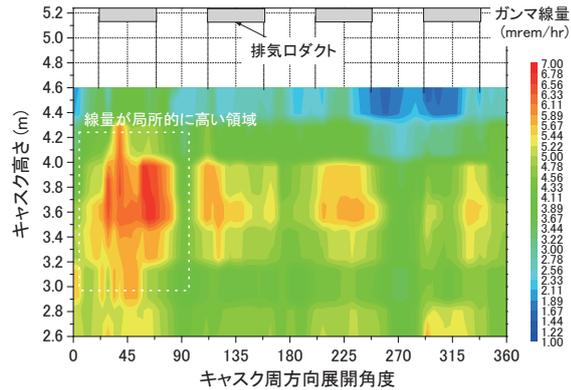
図7-3-4に、15年貯蔵後のコンクリートキャスクの遮へい性能の測定例を示す。15年貯蔵後のキャスク表面線量は、貯蔵初期に比べ約1/3に低減しており、線源の減衰低下による評価値とほぼ一致し、遮へい性能の低下はない。一方、排気口ダクトから下方2m付近までの範囲で、局所的なコンクリートの密度低下に起因する高い線量領域があることが確認された。

また、この領域で発生したひび割れの累積長さとは表面線量測定値との間に強い相関はなく、表面ひび割れの発生が放射線量に及ぼす影響は無視できる。

さらに、排気口ダクトから下方2m付近までの範囲でコンクリート弾性波速度分布の測定を行った結果、弾性波速度が局所的に低い部分が存在することが確認された。施工時のブリージング水が排気口ダクト直下に滞留



a) 15年貯蔵後のキャスク表面線量



b) キャスク側面におけるガンマ線の測定例

図7-3-4 15年貯蔵後のコンクリートキャスクの遮へい性能

し、長期にわたる温度負荷により当該部の水分散逸による密度低下が進んだものと考えられる。排気口ダクト下面と鉄筋との狭隘部については、コンクリート種類の選択や施工方法の最適化など、十分な施工前の配慮が重要である。

参考文献

7-1

- 1) 谷 純一他：使用済燃料コンクリートキャスク貯蔵用キャニスタ候補材の塩化物応力腐食割れ特性（その4）－長期試験による SCC 寿命評価および SCC 発生感受性の電気化学的検討－、電力中央研究所報告、Q06001、平成 18 年 9 月。
- 2) 谷 純一他：使用済燃料コンクリートキャスク貯蔵用キャニスタ候補材の塩化物応力腐食割れ特性（その5）－ SCC 評価および塩分流入低減技術の考案－、電力中央研究所報告、Q06014、平成 19 年 6 月。
- 3) 白井 他、「コンクリートキャスク方式による使用済燃料貯蔵の実用化研究－ 304L ステンレス鋼キャニスタの塩化物応力腐食割れ防止に対する成立性評価－」電力中央研究所報告 N10035 (2010)。
- 4) J. E. Scheel, et al., "Mitigation of Stress Corrosion Cracking in Nuclear Weldments Using Low Plasticity Burnishing", ICONE16-48597, Orlando, Florida, USA, May 11-15, (2008).
- 5) T. Saegusa, et al., "Challenge to Overcome the Concern of SCC in Canister during Long-term Storage of Spent Fuel", International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, IAEA, Vienna, Austria, 2010.6.
- 6) 亘 他、「コンクリートキャスクのキャニスタ表面付着

塩分量評価－室内および実環境での付着塩分量測定試験－」電力中央研究所報告 N09023 (2010)。

- 7) 亘、「コンクリートキャスクのキャニスタ表面付着塩分量評価（その2）－実環境での気中塩分量および付着塩分量測定試験－」電力中央研究所報告 N11028 (2012)。
- 8) 竹田浩文、三枝利有：キャニスタ SCC 防止に対する塩分流入低減装置の開発（その2）－塩分流入低減装置の適用性評価－、電力中央研究所研究報告 N11044 (2012)。
- 9) 竹田浩文、亘真澄 他：コンクリートキャスクの実用化研究－通常時の除熱試験－、電力中央研究所研究報告 N04029 (2005)。

7-2

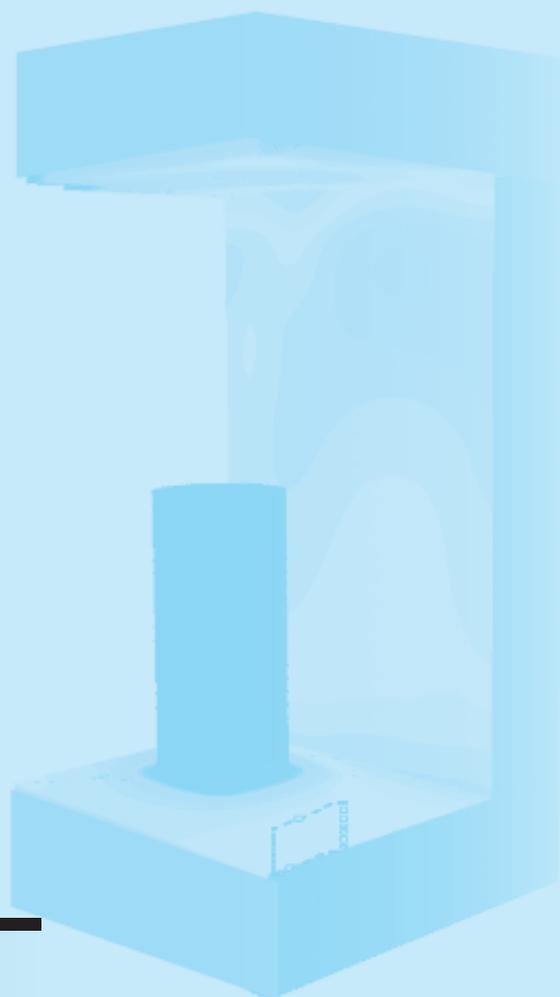
- 1) K. Shirai, et al.: Experimental Studies of Free-Standing Spent Fuel Storage Cask subjected to Strong Earthquake, PATRAM 2007, Miami, Florida, USA, 2007.
- 2) 秋山 宏他：エネルギースペクトルを用いた剛体の転倒予測、日本建築学会論文報告集、No.488、1996 年。
- 3) 白井孝治他：エネルギースペクトルによる使用済燃料貯蔵キャスクの転倒評価、L57、2008 年日本原子力学会春の大会。

7-3

- 1) 竹田浩文、亘 真澄、白井孝治、三枝利有：コンクリートキャスクの実用化研究－通常時の除熱試験－、電力中央研究所研究報告 N04029、2005 年 6 月。
- 2) 園部亮二、白井孝治、亘 真澄：コンクリートキャスクの遮へい性能評価、電力中央研究所研究報告 N06006、2006 年 12 月。
- 3) 白井孝治他：15年間貯蔵された VSC-17 型コンクリートキャスクの経年変化実測試験、電力中央研究所研究報告 N08057、2009 年 8 月。

第8章

ボールド貯蔵および トンネル貯蔵技術



8-1 浅地下ボールド貯蔵	120
8-2 トンネル貯蔵施設の熱流動解析	121

8-1 浅地下ボルト貯蔵

我が国では、使用済燃料の中間貯蔵施設の建設が急務である。中間貯蔵施設は、現在のところ、輸送用金属キャスクの地上建屋での貯蔵のみが許認可されている。一方、海外ですでに実施されているキャニスタの大容量貯蔵（ボルト貯蔵）を実用化すれば、貯蔵コストを下げることができる。また、その貯蔵を地下で行えば（浅地下ボルト貯蔵）、放射線遮へいの一部を地盤に期待できるとともに、斜面の多い敷地にも容易に立地できると期待される。

そこでまず、浅地下ボルト貯蔵の技術的、経済的、および許認可に関するフィージビリティについて検討した。

(1) 技術的・経済的な基本的フィージビリティ

浅地下ボルト貯蔵の概念を構築し、貯蔵容量2000tUの貯蔵施設計画を設定して、基本的成立性について技術的および経済的に検討した。図8-1-1に急斜面地形の場合の施設配置例を示す。

(a) 放射線遮へい性能と除熱性能

中間貯蔵施設に必要な基本的安全機能のうち、浅地下ボルト貯蔵に特徴的な放射線遮へい性能と除熱性能について確認した。地盤は、厚さ1m以上で放射線の透過を十分に遮断できた。また、通気路のストリーミングを地上施設と同様に屈曲構造などで十分に低減できた。除熱については、キャニスタの発熱量、高温空気の浮力、通気の圧力損失を考慮した検討から、自然対流除熱設計

の成立性を明らかにした。

(b) 経済性

経済性の検討のために、急斜面地形となだらかな地形条件を設定し、中間貯蔵施設を地上式とするケースと浅地下式とするケースのコスト比較を行った。急斜面地形では、トンネル掘削方式、なだらかな地形では開削方式とした。比較の結果、急斜面地形でもなだらかな地形でも、地上式と浅地下方式はほぼ同等の経済性であった。

(2) 許認可に関するフィージビリティ

我が国でまだ指針化されていないキャニスタ貯蔵や、その浅地下貯蔵の許認可を実現するために必要な検討課題のうち、キャニスタのSCCによる密封機能の喪失回避、ならびに地下空洞構造物の耐震性評価法を検討し、フィージビリティを明らかにした。

(a) キャニスタのSCC問題への対応オプション

- ・コンクリートキャスクにおけるキャニスタのSCC検討において、付着塩分量が限界値以下で腐食が発生・進行しないことなどが解明されている。この具体的なデータを採取して評価するなどにより、許認可が実現される可能性が高い。
- ・密封機能喪失の懸念を除くために、SCCを避ける構造の二重キャニスタについて、除熱性を解析評価した。二重化により除熱性能が低下するが、伝熱フィンを取り付けた場合には、一重キャニスタと同等であり、技術的に成立した。

(b) 地下空洞構造物の耐震性評価法

日本で浅地下ボルト貯蔵を実現するためには、許認

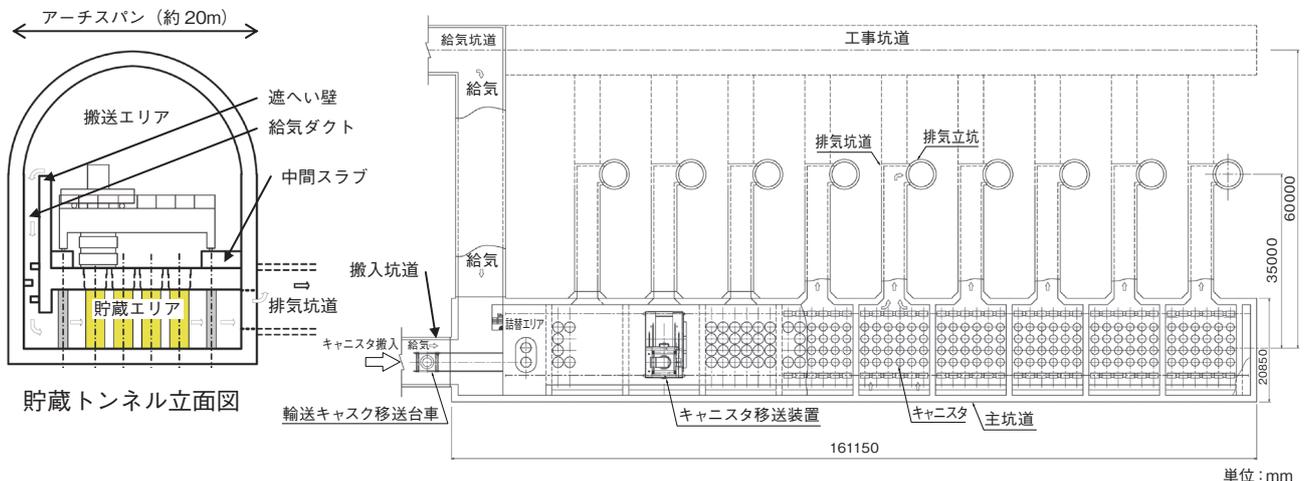


図8-1-1 急斜面地形の場合の施設配置例（平面図と立面図）排気立坑高さ65m以上

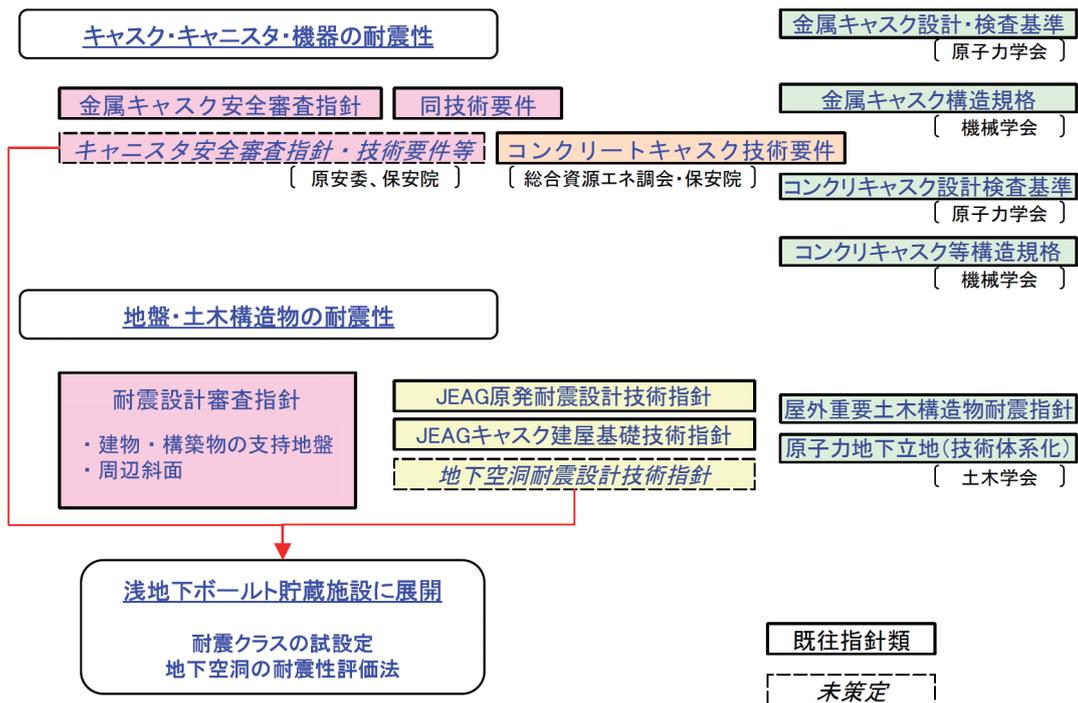


図 8-1-2 浅地下ボルト貯蔵の耐震設計に関する国や関係機関・学会の指針類

可に先立ち、キャニスタ貯蔵の安全審査指針と浅地下ボルト貯蔵の耐震設計技術指針が必要と考えられる。図 8-1-2 に浅地下ボルト貯蔵の耐震設計に関する国や関係機関・学会の指針類を示す。これらについて耐震性評価法を中心に検討した結果、既往指針類との整合性を保って新たに必要な指針の素案例を構築することができた¹⁾。

8-2 トンネル貯蔵施設の熱流動解析

自然対流冷却を活用する使用済燃料トンネル貯蔵施設における熱流動評価では、従来の地上施設に対して適用されてきた熱流動解析手法を改良して、新たな解析システムを構築する必要がある。この解析では、2種類の熱流動解析コードを組み合わせて評価を行う。まず、施設内の風量や温度の概略分布をフローネットワーク解析コードにより計算し、これに基づいて空気温度が高くなると予想される貯蔵室（エリア）に対して、さらに3次元熱流動解析コードを用いて詳細解析を行い、その結果からキャニスタ（キャスク）や壁の最高温度を評価する。本研究では、既存の複数解析コードに独自の解析モデルを導入して改良することにより、新たな解析システムを

開発した¹⁾。

(1) フローネットワーク解析コードの開発

全体の熱流動で使用するフローネットワーク解析では、まず、施設全体の流路を風道と節点により網目で表わし、網目全体における熱、力学さらに質量のバランスに基づいて、各風道の風量や温度などを求める。各節点では、流体の出入り合計が零になるように各網目（流れの起こる単一閉回路）の風量を設定する。この風量に基づき、各風道で出口空気の温度、湿度を算定する。次に、各風道の圧損や浮力などを考慮し、各網目で圧力がバランスするように網目風量を修正する。各網目の風量が収束されるまで、以上の計算を繰り返す。この解析では、湿分輸送式が組み込まれ、さらに空気流と岩盤との間の伝熱および水分の蒸発・結露による熱授受などが考慮されている。

フローネットワーク流動解析コードとしては、既存の鉱山トンネルの評価で実績のある単一トンネルを対象とした1次元熱流動解析コード（TRANCLIM）と、複数トンネルを対象とするフローネットワーク流動解析コード（VENTCLIM）を合体し、さらに収束や精度などを改善して、新たなコードを開発した。このコードにより、

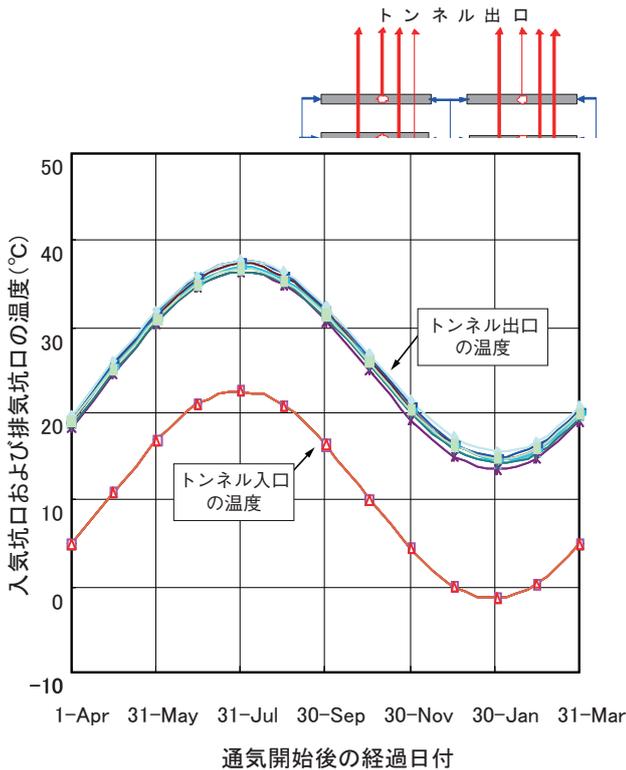


図 8-2-1 トンネル貯蔵施設出口の年間温度変化

トンネル貯蔵施設の複雑な流路における空気の流れと温度の分布が評価できることとなった。地下トンネル貯蔵施設における年間のトンネル出口温度変化を計算した例を、図 8-2-1 に示す。外気温度が冬季に低温、さらに夏季に高温になるに従い、トンネル出口温度が変化する様子が捉えられた。なお、元となる解析コードは、鉱山トンネルなどの評価に適用された実績を有することから³⁾、本コードは貯蔵施設の許認可にも適用可能と考えられる。

(2) 3次元熱流動解析コードの開発

フローネットワーク解析で得られた空気の流れと温度を入口条件として、貯蔵室におけるキャニスタ周りの詳細な3次元熱流動を解析し、キャニスタ表面と壁面の温度が許容値以下になっていることを確認する。ここでは、既存の汎用3次元熱流動解析コード(Phoenix)を流用し⁴⁾、新たに湿分の輸送式をカップリングするとともに、空気と周囲岩盤との水分の蒸発・結露による物質移行と熱授受のモデル式を導入している。これらの改良により、3次元空間における湿り空気の伝熱流動が評価可能となり、水分の蒸発量や結露量の分布も算定できることとなった。既存の汎用コードには、湿り空気の伝熱

流動の評価が可能なものはない。図 8-2-2 に単純化された貯蔵室における水分付着の計算例を示す。床の隅の部分で結露が起こりやすいことが示されている。なお、湿った空気により貯蔵室を冷却すると、乾燥空気でも冷却する場合に比べて、出口空気の温度が数°C程度上昇することが分かった。このコードでは、水分やエネルギーの出入りのバランスを評価し、計算結果が妥当であることを確認している。図 8-2-3 にキャニスタ伝熱試験⁵⁾に対する解析結果の比較を示す。キャニスタ表面の温度分布や最高温度がよく模擬できている。図 8-2-4 にはキャニスタ周りの平面における速度分布の解析例を示す。キャ

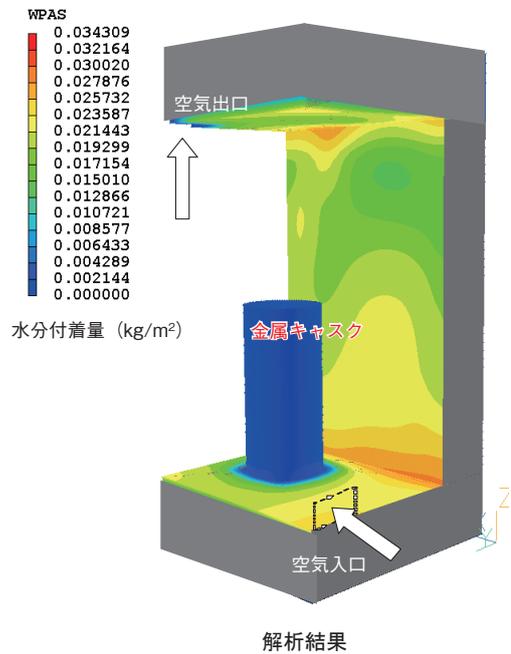


図 8-2-2 貯蔵室内水分付着量 (kg/m²) の計算

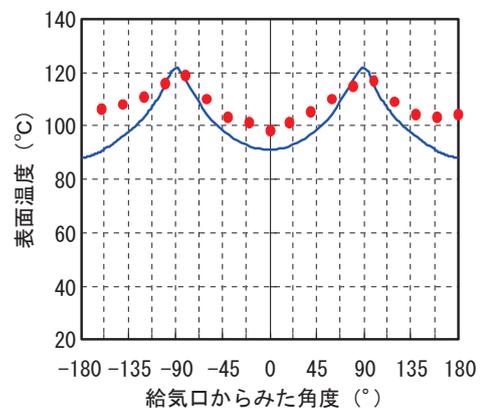


図 8-2-3 キャニスタ円周表面温度の比較 (赤点：試験結果、青線：解析結果)

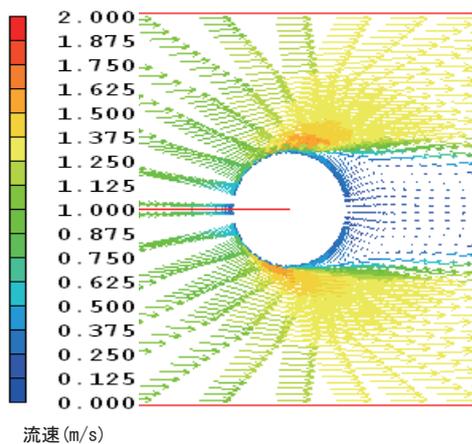


図 8-2-4 キャニスタ周りの流速 (m/s) 分布

ニスタの後背部では流れが淀み、また、両側部では流速が早くなっている。これらは、円柱周りに発達する流れをよく再現している。

参考文献

8-1

- 1) 新 孝一他：使用済燃料の浅地下ボールド貯蔵方式のフイージビリティに関する研究、電力中央研究所研究報告 N07015、2007 年 12 月。

8-2

- 1) 古賀智成、田村英寿：使用済燃料トンネル貯蔵施設を対象とする熱流動解析コードの開発、電力中央研究所研究報告 N07014、2007 年 12 月。
- 2) 平松良雄：通気学、内田老鶴園新社、昭和 49 年発行。
- 3) 天野勲三、水田義明：トンネル内気象の予測計算、土木学会論文集 387/II-8、pp.219-228、1987。
- 4) PHOENICS Over View, CHAM Report, TR001.
- 5) Benhamadouche, S. et al. : Large eddy simulation of mixed convection around a vertical heated cylinder cooled by a cross-flow air circulation., Conference on Modeling Fluid Flow (CMFF' 06), The 13th Int. Conf. on Fluid Flow Tech., 2006.

第9章

燃料健全性評価



9-1 使用済燃料の線源評価とペレットの酸化挙動評価 … 126

9-1-1 燃料の諸元と計算方法

9-1-2 使用済燃料の核種生成量と実測値との比較

9-1-3 感度解析を用いた生成量計算精度の向上方法
の提案

9-1-4 まとめ

9-2 乾式貯蔵時の使用済燃料健全性評価 …………… 128

9-2-1 燃料被覆管軸方向の水素の再分布

9-2-2 燃料ペレットの酸化挙動

9-2-3 まとめ

9-1 使用済燃料の線源評価とペレットの酸化挙動評価

使用済燃料貯蔵キャスクや中間貯蔵施設の遮へいや臨界計算、除熱計算の精度は、使用済燃料中のアクチニドや核分裂生成核種の生成量評価精度に直接依存している。ウラン燃料の高燃焼度化や MOX 燃料の軽水炉利用が進むと、照射後のこれらの燃料中のアクチニドや核分裂生成核種の組成は、従来の燃焼度（約 40MWd/kgU）の燃料と比較して変化しており、線源強度や発熱量が増加する。そのため、核種生成量の計算精度の向上は、中間貯蔵はもちろん、炉心燃焼管理から再処理に至る幅広い分野の解析や評価精度の向上に寄与するものである。

本項では、高燃焼度のウランおよび MOX 燃料を用いた核種組成分析と計算解析を比較し、核種生成量の評価精度向上方法について検討を行った^{1,2)}。

9-1-1 燃料の諸元と計算方法

本試験で用いた高燃焼度 PWR ウラン燃料は、初期²³⁵U 濃縮度 3.8wt.% で、燃料棒平均燃焼度 60.2MWd/kgHM まで燃焼したものである。この燃料棒の軸方向燃焼度分布を利用して、燃焼度 60～65MWd/kgHM の範囲の 4 試料を採取した。一方、高燃焼度 PWR-MOX 燃料は、初期富化度 5.07wt.% で、燃焼度約 46MWd/kgHM まで燃焼したものの 2 試料を採取した。

9-1-2 使用済燃料の核種生成量と実測値との比較

採取した試料に核種組成分析を実施して、燃焼度と各核種の生成量を決定するとともに燃焼計算の結果と比較し、高燃焼度ウラン燃料および MOX 燃料の各核種の計算精度を把握した。

(1) 核種組成分析方法と燃焼計算方法

高燃焼度 PWR ウラン燃料の 4 試料および高燃焼度 PWR-MOX 燃料の 2 試料は、硝酸溶液やフッ化水素溶液を用いて溶解し、これらの溶液に質量分析やスペクトル分析を基本とした各種の分析方法を適用して、表 9-1-1 に示すように、アクチニド 17 核種、核分裂生成物 40 核種の組成を決定した。また、燃焼計算では、詳細燃焼計

表 9-1-1 実測値と計算値の比較を行った核種一覧

アクチニド核種	²³⁴ U ~ ²³⁶ U, ²³⁸ U, ²³⁷ Np, ²³⁸ Pu ~ ²⁴² Pu, ²⁴¹ Am, ^{242m} Am, ²⁴³ Am, ²⁴² Cm, ²⁴⁴ Cm ~ ²⁴⁶ Cm
核分裂生成核種	⁸⁵ Rb, ⁸⁷ Rb, ⁸⁶ Sr, ⁸⁸ Sr, ⁹⁰ Sr, ⁸⁹ Y, ¹⁰⁶ Ru, ¹²⁵ Sb, ¹³³ Cs ~ ¹³⁵ Cs, ¹³⁷ Cs, ¹³⁹ La, ¹⁴⁰ Ce, ¹⁴² Ce, ¹⁴⁴ Ce, ¹⁴¹ Pr, ¹⁴² Nd ~ ¹⁴⁶ Nd, ¹⁴⁸ Nd, ¹⁵⁰ Nd, ¹⁴⁷ Pm, ¹⁴⁷ Sm ~ ¹⁵² Sm, ¹⁵⁴ Sm, ¹⁵³ Eu ~ ¹⁵⁵ Eu, ¹⁵⁴ Gd ~ ¹⁵⁶ Gd, ¹⁵⁸ Gd, ¹⁶⁰ Gd

算コード SWAT および評価済核データライブラリ JENDL-3.2、JENDL-3.3、ENDF/B-VI.5、ENDF/B-VI.8、JEF-2.2 および JEFF-3.0 を用い、さらに、核種組成分析で決定した局所燃焼度を用いた。計算体系は、燃料ペレット、被覆管、減速材より構成される単一格子体系を用い、燃料集合体の減速材と燃料の個数割合が等価になるように、単一格子体系の減速材体積または個数を調整した。

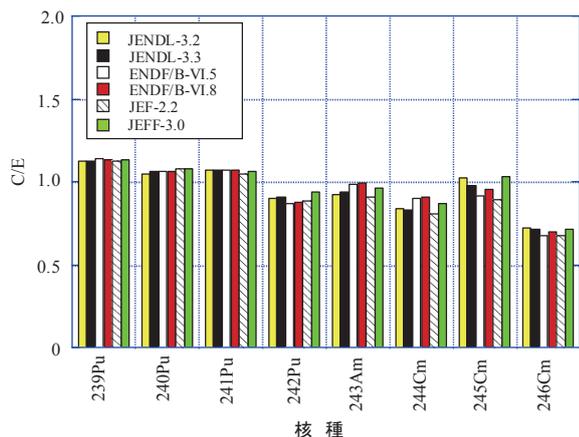
(2) 分析と計算値との比較結果

燃焼計算で求められた生成量と核種組成分析で得た生成量とを比較するために、計算値と分析値との比 (C/E) で示した。C/E を求める際には、核種組成分析値と SWAT による計算値の各々について、残留した²³⁸U の個数密度で核分裂生成核種の個数密度を規格化して、これらの規格化された分析値と計算値の比をとって C/E とした。図 9-1-1 にアクチニドの C/E を示す。

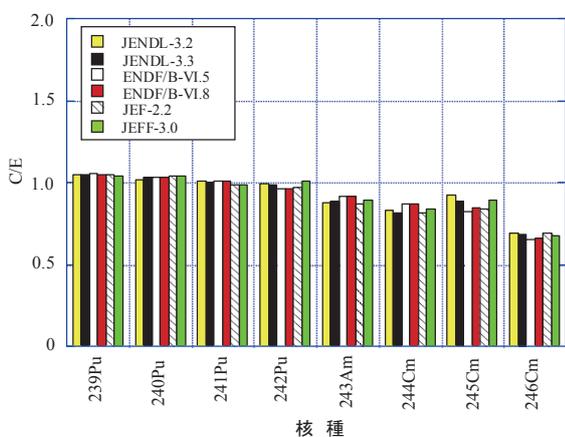
²⁴⁴Cm は、2 年以上冷却した使用済燃料の主要な中性子発生核種であるが、図から、高燃焼度ウラン燃料および MOX 燃料共に計算では、約 20% 過小評価する結果となった。核分裂生成核種についても同様に C/E で評価した結果、遮へいや臨界解析および燃焼度指標として重要ではあるが、生成量の計算予測精度の低い核種として、²⁴⁴Cm、⁹⁰Sr、¹⁰⁶Ru、¹³³Cs および ¹³⁵Cs を抽出した。

9-1-3 感度解析を用いた生成量計算精度の向上方法の提案

生成量の計算予測精度の低い核種について、生成に係る生成経路に注目して、生成や核変換を容易にかつ精度よく取り扱える簡易燃焼計算チェーンを作成し、生成経路に沿った感度係数を求め、これを利用することで



(a) PWR-UO₂ 燃料



(b) PWR-MOX 燃料

図 9-1-1 アクチニド核種の C/E

生成量の計算予測精度の向上方法を提案した。

(1) 簡易感度解析による核種生成経路の特定

前述した ²⁴⁴Cm、⁹⁰Sr、¹⁰⁶Ru、¹³³Cs、¹³⁵Cs について、各々の核種を含んだ簡易燃焼計算チェーンを作成して感度解析を実施し、燃焼チェーン上の各核種の核分裂断面積、捕獲断面積および核分裂収率が、注目する核種の生成量に与える影響（感度係数）を求めた。図 9-1-2 に、Xe、Cs、Ba、La の簡易燃焼チェーンの一例を示す。²⁴⁴Cm、⁹⁰Sr および ¹⁰⁶Ru についても同様な燃焼チェーンを作成し、さらにこれらの感度係数を基にして、計算精度の低い核種の生成に大きな感度（寄与）をもつ生成経路を明確にした。

(2) 計算予測精度の向上方法の提案

C/E 値、感度係数を利用して、²⁴⁴Cm、⁹⁰Sr、¹⁰⁶Ru、¹³³Cs、¹³⁵Cs の核種について、計算精度の向上方法を検討した結果、²⁴⁴Cm は、²⁴³Am だけでなく ²⁴⁰Pu、²⁴¹Pu などのプルトニウムの捕獲断面積に補正を行うことで、⁹⁰Sr と ¹⁰⁶Ru は、自身を生成する核分裂収率に補正を行うことによって生成量が改善し、C/E が 1.0 に近づいた。¹³³Cs は ¹³³Xe の核分裂収率に、¹³⁵Cs は ¹³⁵Xe の核分裂収率または捕獲断面積に補正を行うことで生成量が改善することを示した。表 9-1-2 に例として、²⁴⁴Cm と ¹³⁵Cs

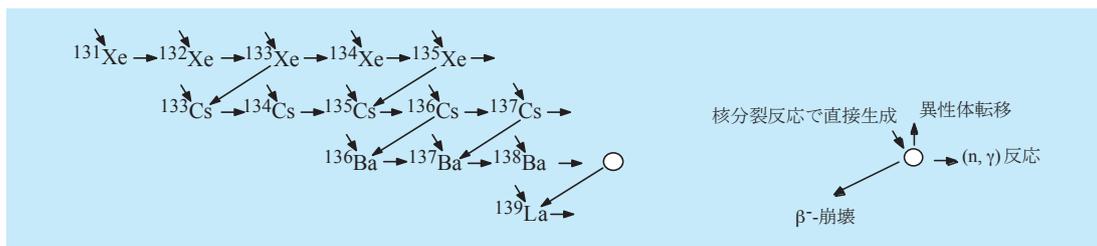


図9-1-2 核分裂生成核種の簡易燃焼チェーン

表 9-1-2 ²⁴⁴Cm と ¹³⁵Cs の補正による C/E の改善

アクチニド核種	補正前の C/E	²⁴³ Am, ²⁴⁰ Pu, ²⁴¹ Pu の捕獲断面積補正後の C/E	核分裂生成核種	補正前の C/E	¹³⁵ Xe の核分裂収率補正後の C/E	¹³⁵ Xe の捕獲断面積補正後の C/E
²⁴⁰ Pu	1.06	1.02	¹³³ Cs	0.87	0.87	0.87
²⁴¹ Pu	1.07	1.07	¹³⁴ Cs	0.83	0.83	0.83
²⁴² Pu	0.91	0.96	¹³⁵ Cs	0.88	1.00	1.03
²⁴³ Am	0.94	0.92	¹³⁷ Cs	0.95	0.95	0.95
²⁴⁴ Cm	0.83	0.96				

の補正による改善の結果を示す。

9-1-4 ま と め

高燃焼度 PWR ウラン燃料、および PWR-MOX 燃料の核種組成の実測データと計算結果との比較を行い、生成量の計算精度を確認した。さらに、線源強度や臨界安全評価で重要ではあるが計算精度の低い核種について、簡易燃焼チェーンを作成して感度解析を実施し、計算精度の向上方法を提案した^{1,2)}。

9-2 乾式貯蔵時の使用済燃料健全性評価

乾式貯蔵方式では、使用済燃料の貯蔵雰囲気はヘリウムなどの不活性雰囲気に保持されている場合には、燃料の健全性が確保されと考えられるが、実際に照射した燃料棒、または長期間貯蔵や保管した燃料棒に試験を実施して健全性を確認することが必要である。燃料被覆管については、水素化物配向の機械的強度への影響など、水素挙動の把握と評価が重要となっている。一方、燃料ペレットについては、空気との接触による酸化反応が、燃料健全性に影響を与える現象として考えられている^{1,2)}。そのため本研究では、20年間乾式（空気）保管した燃料被覆管を用いた水素再分布試験およびペレットの酸化挙動試験を実施し、燃料健全性に与える影響を評価した。

本研究は、経産省原子力安全・保安院からの受託研究として実施した成果の一部を利用している。

9-2-1 燃料被覆管軸方向の水素の再分布³⁾

本試験では、20年間乾式保管した燃焼度 58MWd/kgHM、および 31MWd/kgHM の脱ミートした PWR-UO₂ 被覆管を用いた水素再分布試験を実施し、これまで照射被覆管についてほとんどデータがなかった水素の輸送熱、固溶限、拡散係数を求めた。さらに、これらのパラメータを用いて 40 年間乾式貯蔵した場合の燃料被覆管の軸方向の水素分布を計算で求めた。

表 9-2-1 20 年間乾式保管した PWR-UO₂ 燃料被覆管の再分布試験結果

	Sample-1AR (58GWd/tHM)	Sample-1BR (31GWd/tHM)
照射量 (n/cm ²)	1.04×10 ²²	0.56×10 ²²
輸送熱、Q* (kcal/mol)	11.0	13.4
拡散係数、D ₀ (m ² /s)	0.73×10 ⁻⁷	0.63×10 ⁻⁷
固溶限、C (ppm)	1.0×10 ⁴	6.0×10 ⁴

(1) 水素再分布試験

試験試料は、20 年間乾式保管した燃焼度 58 および 31MWd/kgHM の被覆管の他に、未照射の Zry-4 および低スズ Zry-4 を用いた。試験では、長さ 30mm の被覆管試料の一方の端を 653K (380℃)、もう一方の端を 533K (260℃) に加熱して 10 日間保持し、試験後、試料内の水素濃度を測定した。この水素濃度分布に一致するように、水素の輸送熱、拡散係数および固溶限をパラメータにして、水素の一次元拡散方程式を用いた水素濃度のフィッティング計算を実施することで、水素の輸送熱、固溶限および拡散係数を決定した。表 9-2-1 に、20 年間乾式保管した燃料被覆管の水素再分布試験で得られた輸送熱などを示す。照射後 20 年間保管した被覆管の輸送熱は、未照射被覆管の輸送熱 (4.6 ~ 9.7 (kcal/mol)) に比較して大きくなった。また、未照射被覆管の水素の輸送熱と文献値との比較から、フィッティング計算の妥当性を確認した。

本試験で得た結果および文献値との比較から、照射後 20 年保管した被覆管の固溶限は、未照射被覆管と同程度であるが、拡散係数は、未照射被覆管に比較して同程度か小さい結果となった。また、Sample-1AR と Sample-1BR では、照射量が約 2 倍異なるにもかかわらず、拡散係数に対する影響は少ない結果となった。

(2) 計算による 40 年間乾式貯蔵後の水素分布

20 年間乾式保管された 2 本の被覆管について、水素再分布試験で取得した水素の輸送熱、固溶限および拡散係数を用いて、さらに、米国で実際に測定した乾式貯蔵中の使用済燃料の温度分布に、貯蔵中の崩壊熱の減少を考慮して、40 年間乾式貯蔵した後の燃料棒軸方向の水素分布を一次元拡散方程式を用いて計算した。

図 9-2-1 に、燃料棒下端から上部への水素濃度分布の

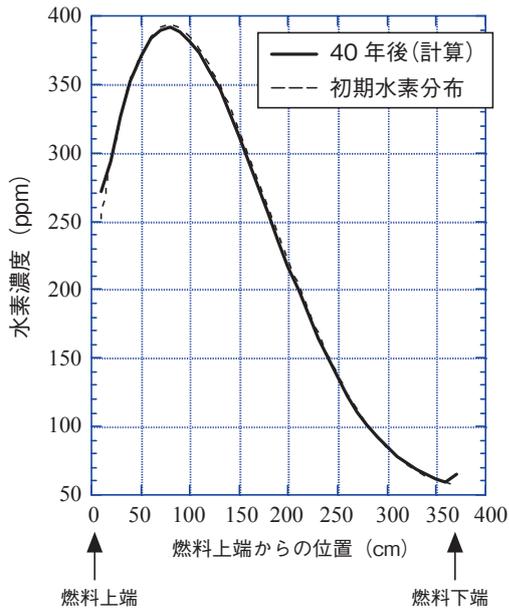


図 9-2-1 計算で求められた 40 年乾式貯蔵後の軸方向水素濃度分布

計算結果を示す。図から、燃料棒の両端部分でやや水素濃度が増加するが、燃料被覆管全体では水素の初期分布からの移動による変化は少なく、被覆管の特性変化も少ないと判断され、貯蔵中の被覆管の健全性に与える影響は小さいと判断される。

9-2-2 燃料ペレットの酸化挙動

乾式貯蔵キャスクに使用済燃料を収納して、キャスクから内部の水を除去する際やキャスク・キャニスタの密封性が破れた場合に、燃料被覆管にピンホールやヘアク

ラックなどの小さな欠陥がある場合には、条件によってはペレットと空気が接触して、 $\text{UO}_2 \rightarrow \text{U}_4\text{O}_9 \rightarrow \text{U}_3\text{O}_8$ の酸化反応が進展する可能性がある。酸化反応によって U_3O_8 が生じると、燃料体積が 30% 以上増加するため、小さな初期欠陥が拡大して燃料棒の破損に至る可能性があるとしてされている⁴⁾。本研究では、燃焼度 65 および 50MWd/kgHM のウラン燃料を用いた 300℃ および 350℃ の酸化特性試験を実施した。

(1) 酸化特性試験⁵⁾

使用済燃料ペレット片を 12 個のセラミック製のつぼに分割してセットし、電気炉で 300℃ および 350℃ の加熱した状態で空気を流して、適宜、試料をつぼごと酸化反応の進展に伴う重量増加を測定した。また、一部の試料は酸化形態を決定するため X 線回折 (XRD) 測定を実施した。

(2) ペレットの酸化挙動⁵⁾

図 9-2-2 に、燃焼度 65 および 50MWd/kgHM の試料の酸化に伴う重量変化を示す。重量が 4% 増加した時点で、 UO_2 が 100% U_3O_8 に酸化している。 UO_2 から U_4O_9 への酸化反応は燃料母材の酸素の拡散で進展し、生成した U_4O_9 相から U_3O_8 が核生成すると考えられている。図から、300℃ では燃焼度の違いによる酸化挙動の大きな差異は見られない。350℃ では重量変化約 2.4% 増加 (U_4O_9 の生成に対応) するまでは燃焼度による違いは見られないが、2.4% 以上では 65MWd/kgHM の試料で酸化の進展が速く、また、高温ほど酸化の進展が速くなっ

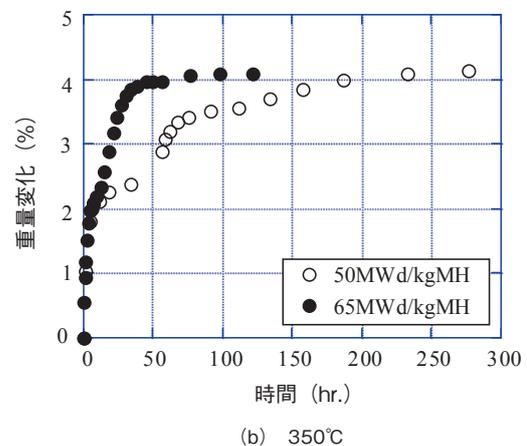
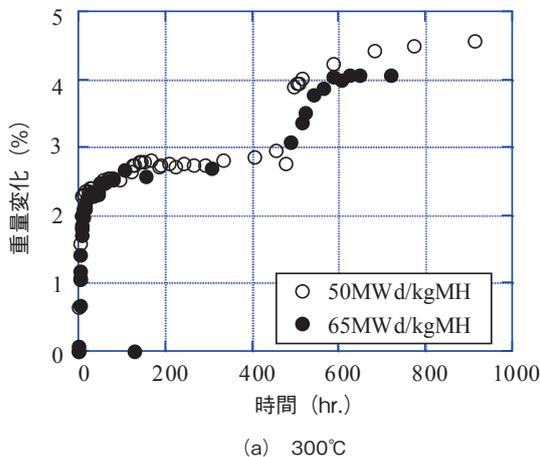


図9-2-2 酸化挙動の燃焼度および温度依存性

た。高燃焼度燃料ほど核分裂生成物の蓄積などによって酸化の進展が遅くなると報告されているが、本試験結果から、燃料組織の変化も酸化の進展に大きな影響を与えることが分かった。

9-2-3 ま と め

20年間乾式保管した燃焼度 58 MWd/kgHM、および 31MWd/kgHM の PWR-UO₂ 被覆管を用いた水素再分布試験を実施し、これまで照射被覆管についてほとんどデータが取得されていなかった水素の輸送熱、固溶限、拡散係数を求めた。これらのデータを用いて、40年間乾式貯蔵した場合の燃料被覆管軸方向の水素分布を計算で求めた。その結果、燃料被覆管全体では水素の初期分布からの移動による変化は少なく、貯蔵中の被覆管の健全性に与える影響は小さいとの評価結果になった。また、燃焼度 65MWd/kgHM および 50MWd/kgHM のウラン燃料を用いた酸化特性試験を実施し、試験結果から、燃焼度の他に燃料ペレット組織の変化も酸化の進展に大きな影響を与えることが分かった。

参考文献

9-1

- 1) A. Sasahara, T. Matsumura, G. Nicolaou, Y. Kiyonagi : Isotopic Analysis of Actinides and Fission Products in LWR High Burn-up UO₂ Spent Fuels and Its Comparison with Nuclide Composition Calculated Using JENDL, ENDF/B, JEF and JEFF, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.45, No.4, pp. 313-327, 2008.
- 2) A. Sasahara, T. Matsumura, G. Nicolaou, Y. Kiyonagi : Chemical Isotopic Analysis of Fission Products in PWR-MOX Spent Fuels and Computational Evaluation Using JENDL, ENDF/B, JEF and JEFF, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.45, No.5, pp.390-401, 2008.

9-2

- 1) U.S. NRC : Potential Rod Splitting due to Exposure to an Oxidizing Atmosphere during Short-term Cask Loading Operations in LWR or Other Uranium Oxide Based Fuel, Interim Staff Guidance-22, May 2006.
- 2) F. Feria, L. E. Herranz : UO₂ Oxidation under Dry Storage Conditions: From Data Gaps to Research Needs, 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Oct 19-23, 2008, Seoul, Korea.
- 3) 笹原昭博、松村哲夫：乾式貯蔵時における使用済燃料被覆管中の水素移動量評価、電力中央研究所研究報告 L05005、2006年7月。
- 4) TU Annual Report 1995 (EUR 16368 EN).
- 5) 笹原昭博、松村哲夫、D. Papaioannou：使用済燃料の貯蔵時の健全性評価試験（5）－使用済 UO₂ 燃料の酸化反応特性－、日本原子力学会「2003 秋の大会」予稿集、p.446、2003年。

第10章

輸送技術



- 10-1 輸送キャスク緩衝体用木材の高温圧潰特性…………… 132
 - 10-1-1 目的
 - 10-1-2 緩衝材の圧縮試験
 - 10-1-3 緩衝材の吸収エネルギーの温度・ひずみ速度依存性
 - 10-1-4 既存のキャスクへの影響評価
- 10-2 輸送容器密封ゴムシールの耐久性試験・評価…………… 133
- 10-3 海上輸送における仮想海没時の環境影響評価…………… 135

10-1 輸送カスク緩衝体用木材の高温圧潰特性

10-1-1 目的

既存の放射性物質輸送容器の緩衝体（図 10-1-1）に使用される材料（以下、緩衝材）には、木材が使用されている。輸送規則に定められる落下試験要件においては、常温の緩衝材物性値を使用することが多い。しかし、木材の圧潰特性には温度依存性があり、高温時には緩衝材の強度が低下するため、衝撃荷重を受ける時の変形量が過大となり、緩衝体としての機能が喪失する可能性がある。一方、高温時の緩衝材の物性値については、米国農務省のデータ¹⁾（図 10-1-2）があるものの、木材の種類は明らかにされておらず、設計に用いるデータとしては

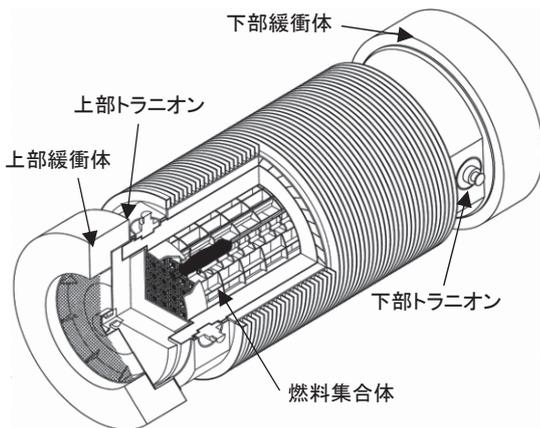


図 10-1-1 輸送カスクの例¹⁾

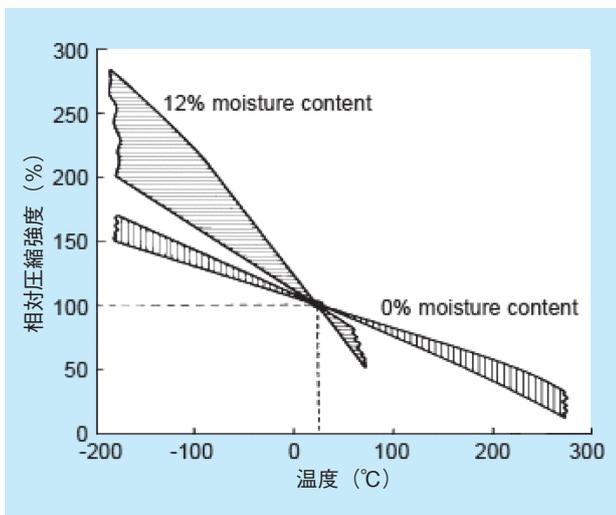


図 10-1-2 節無し天然木材の圧縮強度の温度依存性¹⁾

根拠が十分ではない。

本節では、我が国で実績のあるカスクに使用されている緩衝材用木材を対象として、その圧潰特性の温度とひずみ速度依存性を実験的に明らかにするとともに、それらの特性がカスクの落下時の衝撃挙動に及ぼす影響を評価した²⁾。

10-1-2 緩衝材の圧縮試験

表 10-1-1 に、圧縮試験条件を示す。3種類の緩衝材用木材（オーク材、バルサ材、ファープライウッド材）を対象として、円柱試験体（直径 60mm × 高さ 80mm：図 10-1-3）を恒温槽内において、一定温度（20～80℃）で所定の含水率（10%以下）となるまで養生した後、変位速度をパラメータ（0.1～1000mm/sec）とした材料試験に供し、圧縮時の応力-ひずみ曲線を取得した。

表 10-1-1 圧縮試験条件

材種	オーク・バルサ・ファープライウッド
载荷方向	繊維・繊維垂直
試験片寸法	直径 60mm × 高さ 80mm
含水率	10%以下
载荷速度	0.1、10、1000mm/sec (拘束条件)
試験温度	20℃、50℃、80℃

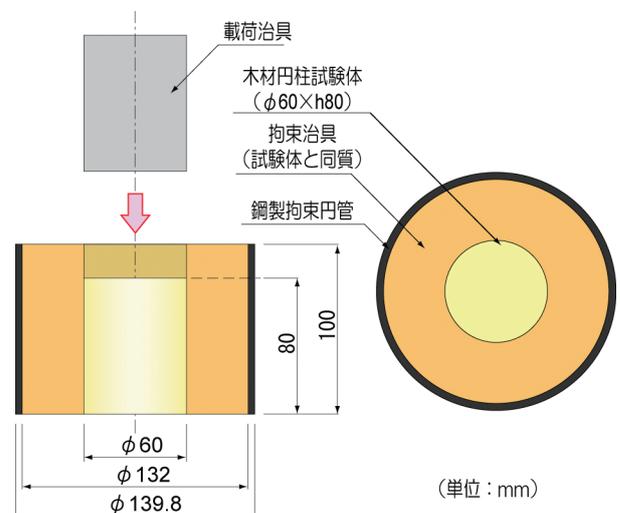


図 10-1-3 緩衝材の圧縮試験の概要

10-1-3 緩衝材の吸収エネルギーの温度・ひずみ速度依存性

図 10-1-4 に、衝撃载荷試験（载荷速度：1000mm/s）で得られた緩衝材の公称応力-公称ひずみ関係と、吸収エネルギーの温度とひずみ速度依存性の例を示す。木材

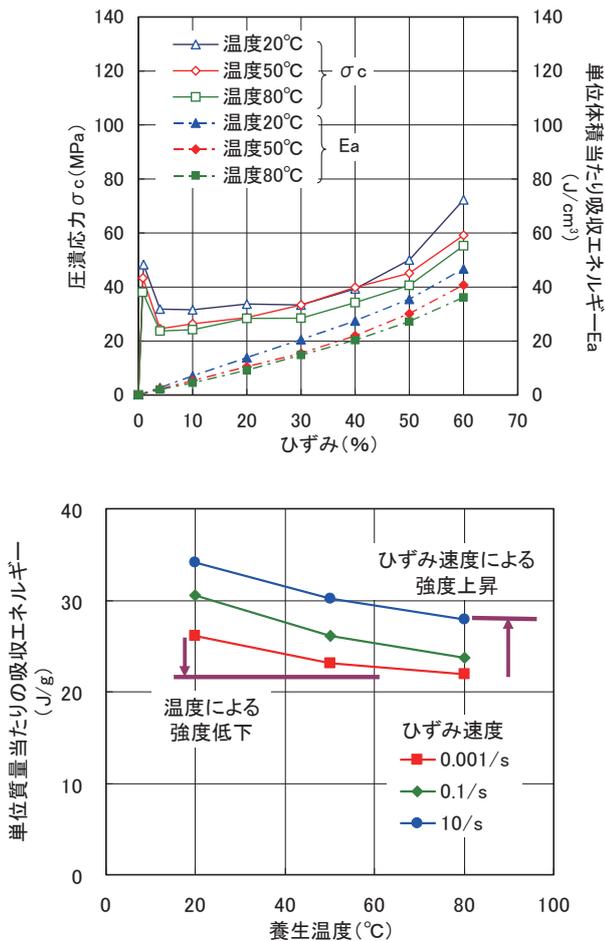


図 10-1-4 緩衝材の公称応力-公称ひずみ関係と吸収エネルギーの温度・ひずみ速度依存性 (ファープライウッド材・繊維方向)

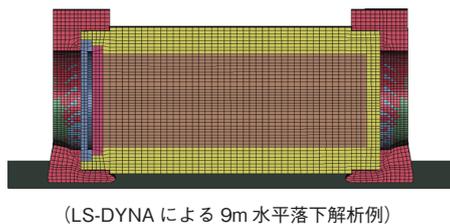


図 10-1-5 実機輸送キャスクへの影響解析 (輸送容器の 9m 水平落下)

の変形による吸収エネルギーは、常温 (20°C) の場合に比べ、材種や繊維方向、試験体の変位速度によらず、50°C では 80 ~ 90% まで、80°C では 70 ~ 80% まで低下することが判明した。また、材料試験によって得られた応力-ひずみ曲線から、高温 (80°C) においてもひずみ速度依存性があり、10/sec で約 1.2 倍の強度上昇が見られた。これらの結果をもとに、木材ごとに多直線近似の応力-ひずみ関係、および圧潰強度上昇倍率の定量化を行い、解析コード LS-DYNA 入力用データとした。

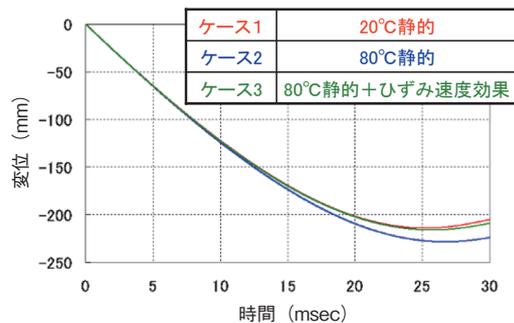
10-1-4 既存のキャスクへの影響評価

緩衝材の材料としてファープライウッドを適用した既存のキャスクを対象として、解析コード LS-DYNA により、緩衝体の温度をパラメータとした 9 m 落下衝撃解析を実施した。図 10-1-5 に、実機輸送キャスクへの影響解析の例を示す。ひずみ速度を考慮しない常温の材料特性を用いた解析結果に比べ、高温 (80°C) による強度低下と、落下時に想定されるひずみ速度 (10/sec) における強度上昇を考慮した材料モデルを用いた場合には、緩衝体の変形や輸送容器の衝撃応答加速度に及ぼす材料特性の影響は小さいことが判明した。

10-2 輸送容器密封ゴムシールの耐久性試験・評価

(1) はじめに

海外からの輸送システムについては、運用の観点から輸送容器の気密漏えい検査間隔の長期化が望まれている。電気事業では、過去に高レベル返還ガラス固化体用の輸送容器について密封性能データの蓄積などを図り、検査



の間隔の長期化を図った経緯がある。この度の MOX 新燃料輸送用輸送容器についても、同様に密封性能データの蓄積を図り、気密漏えい検査の間隔の適正化を図ることが望まれている。

このようなことから、輸送容器への燃料装荷から取り出しまでの期間の長期化に対応するため、容器密封部ガasketの長期健全性を評価した。

(2) 評価方法

本研究では、輸送容器密封部の温度を 70℃、燃料装荷から取り出しまでの最大期間を 5 年と設定した。密封性能の長期健全性は、ガasketの応力緩和特性に依存する。本来、70℃の環境下で 5 年間の応力緩和試験が実施できれば望ましいが、時間的制約などの状況から、過去に当研究所で適用性を確認している温度と時間の関数として与えられるラーソン・ミラー・パラメータ (LMP) と加熱促進試験を適用し評価を行った¹⁾。

$$LMP = T (C + \log t)$$

ここで、T: 温度 (K)、C: Constant (= 11)、t: 時間 (hr)

(3) 加熱促進試験

(a) 試験条件

蓋密封部を模擬した約 1/5 スケールの試験体と、実際の容器に用いられるフッ素とエチレンプロピレン系ゴムの 2 種類のガasketを用いた。図 10-2-1 および図 10-2-2 に試験体を示す。

加熱温度と期間は、70℃の環境下で 5 年間という条件に対応する LMP (=5367) に対して、その値を包含した LMP を与えるいくつかの加熱温度 (80℃～150℃) と期間 (18 時間～5000 時間) の組合せを設定した。

(b) 評価項目

加熱中の温度のモニタリングを行うとともに、密封性能の指標として、安全解析などに使用される漏えい率を加熱の前後で測定した。図 10-2-3 に試験の状況を示す。

また、加熱によるガasketの劣化の程度を把握するため、永久変形率 D_p (この値が大きい程ヘタリが大きいことを意味する) を求めた (図 10-2-4)。

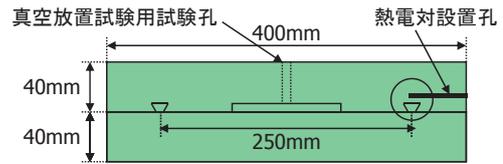


図 10-2-1 蓋密封部試験体の概要

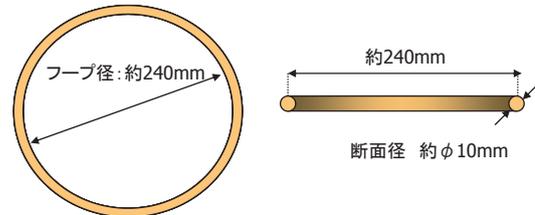


図 10-2-2 ガasket試験体の概要

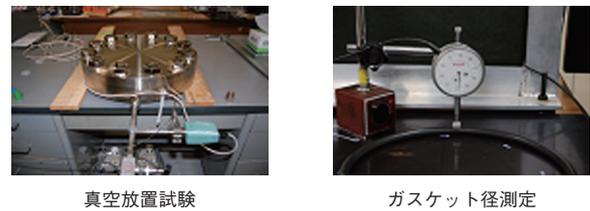


図 10-2-3 試験の状況

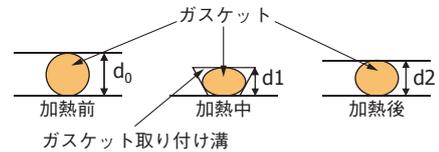


図 10-2-4 永久変形率

$$D_p = \frac{d_0 - d_2}{d_0 - d_1} \times 100(\%)$$

(4) 試験結果

加熱の前後で測定した漏えい率 ($10^8 \sim 10^7 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$) に変化は見られず、MOX 新燃料輸送容器の密封性能は、70℃の条件下で 5 年間に相当する環境に曝されたとしても健全性を示すものと判断される。また、図 10-2-5 に示すように、70℃の環境下で 5 年 (LMP=5367) に相当する永久変形率は、フッ素系ゴムおよびエチレンプロピレン系ゴムガasketとともに、通常、密封界といわれる 75%～80%²⁾ に比べ十分小さな値となっており、最大でもエチレンプロピレン系ゴムガasketで 40% 程度であった。

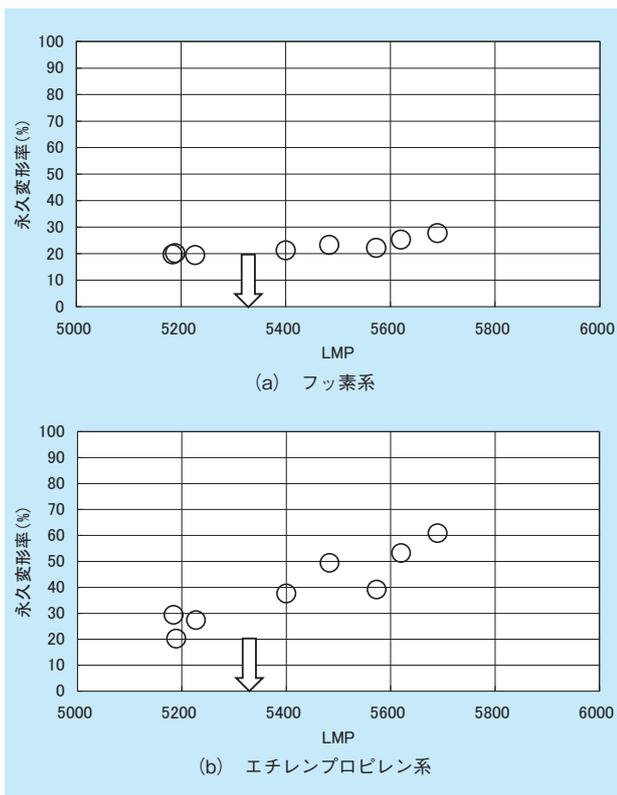


図 10-2-5 永久変形率と LMP

10-3 海上輸送における仮想海没時の環境影響評価

プルサーマルの進展、六ヶ所の再処理施設などの運開に伴い、電気事業に関連する放射性物質（MOX 燃料、高レベル放射性廃棄物、使用済燃料）の国と国の間、および国内の海上輸送の増加が予想されており、海上輸送の安全性に対するより一層の説明が求められている。特に、国間の海上輸送においては、原子力発電事業に直接関係のない沿岸諸国の関心が高い。

MOX 新燃料、高レベル放射性廃棄物、使用済燃料などの放射性物質の海上輸送に使用する運搬船の構造・設備については、IMO（国際海事機関）において INF コードと呼ばれる特別の安全基準が策定されている。我が国においても、同コードを反映した技術基準が運輸省海上技術安全局（現国土交通省海事局）から通達されている。これらの安全基準には、通常の船舶の安全基準に加えて、構造面では耐衝突構造・耐座礁構造などが、設備面では非常時ちよう水装置、固縛装置・自動衝突予防装置を設けることが定められている。また、放射性物質の輸送に

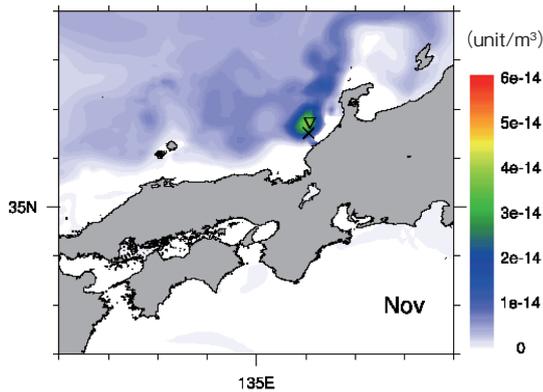
については、IAEA の定めた「放射性物質安全輸送規則」に安全基準が策定されている。同規則には、輸送容器の技術基準、品質保証計画などが規定され、放射性物質輸送を行っている世界各国は、この規則を国内法制化することにより、放射性物質の国際輸送の安全を確保してきている。

MOX 新燃料、高レベル放射性廃棄物、使用済燃料などの放射性物質を対象とした輸送規則の特別要件において、200m の耐圧試験が課されているが、海洋中への漏えいを認めないものではない。輸送規則の Advisory Materials において、「海没した輸送物を回収しなかった場合でも、影響は無視できる程度。可能な限り影響を小さくするために、 $10^5 A_2$ 注1) 値以上の B 型輸送物に対しては、200m 浸漬試験（1 時間）を課するべきである。200m 以浅からの回収は可能であり、望ましい。溶存の放射性物質は漏えいするが、固体の放射性物質は容器内に保持される。この状況は回収の際に有利である。回収が完了するであろう 1 年間は、上記の状態が維持される。」との記述がある。つまり、輸送規則においては、海没した輸送物からの漏えいがあったとしてもその影響は小さいとされている。しかし、どの程度の影響であるかを評価する必要がある。

1977 年に米国バッチル研究所、1978 年に当研究所¹⁾において、海没時の影響評価研究が実施された。これらの影響評価においては、使用済燃料輸送物を対象に、内容核種の漏えい率を設定した上で、海洋中における拡散現象を解析的に評価することによって、海洋中の核種濃度を求め、その値から被ばく線量評価を実施している。その後、海没時の影響を輸送物ごとに評価する必要があるという観点により、主に当研究所において、1992 年に PuO_2 パウダー²⁾、1995 年に高レベル放射性廃棄物³⁾、1999 年に MOX 新燃料^{4,6)} に対する海没時の影響評価を実施してきた。これらの結果は、2000 年の IAEA TECDOC1231 にも取りまとめられている^{7,8)}。

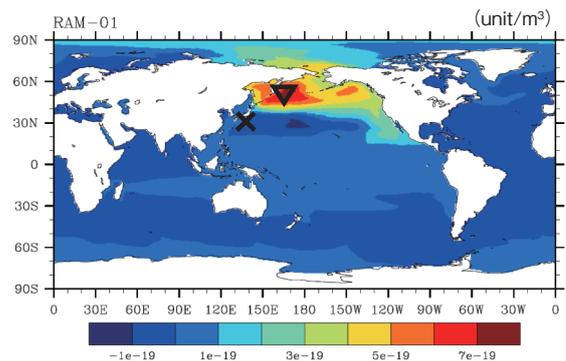
海没時の影響評価は、輸送物から海洋中への内容核種の放出率の評価、海洋中の核種濃度評価、海産物の摂取などを通じた公衆の被ばく線量評価から構成される。内容核種の放出率の評価方法と海洋中の核種濃度評価方法の違いにより、水深 200m 海域以下の大陸棚を対象とし

注 1) 輸送物に収納できる放射能を示す指標



×から1unit/年でトレーサを放出、▽は最大濃度の発生地点

図 10-3-1 沿岸域モデルの評価結果の一例



×から1unit/年でトレーサを放出、▽は最大濃度の発生地点

図 10-3-2 大洋域モデルの評価結果の一例

た空間スケール～1000km程度の沿岸域、および水深数千mの深海域を対象とした全球の空間スケールの大洋域のケースに分ける。

海洋拡散現象の予測には不確定要素が多いため、過去の評価においては、海洋中の放射性物質濃度の概略値を求めることが目的であった。近年、海洋拡散現象を評価するための海洋大循環モデルが、地球温暖化問題のための気候モデル研究と大型計算機の進展により、大幅に改良されてきた。

現状の輸送量においては、輸送船1隻あたりの積載量が小さいので、海没時の影響は、海洋拡散による希釈効果によって無視できるほど小さくなることが確認されている^{7,8)}。しかしそれに加え、濃度影響がどの海域にどの程度広がるかを予測できる海洋モデルによる評価は、安全性説明資料として有益である。

当研究所では、海洋大循環モデルを用いて、仮想海没時の海洋中の核種濃度評価手法を沿岸域および大洋域に対して開発してきた^{9,10)}。それらの結果により海没時の影響評価を行う¹¹⁾とともに、大気圏核実験などによる放射性降下物（フォールアウト）の海洋分布の再現計算にも用いた^{12,13)}。フォールアウトの再現計算においては、観測値との比較を行い、再現性の検証を行った。

その後、海洋大循環モデルの進展にあわせ、当研究所でも手法の改良を続けている。沿岸域を対象に、米国 Rutgers University を中心に開発された Regional Ocean Model System (ROMS) を用い、日本周辺海域を対象とした海洋流動評価手法を開発した（図 10-3-1）。これにより、これまで評価対象外であった太平洋沿岸海

域に対する評価が可能となった¹⁴⁾。また、当研究所では、大洋域に対し米国大気研究センター（National Center for Atmospheric Research, NCAR）を中心とした Community Climate System Model (CCSM) グループによって開発された Parallel Ocean Program (POP) モデルを用いた手法を開発した（図 10-3-2）¹⁵⁾。これにより、フォールアウトの再現計算によって検証している再現性が向上した¹⁶⁾。

最新の海洋学の知見に基づき、放射性物質輸送物の方が一海没時、どの程度の影響がどの海域に現れるかを予測できる解析手法を開発した。輸送量の増加に伴い、さらに必要となる PA 活動における安全性説明資料として用いられることが望ましい。

また、本研究で開発した海洋中の核種濃度評価手法の詳細版を、福島第一原子力発電所から漏洩した¹³⁷Csの海洋拡散シミュレーションに適用し、¹³⁷Csの海洋への直接漏洩量および海洋中の濃度分布を推定した^{17,18)}。

参考文献

10-1

- 1) Forest Products Labo.: Wood Handbook wood as an engineering material, U.S. Department of Agriculture, FPL-GTR-113, 2003
- 2) 白井孝治、南波宏介、三枝利有: 緩衝材用木材の圧潰特性評価-温度(80℃以下)とひずみ速度の影響-, 電力中央研究所研究報告 N08074, 2009年6月。

10-2

- 1) 加藤 治、三枝利有: 輸送キャスクの密封装置の耐熱限界性能の評価, 電力中央研究所研究報告 U97101, 1998年3月。

- 2) バルカーレビュー：原子力用非金属シールの環境劣化と寿命の予測、第44巻、第6号、2000年。

10-3

- 1) T. Nagakura, Y. Maki and N. Tanaka : Safety evaluation on transport of fuel at sea and test program on full scale cask in Japan, PATRAM'78, 1978.
- 2) Science and Technology Agency Japan (STA) : Study to develop the system of transportation of plutonium -The case study for dose assessment-, 1992, in Japanese.
- 3) N. Watabe, Y. Kohno, D. Tsumune, T. Saegusa and H. Ohnuma : An Environmental Impact Assessment for Sea Transport of High Level Radioactive Waste, International Journal of Radioactive Materials Transport, 7, pp.117- 127, 1996.
- 4) 津旨大輔他：MOX新燃料の輸送時安全性評価－輸送物の仮想海没時被ばく線量評価－、電力中央研究所 研究報告 U98029、1999年7月。
- 5) D. Tsumune, T. Saegusa, H. Suzuki, K. Maruyama, C. Ito and N. Watabe : Estimated Radiation Dose From a MOX Fuel Shipping Package that is Hypothetically Submerged into Sea, International Journal of Radioactive Materials Transport, 11, pp.239-253, 2000.
- 6) D. Tsumune, T. Saegusa, H. Suzuki, K. Maruyama, C. Ito and N. Watabe : Study on Transport Safety of Fresh MOX Fuel -Radiation Dose from Package Hypothetically Submerged into Sea, CRIEPI Report, EU98003, 1999.
- 7) IAEA : Accident severity at Sea during transport of Radioactive Material, IAEA TECDOC 1231, p.180, 2000.
- 8) D. Tsumune, T. Saegusa, H. Suzuki, N. Watabe, H. Asano, K. Maruyama and Y. Kinehara : Dose Assessment for the Public due to Packages Shipping Radioactive Materials Hypothetically Sunk on a continental shelf, International Journal of Radioactive Materials Transport, 11, pp.317- 328, 2000.
- 9) 津旨大輔、丸山康樹、三枝利有、鈴木 浩：海洋大循環モデルを用いた海洋中核種濃度評価手法の開発、電力中央研究所研究報告 U99007、1999年9月。
- 10) 津旨大輔、丸山康樹：日本海における海洋中核種濃度評価手法の開発、電力中央研究所研究報告 U00040、p.26、2001年3月。
- 11) D.Tsumune, T. Saegusa and C. Ito : Assessment for radiological impact of irradiated nuclear fuel package sunk in marine environment, Packaging, Transport, Storage and Security of Radioactive Material, 18, pp.123-129, 2007.
- 12) D.Tsumune, M. Aoyama, and K. Hirose : Behavior of ^{137}Cs concentrations in the North Pacific in an ocean general circulation model, Journal of Geophysical Research, 108(C8), 3262, doi:10.1029/ 2002JC001434, 2003.
- 13) D.Tsumune, M. Aoyama, and K. Hirose, : Numerical simulation of ^{137}Cs and $^{238,240}\text{Pu}$ concentrations by an ocean general circulation model, Journal of Environmental Radioactivity, 300, pp.958-961, 2003.
- 14) 坪野考樹、津旨大輔、三角和弘、吉田義勝：地域海洋モデル ROMS を用いた物質拡散の計算法、電力中央研究所研究報告 V09040、2010年5月。
- 15) 津旨大輔、坪野考樹、三枝 利有：放射性物質輸送物の仮想海没時の影響評価、電力中央研究所研究報告 V09041、2010年5月。
- 16) Tsumune, D, M. Aoyama, K. Hirose, F. O. Bryan, K. Lindsay and G. Danabasoglu : Transport of ^{137}Cs to the Southern Hemisphere in an ocean general circulation model, Progress in Oceanography, 88, doi:10.1016/ j.pocean. 2010.12.010, 2011.
- 17) 津旨 大輔、坪野 考樹、青山 道夫、廣瀬 勝巳：福島第一原子力発電所から漏洩した ^{137}Cs の海洋拡散シミュレーション、電力中央研究所研究報告、V11002、2011年11月。
- 18) Tsumune, D., T. Tsubono, M. Aoyama and K. Hirose, 2011. Distribution of oceanic ^{137}Cs from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant simulated numerically by a regional ocean model, Journal of Environmental Radioactivity, 10. 1016/ j. jenvrad. 2011.10.007, 2012.

第IV部

ま と め

第11章

研究成果の反映と 今後の展望

11-1	研究成果の反映	140
11-1-1	低レベル放射性廃棄物処分	
11-1-2	高レベル放射性廃棄物処分	
11-1-3	使用済燃料等の輸送・貯蔵技術	
11-2	まとめと今後の展望	142

11-1 研究成果の反映

11-1-1 低レベル放射性廃棄物処分

第1章で述べたように、原子力発電所の運転に伴って発生する低レベルの放射性廃棄物の処分は、低レベル濃縮廃液をセメントなどにより固化した第1号の埋設施設が1992年より、また、定期検査などによって発生する金属類、塩ビなど、固体状廃棄物（いわゆる、雑固体廃棄物）を対象とした第2号の埋設施設が2000年より、操業を開始している。さらに現在、国などを中心として、上述した廃棄物よりも比較的放射能レベルが高い高 $\beta\gamma$ 廃棄物などを対象とした次期フェーズの低レベル放射性廃棄物に関して、50m以深（おおむね100m程度まで）のやや深い地中におけるトンネル方式による埋設処分施設（いわゆる、余裕深度処分）の検討がなされている。

当研究所では、埋設処分以前の海洋投棄処分が検討されていた頃から、低レベル放射性廃棄物処分技術の研究に長年取り組んできており、安全な処分技術として、前レビュー¹⁾でも示した内容に加えて、2章から5章までに紹介した研究を実施してきている。当研究所が技術開発面でかかわってきたバックエンド事業支援研究の特徴は、①事業の円滑な推進のための技術開発（事業化支援研究）、②学会標準・基準・指針の策定への研究成果の提供（学術貢献）などを通じての社会貢献であり、国内外の情勢を踏まえて先取的に研究を提案・実施してきた。

これらの特徴を踏まえて、当研究所が実施した研究成果の主な活用事例を以下に示す。

(1) 事業の円滑な推進のための技術開発

低レベル放射性廃棄物処分施設では、放射性廃棄物が封入された容器（ドラム缶など）を、セメント系材料およびベントナイト系材料を用いて建設された処分施設に収納し埋設する。このため、放射性廃棄物を封入した廃棄体（放射性廃棄物とそれを封入した容器および充填物の全体を示す）と処分施設を構成するセメント系材料お

よびベントナイト系材料には、処分される放射性核種の特性（半減期など）に応じた長期的な核種移行抑制機能（核種の生活圏への移行を極力遅延させる機能：低透水・低拡散性、収着性、低溶出性）が求められる。

廃棄体溶融処理技術に関して、第5章で示したプラズマ溶融技術を用いた低溶出性が期待できる廃棄体製造技術を開発・提案するとともに、溶融時の核種挙動などの廃棄体性能特性を明らかにした。これらの成果は、電気事業におけるプラズマ溶融による低レベル放射性雑固体廃棄物の固化処理の実用化や、その後の技術指針策定などに反映された²⁾。

また、放射性廃棄物処分施設を構成するセメント系材料およびベントナイト系材料に関して、期待される核種移行抑制機能のうち低拡散性、低透水性に影響を与える要因のメカニズムを解明し、その長期的な挙動と影響を評価するために、第3章および第4章で示したセメント系材料およびベントナイト系材料を対象とした各種耐久性試験および解析モデルの開発を行ってきた。

いずれの成果も、日本原燃および電気事業による低レベル放射性廃棄物処分施設の計画立案、設計、評価や技術報告書などへ反映され、処分事業の円滑な推進に貢献している。

(2) 学会標準などへの研究成果の反映

上述のような技術開発成果をもとに、余裕深度処分などの低レベル放射性廃棄物処分に関する原子力学会による学会標準（民間規格）の策定、土木学会による技術報告書の取りまとめ・公表、および国における安全審査指針の改定などに協力・貢献してきた。表11-1-1は、当研究所の研究成果が反映されている国の指針、学会における民間規格や技術報告書などの一覧である。

さらに、第3章における処分施設の検査技術、および第4章のリスク論的安全評価に関する検討などを進展させることにより、低レベル放射性廃棄物処分におけるより信頼性のあるシステムの構築をめざして研究を進めている。

表 11-1-1 電力中央研究所が作成・策定に貢献した国・学会の規格・技術報告書の一覧

当研究所が作成・策定に貢献した国・学会の民間基準・技術報告書等		時 期
原子力安全委員会	第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方	2010年8月
(社) 日本原子力学会	学会標準「余裕深度処分の安全評価手法」	2009年5月発行
	学会標準「余裕深度処分対象廃棄体の製作に関わる基本的要件」	2009年12月発行
	学会標準「トレンチ処分施設の施設検査方法」	2011年2月発行
	学会標準「低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る埋戻し方法及び施設の管理方法」	2009年度末
(社) 日本原子力学会	学会標準「収着分配係数の測定方法・浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順」	2002年10月
	学会標準「クリアランスの判断方法」	2005年7月
	学会標準「収着分配係数の測定方法・深地層処分のバリア材を対象とした測定方法の基本的手順」、および技術レポート	2006年8月
	学会標準「返還廃棄物の確認に関する基本的考え方」	2007年3月
(社) 土木学会	エネルギー委員会「低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分に関する研究小委員会活動中間報告会」中間報告書	2008年1月
	エネルギー委員会「余裕深度処分の安全評価における地下水シナリオに用いる核種移行評価パラメータ設定の考え方」	2008年6月公表
	エネルギー委員会「余裕深度処分における地下施設の設計及び品質管理、検査の考え方」	2009年7月公表

11-1-2 高レベル放射性廃棄物処分

原環機構では、高レベル放射性廃棄物地層処分の処分地選定を、最終処分法³⁾に基づき、次のような3つのステップで進めていくこととしている。

- ① 概要調査地区の選定
- ② 精密調査地区の選定
- ③ 最終処分施設建設地の選定

当研究所では、原環機構による最初の段階の概要調査地区選定（上記①）に向けての事業推進を支援するとともに、次の精密調査地区選定段階に備えての技術課題を中心に技術開発を進めてきている。これまでの研究成果の活用の主な事例を以下に述べる。

(1) 概要調査・精密調査に向けての基盤技術開発

我が国の高レベル放射性廃棄物地層処分に必要な基盤技術の開発（地層処分対象の TRU 廃棄物も対象を含む）は、JAEA による基礎基盤研究（科学的視点）と、経産省エネ庁による地層処分調査事業としての高度化・実用化研究（工学的視点）を二つの柱として進められている。当研究所は、第2章でも述べたように、JAEA との共同研究や経産省エネ庁委託研究（地層処分調査事業の一環）に積極的に参画し、コントロールボーリング掘削調査技術や地下水年代測定技術など、地質地下水に関わる当研究所独自の先進的な調査技術を開発してきている。また、経産省エネ庁主催の「地層処分基盤研究開発調整

会議」に協力研究機関として参画し、当研究所の研究成果などを踏まえて、我が国としての総合的な地層処分基盤技術開発の推進に貢献している⁴⁾。

(2) 概要調査における調査・評価技術の体系化

原環機構との共同研究として、当研究所横須賀地区において概要調査段階で必要となるボーリング調査技術の実証試験を行い、概要調査に必要なボーリング調査技術の適用性を確認し実施手順を構築した。また、当研究所を含めて国内における既往調査技術を調査・分析、取りまとめなど行った結果に基づき、本レビュー 2-5 で述べたように、概要調査における調査・評価の方法と手順を総合的に検討して体系化したフローを提示した。これは、原環機構による今後の概要調査の実施における活用が期待される。

(3) サイト選定に関わる地質環境

高レベル放射性廃棄物処分地選定の概要調査地区選定や精密調査地区選定に際しては、各段階における地質環境の長期安定性（隆起・侵食、海水準変動、火山など）に関する調査・評価を行うことになるが、その際の基本的な考え方を土木学会原子力土木委員会地下環境部会において取りまとめ、公表した（「概要調査地区選定時に考慮すべき地質環境に関する基本的考え方」（2001年8月）⁵⁾。「精密調査地区選定段階における地質環境調査と評価の基本的考え方」（2006年1月）⁶⁾の作成にあ

たっては、当研究所が中心的な役割を果たした。これらの成果は、原環機構により公表された「概要調査地区選定上の考慮事項」（2002）に反映されている⁷⁾。

また、その後の原環機構による報告書「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）」（2012）などにも当所研究成果が多数反映されている⁸⁾。

11-1-3 使用済燃料等の輸送・貯蔵技術

(1) 貯蔵

(a) キャスクの耐震性評価

実物大貯蔵容器などを用いた耐震試験結果に基づき、転倒評価指標と地震力に対する燃料集合体の応答評価手法を提案した。さらに、残余のリスクとして、地震時に万が一、建屋が倒壊し、重量物が金属キャスク上に落下し、衝撃荷重が負荷された場合の金属キャスクの密封性能などを評価した。

これらの成果は、使用済燃料貯蔵施設の安全審査対応において、地震時の金属キャスクや使用済燃料の健全性評価に活用されている。

(b) キャスクへの飛来物衝撃評価

金属キャスク貯蔵施設に大型航空機が墜落した場合のシビアアクシデントを想定して、キャスクの縮尺模型に高速飛来物を水平／垂直に衝突する試験・解析を行い、キャスク蓋部の密封性能が維持されることを確認した。本成果は、使用済燃料貯蔵施設に航空機が墜落する仮想的な事故時の健全性維持についてのPA資料として活用される。

(c) 貯蔵建屋への塩分流入対策

キャスク貯蔵建屋への流入塩分低減技術として、低圧損の塩分除去装置を開発した。

本成果は、沿岸域で空気の大気対流により換気を行う電力施設などの塩分対策にも活用される。

(d) 浅地下ボルト貯蔵施設の成立性評価

浅地下に使用済燃料をボルト貯蔵する場合の概念および許認可性を評価した。

本成果は、将来の次世代大容量貯蔵技術として、ボルト貯蔵方式が選択肢として活用されるよう、実用化をさらに促進する。

(e) 鋳鉄キャスクのASME規格化

使用済燃料の輸送・貯蔵兼用キャスクとして、経済的な鋳鉄キャスクの規格を、当所での試験・研究などをもとに、米国機械学会（ASME）規格として制定した。

本成果は、使用済燃料輸送・貯蔵容器の調達の実現を促すとともに、放射性廃棄物の余裕深度処分容器の設計・許認可に活用される。

(2) 輸送

(a) 使用済燃料輸送キャスクの密封性能に及ぼす地震の影響評価

新潟県中越沖地震による使用済燃料輸送キャスクの密封性能への影響はなかったことを、蓋部の部分模型試験により明らかにした。

本成果は、原子力発電所構内のキャスク輸送の安全性確保の根拠として活用された。

(b) MOX新燃料輸送物ガasketの耐熱性能評価

MOX新燃料輸送物の密封性能の支配因子となるシール材について、加熱による加速試験を行い、密封性能が5年以上維持される見通しを得た。

本成果は、MOX新燃料輸送物の定期点検間隔を5年に延長するための技術的根拠として活用される。

(c) 海没時の環境影響評価

最新の海洋循環モデルを用いて、放射性物質輸送物の仮想海没時の影響評価手法を構築・検証した。

本成果は、軽水炉によるプルサーマル用新燃料輸送の安全性説明資料として準備された。

11-2 まとめと今後の展望

当研究所は、低レベルおよび高レベルの放射性廃棄物の処分ならびに使用済燃料などの輸送・貯蔵に関する、我が国におけるいわゆるバックエンド事業の推進を支援するために、30年以上にわたり技術開発に取り組んできている。本レビューでは、最近の約12年間におけるバックエンド事業を取り巻く国内状況を総括するとともに、当研究所が注力してきた主な研究成果を取りまとめた。

低レベル放射性廃棄物の処分に関しては、すでに青森県六ヶ所村において、日本原燃による浅地中のピット処分が約20年にわたり順調に操業を続けており、近年は

放射能レベルがやや高い低レベル放射性廃棄物を対象とした余裕深度処分の実現に向けて、電気事業などによる技術的検討とともに、国や学会による指針・民間規格の整備が進展してきた。このような中で、安全審査指針の改定などもあり、より長期の処分施設の安全性を評価する必要性が出てきたことから、処分施設の長期のバリア性能を考慮した調査・設計・評価・管理技術の信頼性向上が重要となってきた。このため当研究所では、地質地下水などの天然バリア調査評価技術ならびに処分施設の設計や人工バリア材料（セメント系、ベントナイト系）の長期性能評価のためのデータ蓄積や、リスク論的評価手法の高度化・確立などを図ってきた。また、それらの成果をもとに、学会における民間規格や国による安全審査指針の改定などにも反映させてきた。さらに、アークプラズマによる溶融処理技術を開発し、低レベル放射性雑固体廃棄物の一括減容処理や除染技術として適用できることを明らかにした。今後とも、低レベルの各種放射性廃棄物の処分事業を安全かつ合理的に実施していくために、より信頼性ある技術の確立を目指していく。

一方、高レベル放射性廃棄物および TRU 廃棄物の地層処分に関しては、サイト選定の第一ステップである概要調査地区選定のための調査区域への自治体からの応募が待たれる状況にあるが、概要調査段階やその次の精密調査段階に備えての地質・地下水環境などの調査・評価技術の開発・高度化と、総合的調査・評価のための技術の体系化と手順の構築などが、国や原環機構において着々と進められている。当研究所は、国や原環機構による上記の技術開発・体系化などにおいて、コントロールボーリング調査技術や地下水年代測定手法など先端的な地質・地下水環境の調査・評価技術や、隆起・侵食、活断層、火山などの地質環境長期安定性に関わる調査技術の確立とデータ蓄積を図るなど、高レベル放射性廃棄物地層処分の事業化準備に反映させてきた。今後も、上述のような観点から、長期にわたる事業化推進を支援していくための技術開発を進めていく。

使用済燃料などの貯蔵技術に関しては、金属キャスクやコンクリートキャスクによる乾式の間蔵貯蔵技術の確立のために、落下衝撃、密封性、除熱性能、耐震性などの研究を推進してきた。これらの研究成果の多くは、我が国および米国の学会標準、IAEA 国際基準、さらには国の基準・指針などに取り入れられてきており、また近

年、青森県むつ市において RFS により建設が進められている金属キャスク方式使用済燃料中間貯蔵施設の許認可申請にも反映されている。さらに、より合理的な貯蔵技術として、コンクリートキャスク、浅地下ボルト、あるいは地下トンネルの方式による貯蔵技術の実用化に向けた研究も進展させてきており、今後もそれらの実用化を目指した研究を進めていく。

一方、東京電力（株）福島第一原子力発電所で発生した破損燃料等の取り出し・輸送・貯蔵に関して、これまでの知見を役立てることができれば幸いと考える。

使用済燃料などの輸送に関しては、ブルサーマルの進展により MOX 燃料の輸送が始まっており、また英国からの返還ガラス固化体の輸送も始まっている。今後は、使用済燃料や各種の放射性廃棄物の増大も予想されるなど、放射性物質の大量輸送に備える必要が生じている。当研究所は、輸送規則を念頭に、上記の新たな原子燃料や放射性廃棄物の輸送用容器の耐久性および落下衝撃などに関わる試験、評価を行い、それらの円滑かつ安全な輸送を支援していく。

以上のように、今後もより一層、低レベルおよび高レベルの放射性廃棄物処分全般、さらには使用済燃料などの輸送・貯蔵の分野を含むバックエンド全体の技術蓄積を有する当研究所の特色を生かして、国内外の機関とも密に連携しつつ、我が国のバックエンド事業の推進を技術面から支援していく。

また、これまでに蓄積されてきた放射性廃棄物の処理・処分や使用済燃料等の輸送・貯蔵に関する技術は、今後における大きな課題である福島第一原発の廃止措置や事故由来放射性物質による汚染廃棄物対策の進展に向けて、その有効活用が各方面から期待されている⁹⁾。

当研究所としても、電気事業の中核的な共同研究機関として、これらに積極的に貢献していく。

参考文献

11-1

- 1) 電力中央研究所：原子燃料サイクルバックエンドの確立に向けて、電中研レビュー、No.40、2000年11月。
- 2) 電力中央研究所：アークプラズマとその応用技術－廃棄物処理と材料創製への適用－、電中研レビュー、No.54、2010年12月。
- 3) 特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律、平成12年法律第117号、2000年、2007年3月改正。

- 4) 経済産業省資源エネルギー庁、日本原子力研究開発機構：地層処分計画を支える技術基盤の継続的な強化－国の地層処分基盤研究開発の成果と今後の展開、地層処分基盤研究開発調整会議報告会、2007年3月。
- 5) 土木学会 原子力土木委員会 地下環境部会：概要調査地区選定時に考慮すべき地質環境に関する基本的考え方、2001年8月。
- 6) 土木学会 原子力土木委員会 地下環境部会：精密調査地区選定段階における地質環境調査と評価の基本的考え方、2006年1月。
- 7) 原子力発電環境整備機構：概要調査地区選定上の考慮事項、2002年。
- 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、2012年9月
- 9) 土木学会 東日本大震災2周年シンポジウム 個別テーマセッション8：原発事故由来の放射性物質汚染廃棄物等の対策に貢献する土木技術、2013年1月

おわりに

地球工学研究所長 金谷 守



近年、温室効果ガスに起因する地球温暖化の問題や、地震、火山、津波、風雪害などの自然災害の問題が、人間生活に直接的な影響を及ぼす重要な課題として顕在化してきている。とりわけ2011年3月の東日本大地震と引続いて起った大津波は

未曾有のものであり、それに起因する東京電力福島第一原子力発電所事故は我が国に甚大な被害をもたらし、その復旧と復興には長い年月と国一丸となつての取り組みが必要である。電力中央研究所の中でも、地球工学研究所と環境科学研究所の2研究所からなる我孫子地区においては、主として今日的にもますます重要性が増している“防災”と“環境”という観点から、自然環境との共生を図りつつ電力施設の建設・保全を行い、電力の安定供給を確保していくための諸課題の解決や新技術の開発に取り組んでいる。中でも重点的に取り組んでいる課題の一つがバックエンド対策である。福島第一原発事故後において原子力発電の是非がいろいろ議論されてきているが、いずれにしても放射性廃棄物処分対策の確立は必要である。

これまでに、日本原燃(株)による青森県六ヶ所村の低レベル放射性廃棄物埋設センターでは、約20年にわたり安定した操業が続けられており、今後の新たな埋設施設として、やや放射能レベルの高い低レベル放射性廃棄物を対象とした余裕深度処分などが検討されている。

高レベル放射性廃棄物に関しては、2000年に最終処分法が制定され、同法律に基づいて設立された原子力発電環境整備機構がサイト選定のプロセスを進めているが、大きな進展はまだ見られていない。地層処分基盤技術の開発については、(独)日本原子力研究開発機構を中核に、当研究所や国内主要研究機関などにより、経済産業省資源エネルギー庁主導のもとに進められ

ている。海外に目を転じると、フィンランドやスウェーデンでは処分サイトが決定され、2020年代前半の処分開始に向けて着々と準備が進められている。

一方、社会経済情勢が大きく変化している昨今にあって、再処理施設の受け入れなどにも柔軟に対応できるように、使用済燃料の中間貯蔵の重要性が増してきている。これについては、むつ市において、リサイクル燃料貯蔵(株)(RFS)による我が国で初めての敷地外中間貯蔵施設の建設が進められており、2013年には操業開始の予定である。

地球工学研究所では、上述のような使用済燃料等の輸送・貯蔵や低レベルから高レベルに至る放射性廃棄物処分に対する技術的な検討を、当研究所に附置しているバックエンド研究センターを中心に、国内外の関連機関と協力しつつ、鋭意推進している。

バックエンド事業は、国際的な視野でかつ長期的に取り組んでいく必要のある技術分野であり、当研究所は関係機関と連携し、今後ともバックエンドの確立のための技術開発を着実に進めていく所存である。

本レビューは、最近の約12年間における当研究所のバックエンド研究の歩みを取りまとめたものである。これまで水力発電や原子力発電など、各種電力施設の立地調査、設計・建設・操業および安全評価などの幅広い専門分野において蓄積してきた技術力を背景に、使用済燃料等の輸送・貯蔵や放射性廃棄物処分という原子力発電の安定な運転や福島第一原発事故にともなう放射性物質による汚染廃棄物対策の確立にも寄与しており、これらに不可欠な課題に、総合力を発揮して取り組んできた成果が盛り込まれている。本レビューが、今後のバックエンド対策技術の確立に向けて有用な基礎資料となれば幸いである。

最後に、関係各位の益々のご指導とご協力をお願いする次第である。

執筆分担

巻頭言：東海大学工学部原子力工学科 教授 大江 俊昭

はじめに：常務理事 横山 速一

1章：河西 基

2章：木方 建造、大山 隆弘、田中 靖治、
幡谷 竜太、近藤 浩文、長谷川琢磨、
濱田 崇臣、鈴木 浩一、上田 圭一、
中田 英二、長岡 亨

3章：田中 幸久、新 孝一、廣永 道彦、
岡田 哲実、澤田 昌孝

4章：塚本 政樹、藤田 智成、杉山 大輔、
千田 太詩

5章：天川 正士、足立 和郎、池田 弘一、
藤原 和俊、古川 静枝、佐々木道也

6章：白井 孝治、竹田 浩文、亘 真澄、
古賀 智成

7章：白井 孝治、竹田 浩文、亘 真澄、
谷 純一

8章：新 孝一、古賀 智成

9章：笹原 昭博

10章：伊藤 千浩、白井 孝治、津旨 大輔

11章：三枝 利有、木方 建造、廣永 道彦
河西 基

おわりに：地球工学研究所長 金谷 守



河西 基 (1979年入所)

地球工学研究所 バックエンド研究センター センター長 理事待遇

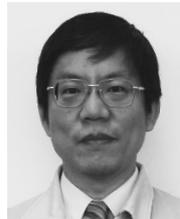
地下水と物質の移行に関する調査技術や解析手法の開発研究に従事する傍ら、20数年前には当時の西ドイツへECのガラス固化体核種浸出性共通試験プロジェクトに参画のため駐在した。その後、2年間ほど日本原燃産業（その後、日本原燃へ統合）へ出向し、初期の低レベル放射性廃棄物処分の事業許可申請にも直接関与した。現在は、放射性廃棄物処分問題を中心にバックエンド対策に係る当研究所の統括的な推進役を務めている。



木方 建造 (1976年入所)

電力中央研究所 研究アドバイザー

入所以来、電力構造物の立地・建設に関わる地質調査、高温岩体発電に関わる地化学調査に従事してきた。1995年から1996年にかけて、スウェーデン ASPO 地下研究所での国際共同研究に従事し、それ以降、放射性廃棄物処分関連研究に従事する。新しいボーリング掘削・調査技術の開発、高レベル放射性廃棄物処分に関わる研究とりまとめに携わっている。



大山 隆弘 (1984年入所)

地球工学研究所 上席研究員

入所以来、土質地質調査でダムや発電所の地盤調査に従事し、岩盤の風化特性の研究などを実施してきた。2002年にスイスのNAGRAに駐在し、モンテリ地下実験場での地層処分の国際共同研究に参加した。現在は、放射性廃棄物処分施設周辺の岩盤の地化学特性に係わる研究を進めている。



田中 靖治 (1987年入所)

地球工学研究所 上席研究員

入所以来、地下深部の岩盤の水理特性評価試験および地下水流動解析に従事してきた。最近では、主に原位置トレーサ試験を中心とした岩盤の溶質移行特性評価技術の開発や、スウェーデンのÄspö地下研究施設やフィンランドのOlkiluoto等で実施された原位置水理試験・溶質移行試験のモデリングに従事している。



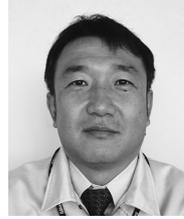
幡谷 竜太 (1990年入所)

地球工学研究所 上席研究員

原子力発電所ならびに水力発電所の建設に係わる地質調査、第四紀地形・地質、年代測定などの研究に主に取り組んできた。2001年より高レベル放射性廃棄物処分研究に軸足を移し、主として隆起・侵食の研究を担当している。平成21年7月より原子力発電環境整備機構に出向中。



近藤 浩文 (1991 年入所)
地球工学研究所 上席研究員
入所以来、高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る火成活動特性評価の研究に従事するとともに、2000 年 12 月から 2 年半にわたり原子力発電環境整備機構に出向し、概要調査地区選定上の考慮事項の策定に携わった。最近では、概要調査に向けた調査技術・評価手法の高度化・体系化および実証に取り組んでいる。



長岡 亨 (1995 年入所)
環境科学研究所 主任研究員
入所以来、主に放射性廃棄物処分における微生物影響研究に従事してきた。処分環境の酸化還元状態変化に及ぼす微生物影響に関する定量的な評価技術の開発を目指し、室内試験や原位置試験などに取り組んでいる。



長谷川 琢磨 (1994 年入所)
地球工学研究所 主任研究員
入所以来、地下水流動・物質移行解析、地下水年代測定などに従事し、それぞれの結果の整合性を図ることによる地下水流動評価の信頼性向上に取り組んできた。今後、新たな調査方法の開発を試みるとともに、各種調査結果の整合による地下水流動評価の信頼性向上を目指していく。



田中 幸久 (1980 年入所)
地球工学研究所 研究参事
入所から 2000 年頃まで砂や砂礫の耐震強度の評価や地震時液状化対策などの研究に従事し、2000 年頃より放射性廃棄物処分におけるベントナイト系材料の物性評価を中心とした、人工バリアに関する課題に従事してきた。ガス移行特性ならびに膨潤・透水特性の評価法、モデル化ならびに数値シミュレーション法などの研究を実施している。



濱田 崇臣 (1995 年入所)
地球工学研究所 主任研究員
入所以来、水力発電所・原子力発電所地点の計画および建設に係わる地質調査に携わってきた。また、最近では、高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る地質環境長期安定性評価の研究に従事している。



新 孝一 (1983 年入所)
地球工学研究所 上席研究員
入所以来、原子力・水力発電所地点の岩盤評価、地下発電所空洞の安定性評価に携わってきた。また、斜面安定性の評価における確率論手法、岩盤初期地圧の測定評価などに関する研究に取り組んできた。今後は、放射性廃棄物処分に関わる長期・大深度といった条件下での岩盤評価の研究に展開していく。



鈴木 浩一 (1984 年入所)
地球工学研究所 上席研究員
入所以来、電気・電磁波・弾性波などを使って地質構造を可視化する物理探査法の研究・開発に従事してきた。特に、物理探査法により得られた解析断面より、岩石物理学に基づき地盤の透水性や力学強度の分布を評価することを目指している。最近では、放射性廃棄物処分場を想定した硬質岩盤中の透水性割れ目の連続性を調査する物理探査法に関する研究に着手している。



廣永 道彦 (1983 年入所)
地球工学研究所 上席研究員
入所以来、一貫して放射性廃棄物処分におけるコンクリートの耐久性研究に従事してきた。現在は、低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分施設のセメント系材料の長期耐久性、およびガス透気特性に関する研究に従事するとともに、低レベル放射性廃棄物処分に関わる研究とりまとめに携わっている。



上田 圭一 (1988 年入所)
地球工学研究所 上席研究員
入所以来、震源断層評価のための活断層評価手法の高精度化や、断層変位に伴う地盤の変形評価手法の確立を目指し、国内外の活断層調査ならびに断層模型実験を実施している。また、原子力発電所地点の基礎岩盤および周辺地域の地質調査に携わっている。



岡田 哲実 (1994 年入所)
地球工学研究所 上席研究員
入所以来、原子力発電所の基礎岩盤の力学特性に関する調査・試験方法の研究を行ってきた。現在は、高レベル放射性廃棄物処分施設のニアフィールドの挙動評価のため、岩盤の高温下の長期クリープ特性に関する研究を進めている。今後は、ニアフィールドを対象とした模型実験に関する研究を行っていく。



中田 英二 (1993 年入所)
地球工学研究所 主任研究員
入所以来、地下水-岩石相互反応に係わる研究に従事してきた。これらの調査技術を水力、原子力等の調査に役立てるほか、現在は、海底下炭鉱、モンテリ、幌延、台湾等において、地下水との反応により坑道周辺で起こる現象の把握を行っている。



澤田 昌孝 (2000 年入所)
地球工学研究所 主任研究員
入所以来、水力発電所の岩盤構造物の変形・安定性評価に従事してきた。現在は、高レベル放射性廃棄物処分に係る研究では、ニアフィールドを対象とした熱・水・応力・化学連成解析コードの開発に取り組んでいる。



塚本 政樹 (1982 年入所)
 原子力技術研究所 研究参事
 放射性廃棄物地層処分時の核種移行挙動予測手法や処分システム安全性研究に従事し、ガラスの浸出性評価に関する3国共同研究(JSSプロジェクト)ではスウェーデンに滞在した。第一次および第二次 TRU レポート取りまとめ共同作業に参加し、2008 年から1年間、原子力発電環境整備機構に出向し、TRU 廃棄物地層処分事業の立ち上げに参加した。



池田 弘一 (1991 年入所)
 電力技術研究所 主任研究員
 電力機器における大電流アーク現象や、廃棄物の溶融無害化再資源化等のアークプラズマの応用技術に関する研究に従事してきた。最近、故障電流対策やアークプラズマを用いた放射性廃棄物の溶融処理の研究に取り組んでいる。



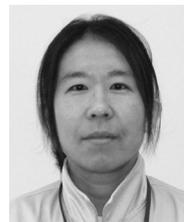
藤田 智成 (1991 年入所)
 原子力技術研究所 上席研究員
 入所以来、収着やコロイド特性など界面現象を基礎に処分の安全評価研究に従事してきた。近年は、固化体の性能評価なども行っている。



藤原 和俊 (1994 年入所)
 材料科学研究所 主任研究員
 軽水炉水化学管理の高度化に向け、構造材料の腐食抑制、腐食生成物の除去および蓄積低減に関する研究に従事している。ここ数年間は、流れ加速型腐食に及ぼす水化学因子の影響に関する研究にも取り組んでいる。



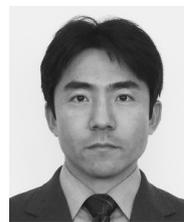
杉山 大輔 (1994 年入所)
 原子力技術研究所 上席研究員
 放射性廃棄物処分の性能評価研究に従事してきた。主に、セメント系材料の化学的バリア性能について、実験・解析の両面から検討してきた。現在は、長期安全評価の不確実性の取り扱いに関する研究に重点を移し、リスク論的安全評価手法の構築等を進めている。



古川 静枝 (1996 年入所)
 電力技術研究所 主任研究員
 アークプラズマを用いた放射性廃棄物の乾式除染技術や、溶融処理等の研究に従事している。



千田 太詩 (2004 年入所)
 原子力技術研究所 主任研究員
 入所以来、放射性廃棄物処分におけるセメント系材料の核種移行遅延効果に関する研究に従事してきた。主に、セメント系材料内の核種の拡散および収着について実験による評価を行っている。



佐々木道也 (2002 年入所)
 原子力技術研究所 主任研究員
 微量な放射線測定技術であるクリアランス測定技術の開発と実用化に従事している。近年は、放射性物質の輸送基準確認のための大型の低レベル放射性廃棄物の放射能評価研究にも取り組んでいる。



天川 正士 (1984 年入所)
 電力技術研究所 上席研究員
 放射性廃棄物の溶融処理等のアークプラズマ応用技術の開発、大電流アーク現象に関する研究に従事してきた。他に、アークプラズマの輸送特性や陽極現象のモデリングなどに携わってきた。



白井 孝治 (1987 年入所)
 地球工学研究所 副研究参事
 専門は衝撃工学。入所以来、放射性物質輸送容器の落下衝撃に対する健全性評価、天然 UF6 輸送容器耐火・破裂評価、航空機等の飛来物に対する鉄筋コンクリート構造物の耐衝撃性評価研究等にも従事してきた。一方、使用済燃料貯蔵技術については、航空機エンジン等の飛来物に対する金属キャスクの落下衝撃や耐震性評価に従事し、ここ数年間、コンクリートキャスク貯蔵方式の実用化研究や大容量・長期貯蔵に向けた研究に取り組んでいる。



足立 和郎 (1986 年入所)
 電力技術研究所 上席研究員
 アークプラズマを用いた放射性廃棄物の溶融処理に関する研究に従事してきた。特に、溶融固化体の強度や均質性を解明してきた。また、高融点金属の効率的な溶融法、溶融処理時のアークプラズマの安定性、プラズマを用いた表面除染技術の検討に携わってきた。



竹田 浩文 (1988 年入所)
地球工学研究所 上席研究員
使用済燃料貯蔵施設およびキャスクを対象とした熱流動現象に関する研究、特に、試験による現象解明および評価を行っている。また、応力腐食割れ (SCC) 防止のための環境対策に関する研究に従事している。



菅原 昭博 (1987 年入所)
原子力技術研究所 上席研究員
入所当初は、金属燃料 FBR を用いたマイナーアクチニドの燃焼解析や軽水炉の燃焼管理解析などを行った。現在、使用済燃料の高次アクチニド核種や核分裂生成核種の実測値に基づく生成量の計算精度評価、軽水炉 MOX 燃料の核分裂生成ガス放出挙動評価および乾式貯蔵中の使用済燃料の健全性評価を実施している。今後は、実地的な臨界管理手法の研究に取り組む。



亘 真澄 (1989 年入所)
地球工学研究所 上席研究員
入所以来、放射性物質の輸送・貯蔵の安全性に関わる研究に従事してきた。特に、天然六フッ化ウラン輸送容器や使用済燃料貯蔵容器について、実規模での実験や解析評価を行い、耐火・伝熱特性を明らかにした。現在は、中間貯蔵施設の安全性の確保・向上を図るため、研究に取り組んでいる。



伊藤 千浩 (1982 年入所)
地球工学研究所 上席研究員
放射性物質輸送容器の落下衝撃に対する健全性評価、航空機等の飛来物に対する鉄筋コンクリートの耐衝撃性評価研究などに従事してきた。最近では、低レベル放射性廃棄物処分用容器の構造評価などにも携わっている。



古賀 智成 (1988 年入所)
地球工学研究所 特別嘱託
原子力の熱流動研究に従事してきた。特に、新型炉の自然循環冷却運転に対して、試験ならびに解析を担当した。関連技術ということで、使用済燃料の乾式貯蔵における自然循環冷却の研究にも参画し、基礎的な課題から実用化の評価に至る研究を担当してきた。



津旨 大輔 (1993 年入所)
環境科学研究所 上席研究員
海洋中の物質循環の解明を一貫したテーマとしている。2002 年から 2 年間、米国大気研究センター (NCAR) に滞在し、海洋大循環モデルを用いた研究を実施した。放射性物質輸送物の海没時の影響評価研究に加え、海洋炭素循環解明を通じて地球温暖化問題にも取り組んでいる。



谷 純一 (1991 年入所)
材料技術研究所 上席研究員
軽水炉構造材料の応力腐食割れ (SCC) と、中間貯蔵用ステンレス鋼キャニスタの SCC の研究に従事している。種々の SCC 試験による SCC 発生および進展の評価の他に、材料の電気化学的特性に基づく腐食機構の検討を進めている。



三枝 利有 (1983 年入所)
地球工学研究所 首席研究員
専門は材料科学・工学。入所以来、使用済燃料等の輸送・貯蔵研究に従事してきた。これまで、金属キャスク貯蔵及びコンクリートキャスク貯蔵方式の実用化研究を実施し、とりまとめた。今後は大容量・長期貯蔵に向けた研究などを目指す。

編集後記

電中研レビュー第 55 号「原子燃料サイクルバックエンド技術の信頼性向上に向けて」をお届けいたします。

本号では、「巻頭言」を東海大学教授 大江俊昭様にお願いいたしました。ご多忙中にもかかわらずご快諾いただき、かつ東日本大震災を挟み長丁場でご執筆いただき、心よりお礼を申し上げます。

本分野の電中研レビューは 2000 年に第 40 号として発刊されており、その後 10 年を振り返る号として 2011 年 3 月に本レビューを発刊する予定でしたが、発刊直前の 3 月 11 日に未曾有の東日本大震災にともなう東京電力福島第一原子力発電所事故が発生したことを受け、いったん中断としました。しかしながら、2 年余りの年月を経て、本来的な事故収束には今後長期の取り組みが必要ではあるものの、安定化がなされ、今後の原子力発電の方向性を冷静に議論する必要性も指摘される昨今です。そこで、使用済燃料等の輸送・貯蔵や放射性廃棄物の処理・処分の最近 12 年程度の技術的進歩を改めて振り返ることにより、少しでもバックエンド技術への信頼性向上に寄与するとともに、原発事故由来の放射性廃棄物や汚染廃棄物の処理・処分等へも様々に貢献することができれば幸いと考え、ここに本レビューを発刊することと致しました。

本レビューが、電力会社をはじめ関係諸機関の方々に少しでもお役に立てば幸いです。

また、本冊子についてのご意見等をお待ちしております。

表紙絵：中央部は、スイスのグリムゼル地下実験場（1 章）の花崗岩中の円形トンネルの写真と、遠心載荷実験装置（3 章）の CG との合成です。周辺部は、堆積岩の薄片の顕微鏡写真です。これら 3 種類の映像の合成絵としました。



発行：一般財団法人 電力中央研究所 広報グループ

〒100-8126 東京都千代田区大手町1-6-1 (大手町ビル7階)

TEL: 03-3201-6601 FAX: 03-3287-2863

<http://criepi.denken.or.jp/>

2013年5月発行