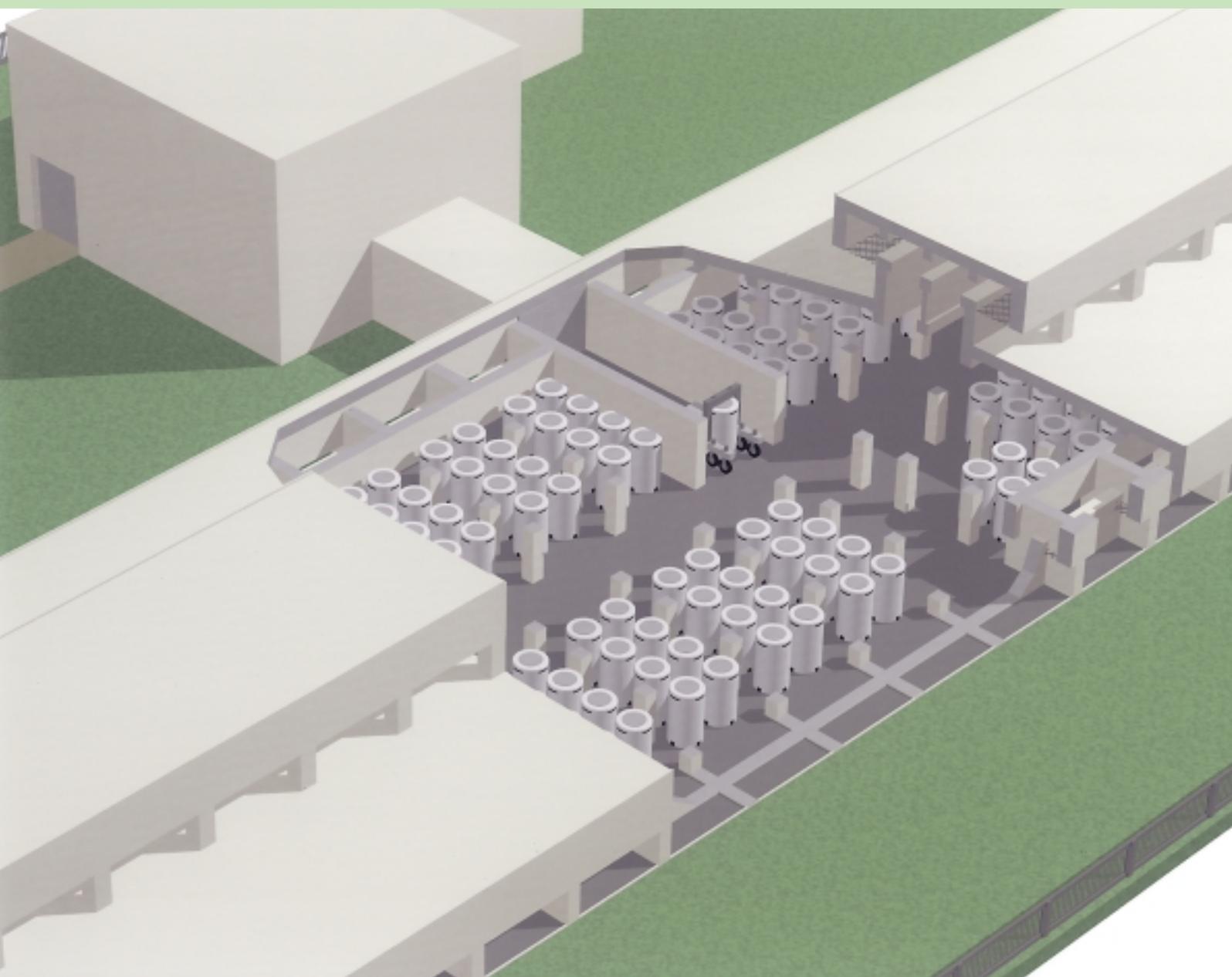


# DENCHUKEN REVIEW

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 2000.11



財団法人 電力中央研究所

電中研レビュー第40号 目次  
原子燃料サイクルバックエンドの確立に向けて  
編集担当 我孫子研究所 リサイクル燃料  
貯蔵技術課題推進担当 三枝 利有

巻頭言	関西電力(株) 常務取締役 岸田 哲二	2
電中研「原子燃料サイクルバックエンド研究」のあゆみ		4
はじめに	専務理事 鮫島 薫	6
第Ⅰ部 原子燃料サイクルバックエンド研究の全貌		
第1章 原子燃料サイクルバックエンド研究への取り組みについて		7
1-1 原子燃料サイクルバックエンドをめぐるわが国の動向		9
1-2 電中研における研究の概要		11
第Ⅱ部 放射性廃棄物処理・処分技術		
第2章 高レベル放射性廃棄物処分		17
2-1 事業化に向けての技術開発		19
2-2 地質環境の長期安定性評価 - 処分候補地選定のための研究 -		23
2-3 地質・地下水環境特性の調査・評価 - 処分予定地選定のための研究 -		25
2-4 ベントナイト系緩衝材・埋戻し材の膨潤・透水特性 - 処分施設の設計・建設のための研究 -		28
2-5 人工バリアの性能評価手法 - 処分の安全評価のための研究 -		33
2-6 天然バリアの性能評価手法 - 処分の安全評価のための研究 -		36
第3章 TRU廃棄物処分		41
3-1 TRU廃棄物処分の特徴		43
3-2 人工バリア(セメント)の特性評価		44
3-3 セメント系材料と処分環境との相互作用		47
第4章 低レベル放射性廃棄物処分		49
4-1 コンクリートの長期劣化		51
4-2 地下水流動の調査・評価		52
4-3 総合安全評価手法		54
第5章 解体廃棄物処理・処分・再利用		57
5-1 解体工事の環境影響評価手法		59
5-2 再利用技術		60

第6章	処分技術に関する基礎的研究および将来技術	63
6-1	溶存ガスを活用した地下水調査手法の開発	65
6-2	低アルカリ性セメントの開発	67
6-3	低レベル放射性雑固体廃棄物のアークプラズマ溶融処理技術	68
第Ⅲ部	使用済燃料等の輸送・貯蔵技術	
第7章	原子燃料等の輸送	71
7-1	使用済燃料輸送物の規則適合性実証試験	73
7-2	高レベル廃棄物輸送物の規則適合性実証試験	75
7-3	六フッ化ウラン輸送物の火災時安全性試験	76
7-4	海上輸送における仮想海没時の環境影響評価	78
第8章	使用済燃料貯蔵	81
8-1	貯蔵の需要	83
8-2	貯蔵の経済性	84
8-3	金属カスク貯蔵技術確証試験 - 通常時健全性 -	87
8-4	金属カスク貯蔵技術確証試験 - 異常時健全性 -	89
8-5	高燃焼度・MOX使用済燃料貯蔵技術	90
第9章	輸送・貯蔵技術に関する基礎的研究および将来技術	93
9-1	金属材料構造物の腐食寿命評価技術	95
9-2	輸送の確率論的安全評価	96
9-3	廃熱・放射線等利用技術	97
9-4	劣化ウランコンクリート技術	99
9-5	輸送・貯蔵兼用カスクの実用化	100
9-6	コンクリートモジュール貯蔵技術確証試験	100
第Ⅳ部	海外との協力	
第10章	研究交流	103
10-1	スウェーデンSKB	105
10-2	英国AEAテクノロジーおよびスイスPSI	109
10-3	米国サンディア国立研究所	109
おわりに	===== 理事 我孫子研究所長 加藤 正進	111
引用文献・資料等		112

# 巻頭言

---



わが国では、情報技術の飛躍的進歩を背景に経済社会のグローバル化が進行し、電気事業の一部自由化も始まった。このような状況のもと、わが国の原子力発電は、総発電量の3分の1以上を供給し、エネルギー自給率の向上およびエネルギーの安定供給に貢献するとともに、エネルギー生産当たりの二酸化炭素排出量の低減に大きく寄与している。また、原子燃料サイクル技術の確立は、原子力発電の燃料供給安定性をさらに向上させるとともに、原子力が長期にわたってエネルギー供給を行うことを可能にするものである。

このような原子燃料サイクルに関する研究開発を先駆的に実施していくことは、資源の乏しいわが国が国際社会において生き続けるために将来の糧を創り出すことに繋がるものである。このうちで、特に重要な課題とされるのが原子燃料バックエンド対策である。近年、この原子燃料バックエンドに対して国、電気事業者等による取り組みが強化され、ここ数年で確かな進展があった。

昨年、原子炉等規制法の改正が行われ、使用済燃料中間貯蔵の規定が追加された。使用済燃料の中間貯蔵は、原子燃料サイクル全体の運営に柔軟性を付与する手段として重要であり、2010年までに操業を開始するべく準備を進めているところである。

また、高レベル放射性廃棄物処分については、今年、処分実施主体である原子力発電環境整備機構が発足した。今後、処分地選定、処分場建設等の処分実施に向けた歩みを着実に進めていくことが重要である。

---

TRU廃棄物処分についても、処分概念検討書がまとめられたので、今後は、処分の実施体制および安全規制の整備を行っていくことになる。

また、既に事業化している低レベル放射性廃棄物処分については、六ヶ所村にある低レベル放射性廃棄物埋設センターで、これまでの1号埋設に加えて、今秋2号埋設への充てん固化体の埋設が開始されるなど、バックエンド確立に向けて着実な成果が得られたといえる。

さらに今年10月には、六ヶ所村の再処理工場において、使用済燃料受入れ貯蔵施設に係わる安全協定が、青森県、六ヶ所村および事業者の間で締結された。関係者の皆さまのご尽力に感謝申し上げるとともに、2005年の運転開始に向け、順調に工事が進むことを願っている。

このような電気事業の原子燃料サイクルバックエンド対策の取り組みを支援するため、(財)電力中央研究所は、これまで、多数の研究者を結集し、電気事業との密接な連携の下、プロジェクト研究を推進してこられた。本レビューにはその研究成果の概要が紹介されている。本研究に携われた方々の労をねぎらいたい。今後も、バックエンド対策は電気事業にとっての最重点課題の一つであり、(財)電力中央研究所のさらなる貢献・支援研究を期待している。

関西電力㈱ 常務取締役

岸 田 哲 二

## 電中研「原子燃料サイクルバックエンド研究」の歩み（昭和30年～平成12年）

西暦（昭和、平成）	当研究所の状況	内外の状況
1955 （S30）	・原子力発電に関する調査研究開始	・第1回原子力平和利用国際会議（ジュネーブ会議）
1956 （31）		・原子力委員会発足
1957 （32）		・初の原子力白書発行
1966 （41）		・原電、東海発電所で初の営業運転開始
1967 （42）	・低レベル放射性廃棄物の固形処理研究の開始	
1970 （45）	・廃棄物海洋処分と減容の研究を開始	
1975 （50）	・放射性廃棄物固化体の基準化の研究を開始	
1976 （51）	・使用済燃料海上輸送安全評価の研究を開始	
1977 （52）	・使用済燃料輸送容器信頼性実証試験開始（～H6）	
1978 （53）	・原子燃料物質の陸上輸送安全評価の研究を開始	・原子力安全委員会発足
1979 （54）	・大型輸送容器特別研究室を設置	・日本原燃サービス（株）発足 ・初の原子力安全白書発表
1980 （55）	・再処理返還廃棄物の輸送・貯蔵研究を開始	
1982 （57）	・日米共同で使用済燃料貯蔵の研究を開始（～57）	
1984 （59）	・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 （60）	・JSS（日本、スイス、スウェーデン）プロジェクト研究（ガラス固化体核種浸出性検討）	・日本原燃産業（株）発足 ・IAEA輸送規則が改訂
1986 （61）	・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	
1987 （62）	・高レベル放射性廃棄物地層処分の研究を開始	・科学技術庁、「地層処分研究開発5ヶ年計画」発表 ・原研JPDRの解体作業着手 ・原子力委員会、「放射性廃棄物対策専門部会」設置
1988 （63）	・岩盤中核種移行実験装置の設置	
1989 （H元）	・再処理返還廃棄物輸送容器等安全性実証試験を開始（～H10）	・1985年版IAEA輸送規則国内取り入れ ・六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センターの着工
1990 （2）	・使用済燃料貯蔵技術確証試験を開始	
1991 （3）	・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	
1988 （63）	・100トン級実規模鋳鉄キャスクの落下試験を公開実施	
1989 （H元）	・地下水中の環境同位体測定装置の設置	
1990 （2）	・我孫子研究所にバックエンド研究を統合推進する原燃サイクル部を組織	
1991 （3）	・地質環境の長期安定性評価の研究を開始	
1990 （2）	・ECラウンドロビンテスト開始	
1991 （3）	・スウェーデンスタズビク社と超ウラン元素（TRU）核種吸着・移行に関する共同研究開始	
1990 （2）	・天然六フッ化ウラン輸送容器安全性実証試験を開始（～H7）	
1991 （3）	・使用済燃料乾式貯蔵実用化試験を開始（～H9）	・原子力委員会、TRU廃棄物地中処分指針
1990 （2）	・発電所廃棄物第2期埋設処分の研究を開始（～H7）	
1991 （3）	・雑固体廃棄物処理へのプラズマ溶融処理の研究を開始（～H8）	
1991 （3）	・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（～H9）	
1991 （3）	・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	

西暦(昭和、平成)	当研究所の状況	内外の状況
1992 (4)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・日本原燃産業(株)と低レベル廃棄物埋設に関する研究協力協定の締結</li> <li>・岩石化学特性分析装置の設置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原燃2社合併、日本原燃(株)発足</li> <li>・六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センターの操業開始</li> </ul>
1993 (5)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・プルトニウム輸送容器等安全性実証試験を開始(～H11)</li> <li>・100kW級プラズマ溶融処理実験設備の設置</li> <li>・使用済燃料の構内キャスク貯蔵の総合報告書作成</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・プルトニウム輸送船「あかつき丸」が無事帰港</li> <li>・日本原燃(株)六ヶ所再処理施設の着工</li> <li>・高レベル廃棄物処分事業推進準備会発足</li> </ul>
1994 (6)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高燃焼度使用済燃料輸送物の安全性実証試験を開始(～H11)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・東電、福島第一にわが国初の乾式キャスク貯蔵の採用決定</li> <li>・原子力委員会、新原子力長計を策定</li> <li>・科技庁、青森県に対して、返還高レベル放射性廃棄物の最終処分地は青森としないことを文書で回答</li> </ul>
1995 (7)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・地下水中の極微量元素分析装置の設置</li> <li>・高レベル廃棄物処分事業化に関する研究を開始(～H11)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高レベル放射性廃棄物返還輸送船「バシフィック・ピンテール号」青森・むつ小川原入港</li> <li>・「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故</li> <li>・原子力委員会、「原子力バックエンド対策専門部会」、「高レベル放射性廃棄物処分懇談会」を設置</li> </ul>
1996 (8)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ベントナイト長期力学試験装置の設置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力委員会、「原子力政策円卓会議」を設置</li> <li>・原電、雑固体廃棄物のプラズマ溶融処理方式の採用決定</li> </ul>
1997 (9)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・バックエンドプロジェクトを組織して研究を重点化</li> <li>・TRU廃棄物処理・処分技術の研究を開始</li> <li>・英国AEAテクノロジーとTRU核種吸着試験について研究契約を結ぶ</li> <li>・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</li> <li>・TRUセメント超長期劣化試験装置の設置</li> <li>・TRU廃棄物のプラズマ溶融処理の研究を開始(～H10)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料の発電所外貯蔵の検討を閣議了解</li> <li>・電事連、プルサーマル計画を発表</li> <li>・動燃、アスファルト固化施設で火災事故</li> </ul>
1998 (10)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・プラズマ加熱を用いた雑固体廃棄物処理技術に関する総合報告書作成</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原電、東海発電所を停止</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>
1999 (12)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・米国サンディア国立研究所とバックエンド研究に関する研究交流の覚書締結</li> <li>・電中研・電事連共同研究報告書「高レベル放射性廃棄物地層処分の事業化技術」を発表</li> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・原子炉等規制法に使用済燃料中間貯蔵の規定を追加</li> <li>・JCO、臨界事故発生</li> </ul>
2000 (12)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・スウェーデンSKB国際共同原位置試験研究の総合報告書を作成</li> <li>・TRU共同作業チーム「TRU廃棄物処分概念検討書」を作成</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・核燃料サイクル開発機構、「わが国における地層処分の技術的信頼性」をまとめる</li> <li>・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</li> <li>・同「わ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</li> <li>・「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」公布</li> <li>・「原子力発電環境整備機構」発足</li> </ul>

# はじめに

専務理事 鮫島 薫



わが国が商業用原子力発電を開始して30年余が経過し、いまでは高レベル放射性廃棄物処分に代表されるバックエンド対策の確立が、残された重要課題となっている。これは、わが国だけではなく海外でも同様な状況下にある。今後とも、原子力発電に依存していかなければならないわが国にとっては、特にその解決に向けた研究開発が必要である。

前回の電中研レビュー「原子燃料サイクルの確立を目指して」を刊行してから、10年余が経過した。この間、わが国では、低レベル放射性廃棄物の埋設開始、使用済燃料の中間貯蔵や、高レベル放射性廃棄物処分の法制度整備などの前進があった。

これらの動向を踏まえ、常に少し先行するようなタイミングで、当研究所はバックエンド研究に取り組んできた。広範囲にわたる専門能力を全所的に糾合した推進体制のもとで、電気事業者、国ならびに内外の関連機関と密接に連携をとり、効果的な研究推進に努めてきた。その結果、バックエンド技術にかかわる多くの成果を得ることができた。

当研究所は、バックエンド技術について、すでに30年に及ぶ研究を進め、得られた種々の成果は電気事業や国に寄与しており、今後も重点をおいていく分野の一つである。このようなことから、前回の電中研レビュー以降11年の間に得られたバックエンド研究を、取りまとめ公刊することとした。これにより、皆様からのご意見を伺って、なお一層的確な研究開発を推し進めていきたい、と考えている。

# 第I部

原子燃料サイクルバックエンド研究の全貌

第 1 章

1

原子燃料サイクルバックエンド  
研究への取り組みについて

第1章 原子燃料サイクルバックエンド研究への取り組みについて 目次

我孫子研究所 研究参事 駒田 広也  
 我孫子研究所高レベル・TRU廃棄物処分技術課題推進担当 河西 基  
 企画部原子力推進担当 部長 横山 速一  
 我孫子研究所リサイクル燃料貯蔵技術課題推進担当 三枝 利有  
 我孫子研究所構造部 上席研究員 伊藤 千浩

1 - 1 原子燃料サイクルバックエンドをめぐるわが国の動向 .....9  
 1 - 2 電中研における研究の概要 .....11



駒田 広也（1970年入所）  
 ダム基礎岩盤および水力地下発電所空洞の調査設計などの研究に15年間従事した後、日米共同の使用済燃料貯蔵構想プロジェクト研究に参加。その後、低レベル、高レベル、TRU等の放射性廃棄物処分に係わる研究に従事している。特に、この数年間、高レベル放射性廃棄物地層処分の事業化のための研究開発に取り組んでいる。



河西 基（1979年入所）  
 放射性廃棄物処分問題解決のため地下水環境面より、地盤中の水と物質の移動現象や安全評価手法の研究に主として取り組んできた。国際共同試験研究のためドイツに1年余り出張し、帰国後2年間ほど日本原燃産業に出向し、低レベル廃棄物処分施設の事業許可申請等にも直接関与することができた。今後も放射性廃棄物処分が人間社会の信頼感をもって共生できる技術の確立を目指していきたい。



横山 速一（1976年入所）  
 入所以来、種々の放射性廃棄物固化体の浸出性に関する研究を実施。また、使用済燃料貯蔵、ピューレックス再処理を含め原燃サイクル全般の研究に関与。この間、スツツヴィック研究所へ長期出張、日本原燃（当時、原燃サービス）に出向。



三枝 利有（1983年入所）  
 使用済燃料貯蔵技術の確証試験、原子燃料等の輸送物の安全性実証試験、等のプロジェクト研究を推進・取りまとめた。最近、放射性廃棄物処分も含めたバックエンド全体の研究推進を手がけたことから、本レビューのとりまとめを担当した。国際原子力機関（IAEA）やASME（米国機械学会）での国際的活動も、電中研の研究に反映している。



伊藤 千浩（1982年入所）  
 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。一方、使用済燃料貯蔵技術については、実物大の金属キャスクを用いた落下衝撃試験、貯蔵施設の概念設計検討や経済性評価などを担当。

# 1-1 原子燃料サイクルバックエンドをめぐるとわが国の動向

わが国の総発電電力量の36%(1998年)を占める原子力発電に残された最も重要な課題とされるのが原子燃料サイクルバックエンド対策である。近年、この原子燃料サイクルバックエンドに対する国、電気事業等の取り組みが強化され、この数年で確かな進展の動きがあった。

原子燃料は図1-1-1に示されるように、原子力発電所および再処理工場を中心に一つのサイクルを構成している。原子燃料サイクルバックエンドのうちで、重要な課題となっている各種放射性廃棄物の対策、原子炉の廃止措置、放射性物質の輸送、リサイクル燃料資源の貯蔵、をめぐるとわが国の最近の動きは次のとおりである。

## 1-1-1 放射性廃棄物対策

放射性廃棄物は、放射能レベルの高低、含まれる放射性物質の種類等により多種多様である。この多様性を十分に踏まえた適切な区分管理、区分に応じた合理的な処理処分を行うとともに、資源の有効利用の観点から再利用についての検討も進めている。これらを具体的に推進する方策を審議する「原子力バックエンド対策専門部会」が原子力委員会に1995年設置され、放射性廃棄物対策に関する多くの推進方策が策定されつつある。

原子燃料サイクル関連施設から発生する放射性廃棄物は放射能レベル、発生元等により図1-1-1に示したように、高レベル、超ウラン元素( TRU)、低レベル、ウラン廃棄物に大別される。以下に各放射性廃棄物の対策に関する最近の動向を述べる。

### (1) 高レベル放射性廃棄物の処分

使用済燃料の再処理に伴い発生する高レベル放射性廃棄物の処分は、特に、重要な課題であり、この課題解決に向けて、国および電気事業等の関係機関が、諸制度の整備ならびに技術開発を行なっているところである。

1993年に高レベル事業推進準備会が設置され、処分

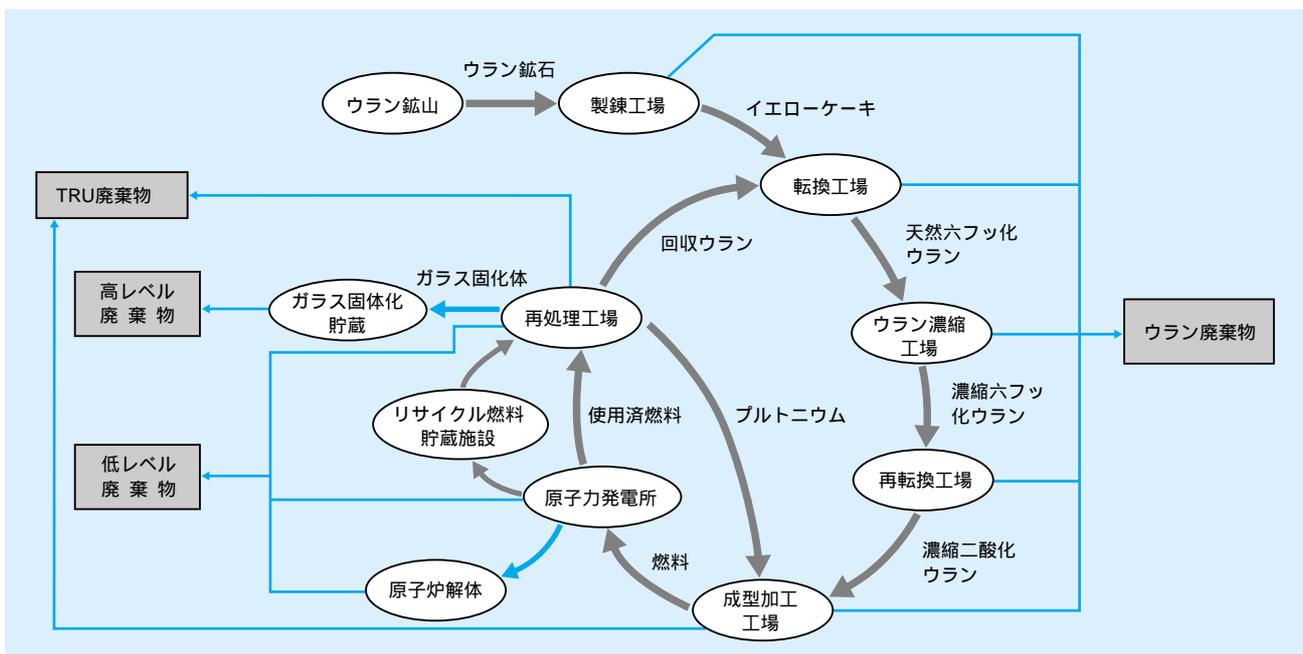


図1-1-1 原燃サイクルと放射性廃棄物の発生

の実施主体設立に向けた準備を行ってきた。1997年には、原子力委員会高レベル放射性廃棄物処分懇談会が処分事業資金の確保、実施主体のあり方、諸制度整備の必要性等を示した。また、技術面から1999年には、核燃料サイクル開発機構が「わが国における地層処分の技術的信頼性」を示す2000年レポートを取りまとめ、今後の処分地選定、処分場建設、および技術開発の技術的拠り所となっている。

これらの成果を受けて、2000年10月には処分の実施主体「原子力発電環境整備機構」が設立され、処分候補地の具体的な選定作業に入るとともに、処分施設の信頼性の向上など残された課題を解決していくことになる。

## (2) TRU放射性廃棄物の処分

TRU核種を含む放射性廃棄物は再処理工場やMOX燃料加工工場で発生する。TRU廃棄物はその種類や形状が多様であり、かつ、含有される放射性核種の濃度の幅が比較的広範囲に及ぶことから、個々の廃棄物の特徴を考慮した合理的な処分方策を図る必要がある。

廃棄物に含まれる全アルファ核種の濃度が一応の区分目安値(約1ギガベクレル/トン)を超え、浅地中処分以外の地下埋設処分が適切と考えられる廃棄物については、高レベル放射性廃棄物の処分方策との整合性を図りつつ、技術的検討を進めてきた。2000年に、電気事業者等と核燃料サイクル開発機構との共同で、TRU廃棄物処分概念検討書をまとめた。これによりTRU廃棄物の具体的な処分概念とその安全性の見通しが得られた。

今後、関係各機関が協力して研究開発を進め、TRU廃棄物処分に関する実施体制および安全規制の整備を行なっていくことになる。一方、比較的濃度の低い廃棄物に対しては現行の浅地中処分を想定している。

## (3) 低レベル放射性廃棄物の処分

日本原燃(株)六ヶ所村低レベル廃棄物埋設センターでは、原子力発電所の操業時に発生する低レベル均質固化体が1992年より1号埋設施設に順調に埋設されている。次に、1号埋設と平行して、金属・保温材等をセメント固化した非均質雑固化体廃棄物を対象とした2号

埋設施設への増設が2000年から開始された。実際の受け入れは2000年の予定である。更に、3号以降の埋設施設の計画を進めているところである。

発電所から発生する低レベル放射性廃棄物のうち、現行の政令濃度上限値を超える廃棄物(炉内構造物、使用済み制御棒等)については、原子力委員会バックエンド対策専門部会でその処分方策の検討が行われた。この処分方策の基本的考えは、処分施設を地表から50～100m程度の深さに設置することにより、政令濃度上限値以下の低レベル放射性廃棄物と同様に、段階的管理に依存した管理型処分が適用可能としている。

一方、低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルが低く、放射性物質として特殊性を考慮する必要のないレベルすなわちクリアランスレベルが導入され、原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会は主要核種のクリアランスレベルの基準値を設定した。このレベルが制度化されれば、軽水炉の廃止解体から出される廃棄物の90%以上が放射性廃棄物として扱う必要がなくなる。再利用可能なものは資源として再利用が図られ、廃棄されるものは放射線防護を考慮することなく、通常の産業廃棄物と同様に廃棄する道が開かれたことになる。

## (4) ウラン廃棄物の処分

ウラン濃縮工場、燃料成型加工工場等から発生するウラン廃棄物は、現在、各事業所に貯蔵されている。今後2030年度末には全施設で200リットルドラム缶換算で約27万本に達すると推定されている。ウラン濃度の比較的低い大部分の廃棄物は、簡易な方法による浅地中処分を行うことが可能と考えられ、今後具体的な方法の検討を行ない、基準の整備等を図っていくことになっている。また、平行して、今後の処分実施スケジュール、実施体制等の検討を進めているところである。

### 1-1-2 原子炉の廃止措置

わが国における最初の商業炉である日本原子力発電・東海発電所が1998年3月に最終的な運転を停止し、廃止措置の段階に移行した。今後、使用済み燃料の取り出し、具体的な廃止措置のためのデータ等を取得し

て、2010年頃から解体が行われる予定である。解体ならびにそれに伴って発生する廃棄物の処分を安全で合理的に実施するために必要な技術開発、法制度等が進められているところである。

### 1-1-3 放射性物質の輸送

わが国で使用される原子燃料は、そのほとんどが海外から船舶で輸送され、港からトレーラによって再転換工場などへ陸上輸送されている。また、国内の原子力発電所から出る使用済燃料は国内外の再処理工場に専用運搬船により海上輸送されている。

海外での再処理により回収されたプルトニウムについては、基本的には海外でMOX燃料に加工し、わが国に海上輸送されている。また、再処理で発生する高レベル放射性廃棄物のわが国への返還も英国の専用船で行われている。

これら放射性物質の輸送においては、一般の輸送とは異なる高度な安全対策と、円滑、確実な輸送体制を整えておく必要がある。陸上・海上等の輸送モードにより、安全輸送規則が細かく定められている。国際的にもIAEAが輸送規則を勧告し、多国間の輸送が円滑に行われるようにしている。

しかしながら、輸送の沿道、沿岸の住民、一般公衆から、輸送に対する反対もあり、今後も輸送の更なる安全性、信頼性の向上を図っていく必要がある。

### 1-1-4 リサイクル燃料資源貯蔵

わが国では、原子力発電所の運転に伴い発生する使

用済燃料は、再処理して、リサイクル燃料として使用することになっている。現在、使用済燃料は各発電所敷地内に一時的に貯蔵した後、再処理工場に移されることになっている。しかし、今後の使用済燃料の発生量は再処理能力を上回るようになるため、全国の発電所の中には、2010年頃から、その貯蔵能力の限界に達するものも出てくると予想されている。

この課題に対して、通産省総合エネルギー調査部会は、1998年、使用済燃料はリサイクルできる貴重なエネルギー資源として「リサイクル燃料資源」と呼ぶにふさわしい貯蔵・管理の必要性を強調して、使用済燃料の中間貯蔵事業のあり方をまとめた。

報告書では、従来からの発電所内での貯蔵に加え、発電所外において使用済燃料を中間的に貯蔵することを目的とした施設を2010年までに確実に操業開始できるよう、直ちに必要な制度、立地点の確保等に取り組むことが必要であることを示している。

使用済燃料の貯蔵方法には、現在、わが国の原子力発電所で実績を重ねている「プール貯蔵」、「金属キャスク貯蔵」に加え、海外で実績のある「コンクリートキャスク貯蔵」、「ボルト貯蔵」、「サイロ貯蔵」がある。その経済性については、わが国で実績のあるプール貯蔵と金属キャスク貯蔵を比べると、施設の維持・管理、施設の増設などの面から金属キャスク貯蔵方式が有利とされている。さらに、コンクリートキャスク貯蔵、ボルト貯蔵、サイロ貯蔵も海外での十分な実績もあり、前出2方式に比べてコスト面で有利な可能性が十分にあり、現在、これら貯蔵方式の安全性、合理性などについて、関係機関で研究開発を進めているところである。

## 1 - 2 電中研における研究の概要

### 1-2-1 放射性廃棄物処理・処分技術

最近の研究展開を図1-2-1に示す。

#### (1) 高レベル放射性廃棄物処分技術

2000年には高レベル廃棄物処分の枠組みを定める法律が制定され、処分実施主体「原子力発電環境整備機構」が設立された。2030年代～2040年代半ばまでの処分開始を目指した処分事業が、いよいよ本格的に展開される状況である。

当所では、電気事業の立場より、地質・地下水環境

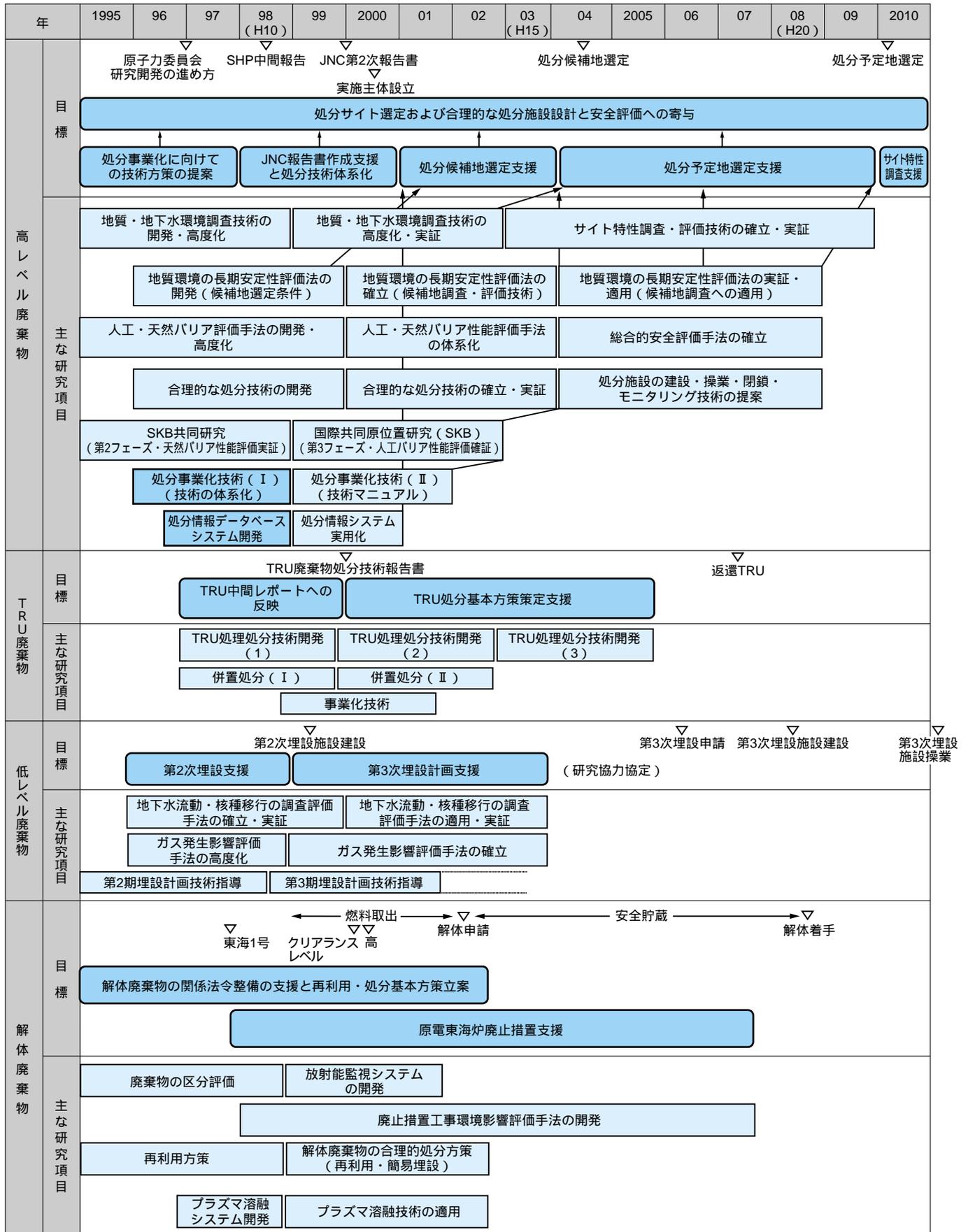


図1-2-1 「放射性廃棄物の処理・処分技術」の研究展開

の調査・評価技術、人工・天然バリア性能評価手法/安全評価手法、合理的な処分施設の設計・施工技術などに関する研究開発を進めるとともに、電気事業との共同により処分事業化に必要な技術を体系化した技術報告書を取りまとめた。これらの研究成果は、核燃料サイクル開発機構による高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発第2次取りまとめや、国による処分施策の立案等に反映されている。

今後、当所としては、電力が中心となって設立される処分実施主体(原子力発電環境整備機構)が進める処分の事業の推進とともに国による基準・指針類の整備等にも積極的に協力してゆく。特に、サイト選定の円滑な実施および合理的な処分技術の確立に必要な次のような研究を展開してゆく。

- ① サイト選定に向けた地質地下水環境調査・評価技術の確立と実証
- ② バリア性能評価手法・安全評価手法の体系化・実証
- ③ 合理的な処分技術の確立・実証
- ④ 事業化に必要な技術指針類の提案

## (2) TRU 廃棄物処分技術

2000年代初頭に海外再処理によるTRU廃棄物が返還される予定である。当所では、人工バリア性能評価手法の確立に向けた研究開発を進めるとともに、電力・サイクル機構に協力して、わが国におけるTRU処分の成立性および処分施設の概念を示す技術報告書を取りまとめた。

また、特に融点の高いハル・エンドピースの溶融固化に有効なプラズマ溶融法を開発し、TRU核種を含む放射性廃棄物の減容・固化処理に適用できる見通しを得た。

今後、当所としては、TRU特有の技術的課題にしぼって、特に次のような研究を展開してゆく。

- ① セメント/ベントナイトの人工バリア材料に係わる核種移行の長期挙動モデル化
- ② 高レベル廃棄物との併置処分方式
- ③ 処分時の総合的安全評価手法

## (3) 低レベル放射性廃棄物処分技術

日本原燃(株)による第1号埋設施設(均一固化体を対象)

が1992年に操業を開始し、また第2号埋設施設(雑固体廃棄物を対象)も1998年には着工し、2000年度より操業を開始した。さらに、2015年頃の操業開始をめざして第3号埋設計画(放射能濃度がやや高い低レベル廃棄物も対象となる見込み)の調査検討も進められている。当所では、1992年に日本原燃(当時の日本原燃産業)と研究協力協定を締結し、六ヶ所村の第1号埋設計画の当初から低レベル廃棄物の処理・処分技術に関する技術面での協力と研究開発に積極的に取り組んできている。特に、固化体処理技術、地質・地下水の調査・評価技術、および処分施設の耐久性評価手法や安全評価手法の開発を行うとともに、処分施設形態などの提案を行い、低レベル廃棄物処分事業の推進に反映させてきた。

今後、当所としては、第3号埋設計画の円滑な推進を支援するため、特に次のような研究を展開してゆく。

- ① 地質・地質構造および地下水環境の詳細調査と評価
- ② 合理的な処分概念と処分技術の確立

## (4) 解体廃棄物処理・処分・再利用技術

2010年頃を目途に、わが国初めての商業用原子力発電所の廃止措置・解体撤去が実施される。この廃止措置・解体撤去にともなう環境影響評価技術と解体廃棄物の合理的な処理・処分・再利用方策の確立に向けて、国および電気事業に協力して研究開発を実施している。

今後とも、当所としては、次のような研究を展開する。

- ① 廃止措置工事に伴う粉塵等による環境への影響評価
- ② 解体コンクリート等の再利用技術の確立
- ③ 解体廃棄物のプラズマ溶融処理技術の開発

## 1-2-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵技術

最近の研究展開を図1-2-2に示す。

### (1) 原子燃料等の輸送技術

昭和53年度より、使用済燃料輸送容器信頼性実証試験を実施して以来、当所は日本における輸送研究をリードし、原子燃料サイクルを結ぶ主要な輸送物の安全性実証試験を通して、国内外の輸送技術の発展に貢献

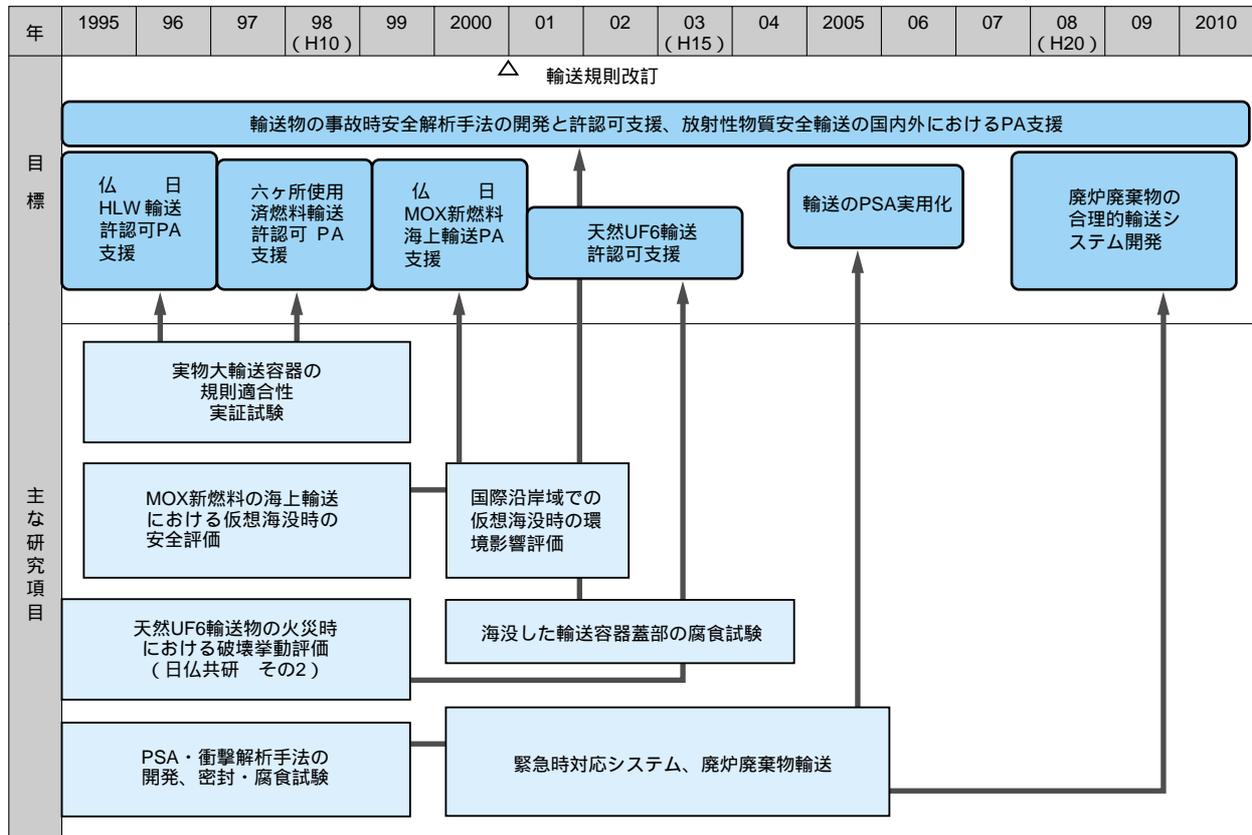


図1-2-2(1/2) 「原子燃料等の輸送技術」の研究展開

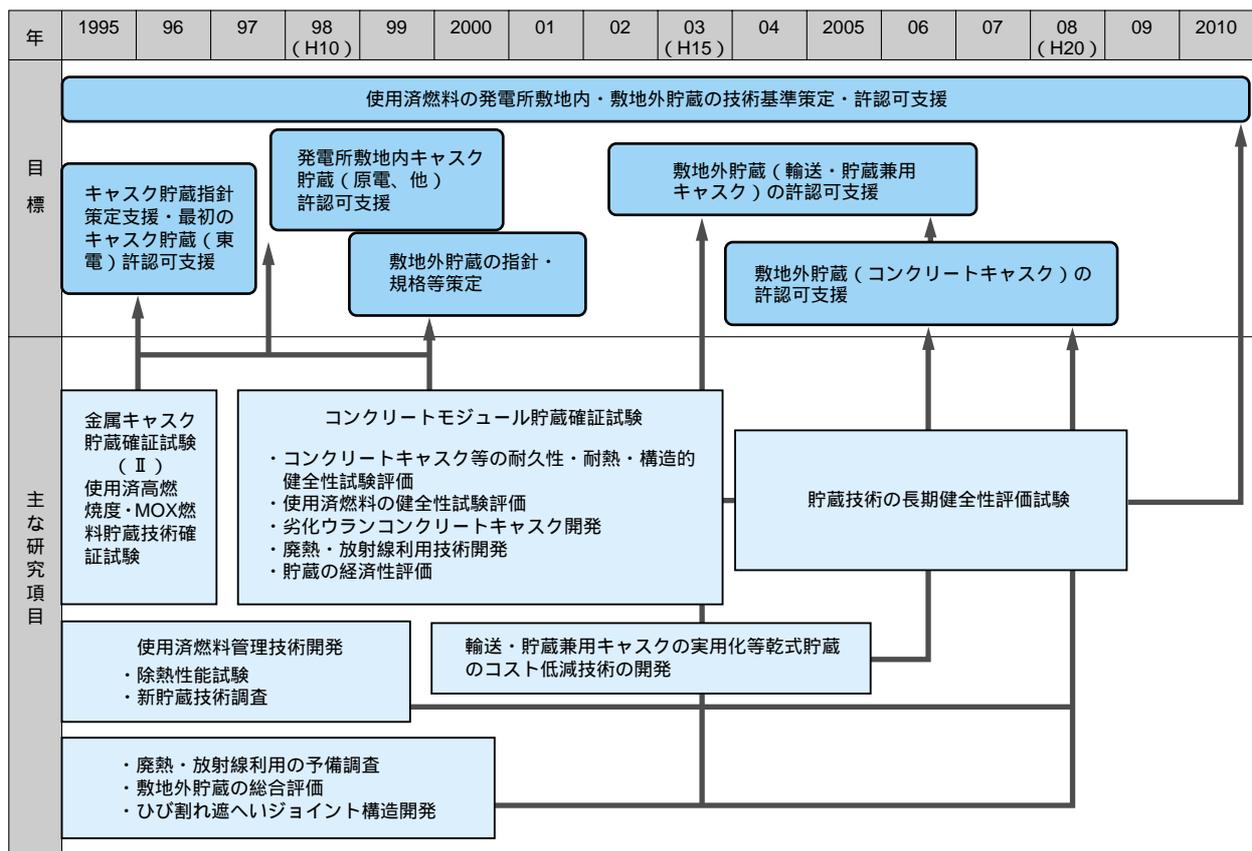


図1-2-2(2/2) 「使用済燃料貯蔵技術」の研究展開

してきた。当研究所で実施したキャスク実証試験等の実績を表1-2-1に示す。

最近の主な成果の概要は以下のとおりである。

① 高燃焼度使用済燃料輸送容器の安全性実証試験

六ヶ所村への初めての使用済燃料輸送に使われる高燃焼度使用済燃料輸送容器の輸送規則適合性実証試験を行い、その安全性を実証した。さらに、実際の港湾での荷役時の落下事故を模擬した輸送荷姿での使用済燃料輸送容器の落下試験や実際の火災事故時の評価を行い、その安全性を実証した。

② 高レベル廃棄物輸送容器の規則適合性実証試験

海外再処理返還高レベル廃棄物輸送容器の最初の輸送に先立って、その規則適合性実証試験を行い、その安全性を実証した。

③ 天然六フッ化ウラン輸送容器の火災事故時試験

仏原子力安全防護研究所との共同研究により、天然六フッ化ウラン輸送容器の火災事故時試験を行い、800・30分の火災条件下では容器が内圧が上昇して破裂する可能性について解析で検討し、対策として、耐火保護カバーの必要性・有効性を明らかにした。本成果により2001年以降の安全審査で有効な解析手法を整備し、IAEAやISOの規則・指針策定活動にも貢献した。

④ MOX新燃料海上輸送の安全性評価

MOX新燃料の安全輸送に資するため、米国サンディア国立研究所の協力を得て、「輸送容器の耐水圧性能解析評価」、「燃料被覆管の耐水圧性能試験評価」、「輸送物の海没時の被ばく線量計算評価」に関して、国際的に説得力のある資料を作成し、MOX新燃料の実輸送を支援した。

今後、取り組む主な研究は、次のとおりである。

① 確率論的環境影響評価手法の開発

従来の決定論的な安全評価を補完する確率論的な安

全評価手法の実用化に資する。また、輸送経路中の国際沿岸域での仮想海没時の環境影響評価を行う。

② 廃炉に伴う放射性物質輸送方策の検討

大型・大量の放射性物質の安全で合理的な輸送システムについての検討・提案を行う。

③ 輸送容器密封部の腐食評価

海上輸送中の仮想海没事故時の輸送容器の海中での腐食挙動を明らかにする試験により、輸送のPAに資する。

(2) 使用済燃料貯蔵技術

1980年に日米共同で「環太平洋使用済燃料貯蔵構想研究」を実施して以来、当所は日本における使用済燃料貯蔵研究をリードし、国内外の貯蔵技術の発展に貢献してきた。最近の主な成果の概要は以下のとおりである

① 乾式キャスク貯蔵技術確証試験

実物大の金属キャスク等を用いた試験により、金属キャスクの通常時・異常時の除熱・密封・構造的健全性を確証し、それぞれの評価手法を提案した。これらの成果をもとに、原子力安全委員会により、乾式キャスク貯蔵の許認可に必要な安全設計指針が策定された。このほかキャスク用鋳鉄材料の日本工業規格、IAEAのキャスクの脆性破壊評価指針、IAEAの貯蔵の安全指針策定にも協力した。これらを踏まえて、我が国で最初の乾式キャスク貯蔵(東電福島第一発電所)の許認可を支援した。さらに原電東海発電所の乾式キャスク貯蔵も支援している。

② 高燃焼度・MOX使用済燃料貯蔵の密度向上・コスト低減技術の開発

近い将来、貯蔵の対象となる使用済みの高燃焼度・MOX燃料は、放射能および発熱量が高く、従来技術でそのまま貯蔵しようとする、貯蔵密度の低下ひいては貯蔵コストの増大を招く。そのため、貯蔵密度を向上させる技術やコスト低減の研究開発を行った。

③ 使用済燃料貯蔵の経済性評価

2010年に向けた発電所敷地外貯蔵方式として、プール貯蔵とキャスク貯蔵の貯蔵単価を試算し(各々、0.15、0.09円/kWh)、通産省原子力部会の中間報告に引用・公開された。

表1-2-1 キャスク実証試験等の実績

輸送容器	落下	伝熱	耐火	耐圧	遮へい	計
使用済燃料	17	7	4	5	7	40
高レベル廃棄物	5	3	2	2	2	14
低レベル廃棄物	13	0	1	0	0	14
六フッ化ウラン	12	0	8	3	0	23
低レベル廃棄物	55	0	0	0	0	55
その他	7	0	1	3	1	12
計	109	10	16	13	10	158

今後、取り組む主な研究は、次のとおりである。

① コンクリートキャスク等によるリサイクル資源貯蔵技術の確証試験

経済性に優れているコンクリートキャスク等の実用化を目指し、コンクリートキャスクの耐候性、耐衝撃性試験、キャニスター(ステンレス鋼)の溶接部健全性試験を行う。併せて、廃棄物のリサイクル利用も兼ねた劣化ウランコンクリートキャスクの開発も行う。

② 輸送・貯蔵兼用キャスクによるリサイクル燃料資

源貯蔵技術の実用化

すでに、許認可されている貯蔵専用キャスクに加えて、輸送・貯蔵兼用キャスクを実用化することによるコスト低減を図るための技術データを整備する。

③ 貯蔵の経済性評価と立地支援・地域共生型貯蔵技術の開発

将来的な使用済燃料輸送・貯蔵システムの経済的評価を行うとともに、使用済燃料の廃熱・放射線利用や貯蔵施設の景観の向上等を図る。

# 第Ⅱ部

放射性廃棄物処理・処分技術

第 2 章

2

高レベル放射性廃棄物処分

我孫子研究所 研究参事 駒田 広也	我孫子研究所地質部 部長 田中 和広
我孫子研究所地質部 主任研究員 宮川 公雄	我孫子研究所地質部 主任研究員 近藤 浩文
我孫子研究所地質部 主任研究員 阿部信太郎	我孫子研究所地震耐震部 主任研究員 小峰 秀雄
狛江研究所原子力システム部 上席研究員 塚本 政樹	我孫子研究所地質部 上席研究員 五十嵐敏文
我孫子研究所地質部 主任研究員 田中 靖治	我孫子研究所地質部 主任研究員 長谷川琢磨

2 - 1 事業化に向けての技術開発 .....	19
2 - 2 地質環境の長期安定性評価 - 処分候補地選定のための研究 - .....	23
2 - 3 地質・地下水環境特性の調査・評価 - 処分予定地選定のための研究 - .....	25
2 - 4 ベントナイト系緩衝材・埋戻し材の膨潤・透水特性 - 処分施設の設計・建設のための研究 - .....	28
2 - 5 人工バリアの性能評価手法 - 処分の安全評価のための研究 - .....	33
2 - 6 天然バリアの性能評価手法 - 処分の安全評価のための研究 - .....	36

駒田 浩也（8 ページに掲載）



宮川 公雄（1983年入所）  
主に放射性廃棄物処分の地層処分に係わる研究に携わってきた。現在は沿岸部・結晶質岩地域における水理地質構造特性の研究に専念している。



阿部信太郎（1992年入所）  
これまで活断層調査の高精度化に関する研究に物理探査の立場から携わってきた。最近では、湖における3次元反射法地震探査や地下レーダーを用いた高精度3次元反射法探査、マグマや地震発生層の把握を目的とした自然地震を用いた深部地殻構造探査に取り組んでいる。今後は、地殻変動のモニタリングや長期変動予測に取り組む。



塚本 政樹（1982年入所）  
高レベル廃棄物地層処分時の核種移行挙動予測手法研究に従事し、ガラスの浸出性評価に関する3国共同研究ではスウェーデンのストツピク社に滞在、TRU廃棄物処分概念構築のための共同作業に参加した後、同廃棄物処分システム安全性研究に取り組んでいる。



田中 靖治（1987年入所）  
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。特に、多孔透水試験のデータに対する逆解析や地盤統計学的手法により、限られたボーリング孔での地下水調査データから岩盤内の水理特性分布を推定することを目指している。



田中 和広（1977年入所）  
これまで、水力、原子力地点の立地選定や建設のための地質調査に従事してきた。最近10年は高レベル放射性廃棄物の地層処分における地質環境の長期安定性の評価や深部地質・地下水調査技術の開発に携わっている。今後はサイト選定へ向けて技術の体系化を図りたい。



近藤 浩文（1991年入所）  
これまで、水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わる火成活動特性評価の研究に従事している。



小峯 秀雄（1987年入所）  
専門は地盤工学。放射性廃棄物処分におけるベントナイト系緩衝材・埋戻し材の特性評価手法の開発の他、都市土木工事における地盤改良技術や火力発電所の石炭灰の処分技術の開発に携わる。現在は、「地盤環境」の観点から、放射性および産業廃棄物処分場建設に係わる研究、特に遮水材料の開発とその特性評価・遮水構造設計手法の開発に取り組んでいる。



五十嵐敏文（1983年入所）  
入所以来、電気事業に伴い発生する廃棄物（放射性廃棄物や石炭灰）に起因する無機物質の地圏における移行・拡散挙動の評価研究に従事。



長谷川琢磨（1994年入所）  
これまで、地下水流動評価の高度化のために、地下水流動に伴う物質やガスの移行などの連成現象について、数値解析手法の開発・適用を行ってきた。今後は、連成する現象を拡張するだけでなく、入力データの統計的評価などに取り組み、その適用性の向上を目指したい。

## 2 - 1 事業化に向けての技術開発

わが国における高レベル放射性廃棄物対策として、2000年に地層処分の実施主体「原子力発電環境整備機構」が設立され、高レベル放射性廃棄物であるガラス固化体の発生時期とその後の固化体の冷却期間等を勘案して、2030年代から遅くとも2040年代半ばまでには処分を開始する計画としている。実施主体によって進められる処分地選定、処分地の特性調査、処分場の設計・建設、処分場の安全評価、廃棄体の埋設、処分場の閉鎖・解体などの一連の処分事業が遅滞なく推進できるように関連する技術を整備しておく必要がある。

これに対して、当所は実施主体が行う一連の実作業を机上の検討で模擬し、わが国において高レベル放射性廃棄物地層処分が事業化の観点から可能であることを示すとともに、地層処分の事業化に必要な関連技術を取りまとめた<sup>(46)</sup>。

### 2-1-1 地層処分施設概念

ここで検討する地層処分施設概念は実現性等を考慮して、これまでに諸外国、核燃料サイクル開発機構等が検討した処分概念をおおむね踏襲するものとした。即ち、地下数百mから1000m深さに、人工バリア(ガラス固化体、オーバーバック、緩衝材などの人工的な製作物)と天然バリア(天然の地層)を組み合わせた多重バリアで、高レベル放射性廃棄物を長期間にわたり隔離し、放射性物質による影響が人間環境に及ぼさないようにするシステムである。

### 2-1-2 処分事業のマスタースケジュール(案)の設定と実施手順

地層処分の事業化にとって、最も重要な課題である事業化のための具体的マスタースケジュールとその実施手順を示した。

10年間程度で処分候補地選定とその後の処分予定地選定、15年間程度で処分予定地のサイト特性調査、処分場設計、安全審査を経て、最終的な処分地の決定、10年間程度の処分場建設期間を見込んで、2030年代半

ばに処分開始のスケジュールを設定し、図2-1-1に示すように、処分事業全体のマスタースケジュールを設定した。

ここで、処分候補地の選定段階では、文献調査を中心とした「処分候補地の要件」に照らした候補地としての適合性評価、候補地の絞り込みを行う。この段階のサイト特性調査では、文献調査、リモートセンシング等、現地に立ち入らない方法で処分候補地を調査しなければならないと想定される。特に、選定には、「最近の火山活動」、「著しい隆起・沈降地域」、「活断層の有無およびその位置」、「地質構造の広がりと構成する地層及び岩相」に注意を要する。

つぎに処分予定地の選定段階では、処分候補地から処分予定地を選定することになる。この段階から実際に現地に入っのサイト特性調査が可能となる。選定には広域な地質学的な適合性、社会経済的環境としての適合性を判断することが基本となる。

さらに進んで処分地の選定では、処分施設の設置位置を絞り込むために行う地上からの詳細調査を行う期間、および処分施設建設予定地において地下特性調査施設を建設し、その施設を用いたサイト特性調査及び処分技術の実証を行う期間とに分けられる。

地上からの詳細調査期間では、処分予定地を対象としたより狭い区域のより詳細なデータと深さ方向の詳細なデータを取得するものとし、地表地質精査、ボーリング調査、物理探査、トレンチ、断層調査ボーリング等からなる。

地下施設での調査および処分技術実証の期間では、地下特性調査施設の建設を行うとともに、地下における岩盤特性、水理特性、地球化学的特性等を把握する「サイト特性調査」、深部地下空洞掘削等の建設施工技術、オーバーバック、緩衝材、埋め戻し材等のハンドリング技術、ならびに原位置でのバリア性能評価を実証する「処分技術の実証」を行う。

### 2-1-3 処分施設概念設計

地層処分施設は主に、高レベル放射性廃棄物である

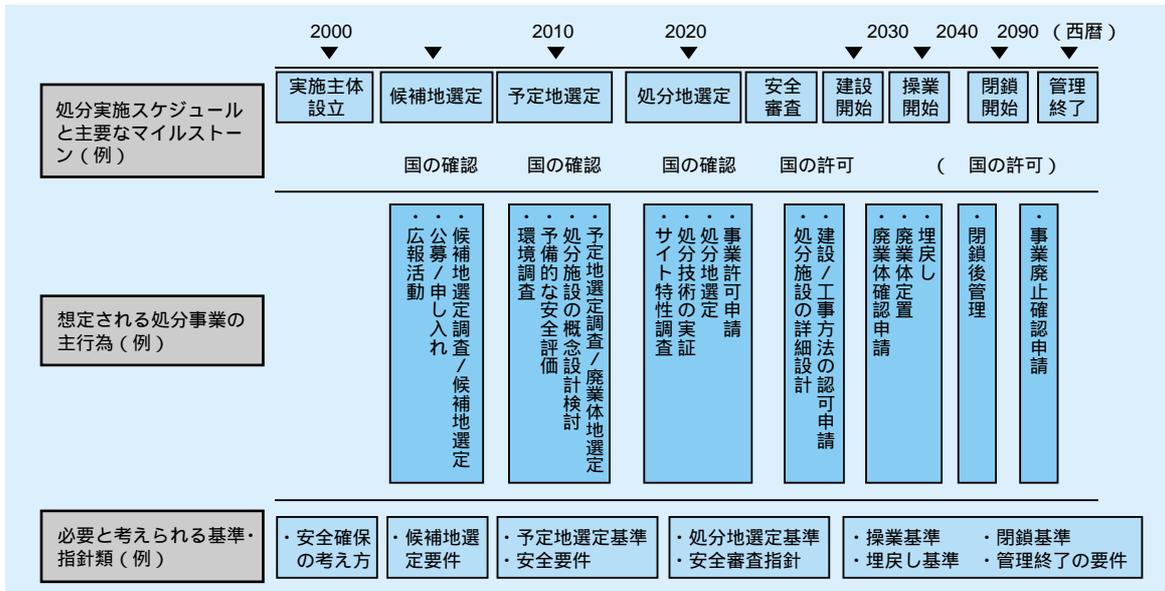


図2-1-1 処分事業の実施スケジュールと実施手順の検討例

ガラス固化体を受け入れる施設等の地上施設とガラス固化体を埋設する地下施設とからなる。これら処分施設の設計の考え方とその例示を行なった。

わが国では、まだ処分地が決定されていないので、処分地の地質条件として、我が国に比較的広く分布する花崗岩等の結晶質岩盤と砂岩・泥岩等の堆積岩盤の2種類を前提として、4万本(日本の商業用原子力発電が運転を開始した1966年から、今後2015年までの原子力発電に伴う発生量に相当)を1箇所に処分する施設を検討した。

・人工バリア

人工バリアはガラス固化体、オーバーパック、緩衝材から構成されるもので、高レベル放射性廃棄物に対して人工的なバリアを構成するものである。これら部位の役割分担を明確して、地質環境条件に応じた設計を行なった結果、図2-1-2に示すように、オーバーパックの厚さ18cm、緩衝材の厚さ40cmとした人工バリアの概念を構築した。

・地上施設

地上施設には、ガラス固化体を受け入れ、オーバーパックに封入・溶接・検査する施設、緩衝材や埋め戻し材を製作する施設、さらに管理棟、資材置き場、掘削ズリ置き場等のような廃棄体を地下施設に定置・埋設するための準備工程や後行程となる様々な施設が建設される。地下施設の埋め戻しには、地下の掘削ズリ

をベントナイトで混合した材料の使用を検討している。図2-1-3に地上施設の鳥瞰図を示した。地上施設の面積として約40万m<sup>2</sup>、他に掘削ズリ置き場として約50万m<sup>2</sup>が必要となる。

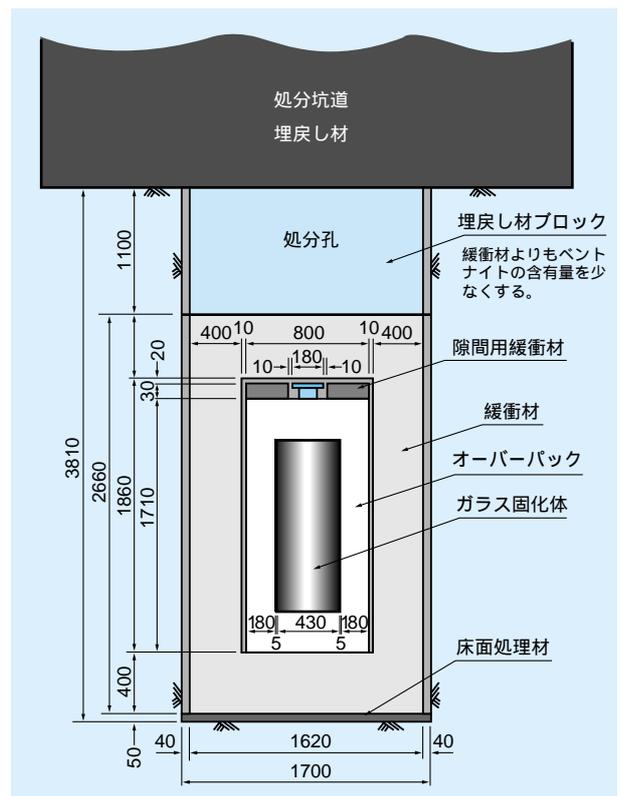


図2-1-2 人工バリアの設計

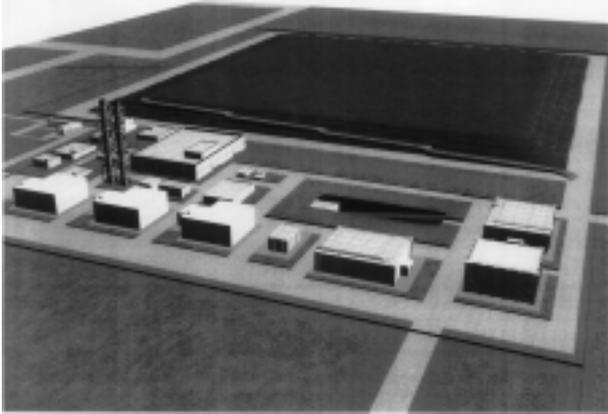


図2-1-3 地上施設の鳥瞰図

・地下施設

地下の岩盤中に処分坑道を掘削して、その底部の処分孔にガラス固化体を収納した廃棄体を埋設していくことになる。地下施設には、図2-1-4に示すように、その他に廃棄体の搬入、作業員の通路、換気用の各種坑道等の建設も必要となる。廃棄体の埋設間隔は処分坑道や処分孔の力学的安定性保持の条件と、廃棄体からの発熱を消散させる熱的条件とから決定される。設計例として堆積岩盤の地下約500mに4万本を処分する場合、処分坑道の総延長が約200km、地下施設の面積が約2.5km<sup>2</sup>になった。

・廃棄体のハンドリング

廃棄体を地上施設から地下施設に搬入して処分孔に定置し埋設することになる。廃棄体1体は約5t、緩衝材は約10tにもなり、いずれもかなりの重量となる。しかも、ハンドリングには廃棄体からの被ばく低減を

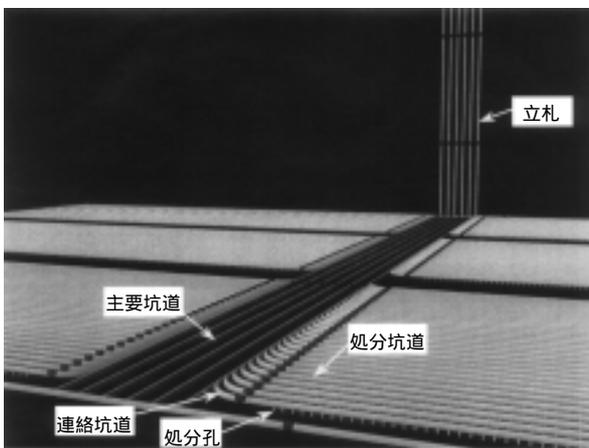


図2-1-4 地下施設での空洞（坑道）群の構成

図るために、遠隔で操作する設備が必要となり、それらの設備の概念設計を行った。

・地下施設の埋め戻し

廃棄体の埋設が終了すると、事前に決められた閉鎖の条件を満たしていることを確認して、地下施設を閉鎖するために埋め戻すことになる。埋め戻し材としては、ベントナイト、砂、礫、現地発生ズリ等の混合材を適切に配合した材料を検討している。

### 2-1-4 処分施設の安全評価

処分施設が将来にわたって人間環境への影響がないことを評価する必要がある。本検討では、国内外の安全評価に関する現状の考え方を参考にして、図2-1-5のような安全評価のシナリオを設定してした。地下水シナリオでは廃棄物からの漏洩した放射性核種が人間および環境に接触するプロセスを検討し、人間への長期的な影響を被ばく線量当量等で表し、目標線量当量と比較することによって行われるのが一般的である。一方、接近シナリオでは放射性核種が地下水を媒介せずに人間環境に接近し、被ばくをもたらすことを想定している。

安全評価例として、堆積岩盤の地下500mに設置された処分施設の地下水シナリオの場合を図2-1-6に示す。隆起・侵食シナリオが最も線量当量が高くなっているが、どのシナリオに対しても、現行の低レベル放射性廃棄物埋設で用いられている10 $\mu$ Sv/yよりも1オーダー以上低くなっている。なお、隆起・侵食シナリオでは、一定速度で隆起し、同じ度合いで侵食をうけると想定し、最大300mの隆起・侵食を受け、最終的には土被り厚さ200mと想定している。

この結果は、安全評価手法の一つの例示としてとらえる必要があるが、ここで例示した処分施設は、長期にわたっておおむね良好な性能を持つものと考えられる。

今後、実際の処分場が決定されるに際し、ここで仮想した処分地との相違が生じるが、提示した検討手法は広く応用可能であり、実際の処分事業推進に貴重な情報を提供するものである。すなわち、核燃料サイクル開発機構等での地層処分成立性への技術検討に加え、ここで示した手順に準拠し、もしくはこれを応用する

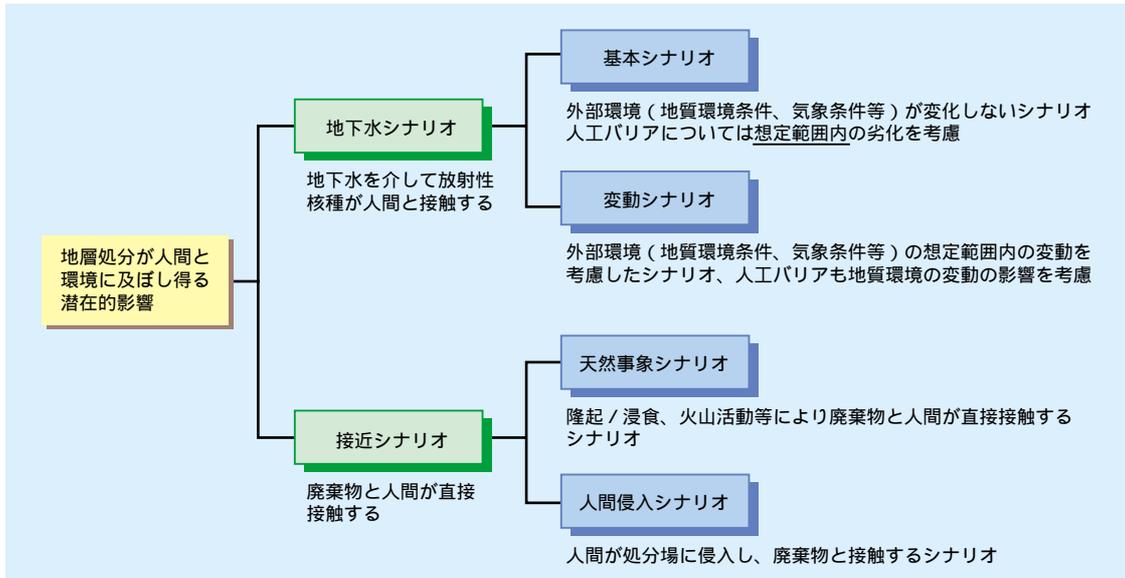


図2-1-5 安全評価シナリオの分類

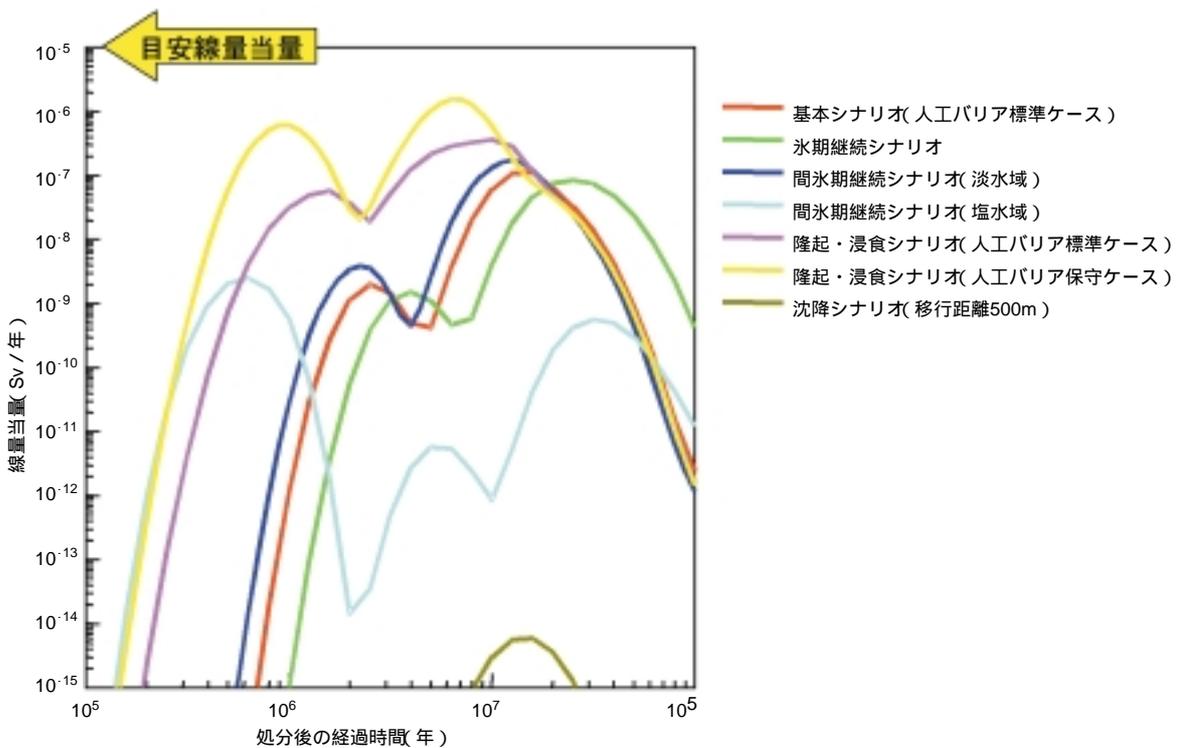


図2-1-6 被ばく線量当量評価例(堆積岩サイト、設置深度500m)

ことにより、実施主体は必要な技術の開発および許認可対応等の事業推進に必要な技術事項へのタイムリーな対応をすることができるものと確信する。

処分事業化の検討は始まったばかりであり、今後の

研究開発、実証に依存する点も多いが、当面の処分事業を技術面から軌道に乗せる作業の一部は行えたものとする。

## 2-2 地質環境の長期安定性評価 - 処分候補地選定のための研究<sup>(1)~(5)</sup> -

放射性廃棄物は長寿命の放射性核種を含むことから、長期的な安全性の確保が重要であり、そのためには処分場を設置する地下深部環境の長期的な安定性の評価が重要である。候補地選定の段階においては文献調査から、処分場に致命的な影響を与える可能性のある地点は除外することが求められている。地質環境の長期的な安定性の検討のためには、特に将来の変動の予測が重要な課題となっている。

このため、地層処分の安全性に影響を与える地質要因の抽出、将来予測の考え方について検討を行うとともに、断層活動、火山活動、隆起・沈降、気候変化について既往の知見の整理を行った。さらに、個別の地質環境条件である、隆起・沈降、火山活動、地震時の地下水挙動に関してそれぞれの変動特性調査・評価手法の検討を行った。

### 2-2-1 将来予測の考え方

将来的な地質変動の予測に関しては、確率論による方法、外挿法による方法、類推による方法、モデルを用いたシミュレーションによる方法などがある。現状では、過去から現在までの変動の履歴を検討し、その中から時間的、空間的な変動の普遍性、法則性を見出すことにより、その傾向を将来へ外挿する「外挿法」がもっとも一般的である。将来の予測のためには、変動の時間的、空間的な特徴を明らかとするとともに、現象発現の背景となるメカニズムを検討することが重要である。

### 2-2-2 隆起運動

隆起運動は、処分施設の地上への接近による周辺地質環境の変化や場合によっては露出により人間環境に重大な影響を与える事が予想される。このため、段丘等の地形基準面を用いた過去十数万年間の隆起速度を求める手法を開発した。特に、内陸部を含めた隆起速度の検討のため、同様の環境下において形成された時

代の異なる河成段丘面の比高差を用いた手法の適用を行なった(図2-2-1)。さらに、得られた隆起速度の分布や地球物理学的データ、超短期地殻変動などのデータを総合化し、地殻変動特性区分を検討した。また、段丘面の形成年代の検討のため、新たに、熱ルミネッセンス(TL)法、光励起蛍光(PSL)法を用いた堆積物年代測定手法の開発を行なった。

### 2-2-3 火山活動

火山活動は、処分場の直撃による破壊や熱対流、地化学環境の変化により処分の安全性に大きな影響を与えることが予想される。このため、東北地域をケーススタディ地域として、約1400万年前以降の火山活動の時

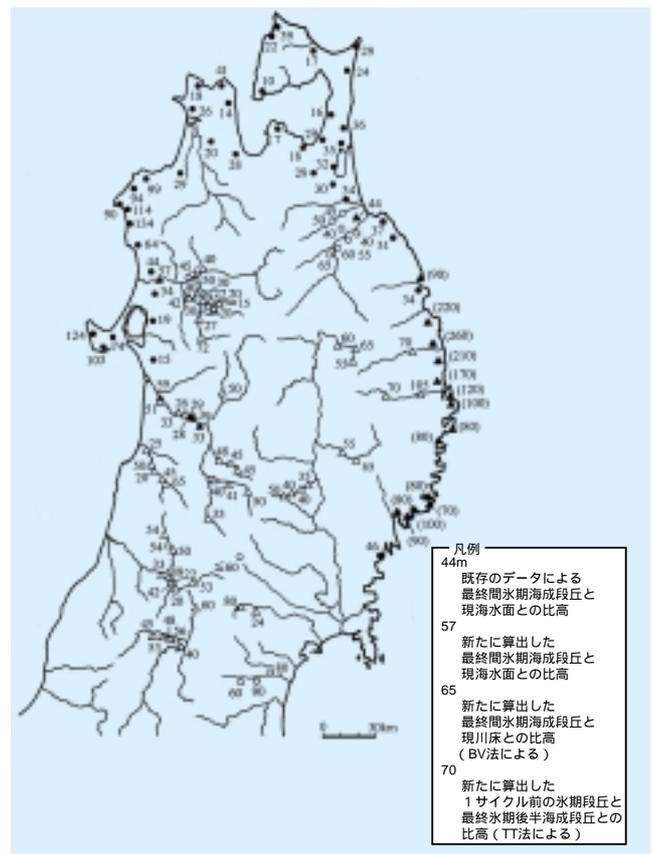


図2-2-1 東北中北部地域における最近12万年間の隆起量の検討例(60)は参考値

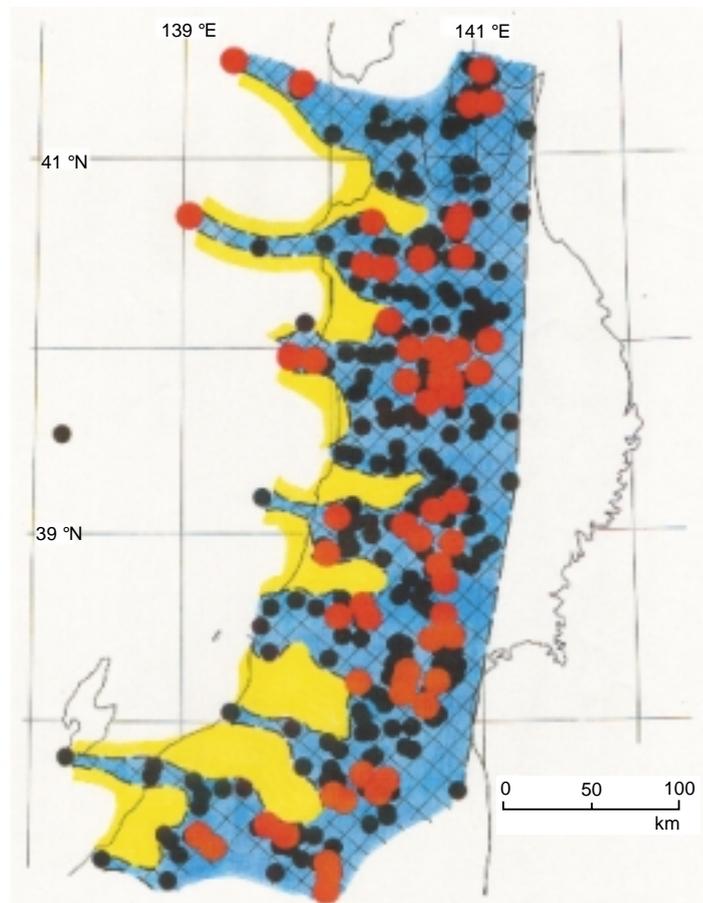
空的変遷の検討を行ない、火山活動は火山フロントの位置に規制されること、活動域、非活動域が存在すること、活動域は時代とともに収斂し第四紀の活動は火山群(クラスター)の中に限定されることなどを明らかにした(図2-2-2)。火山や温泉などの地熱活動についてもデータ整理を行い、第四紀火山から約20kmまでが影響範囲であることを明らかにした。さらに、サイトの特性評価のため自然地震波を用いた、地下深部におけるマグマの可視化技術の開発を行なった(図2-2-3)。

#### 2-2-4 地震時の地下水挙動

地震の前後における地下水変動の地層処分を与える影響の評価のため、兵庫県南部地震を対象としてデー

タ取得と、シミュレーションを行なった。その結果広域的に地下水が変動するがその程度は地震断層沿いを除くと水位変動は数10cm～数m程度であること、変動の特性は地殻の応力-ひずみ解析により説明できること等を明らかにした。以上より、地震時の地下水挙動が地層処分の安全性に与える影響は小さいものと判断される。

今後、地層処分に重大な影響を与えられられる地質環境条件について、過去の変動特性から避けるべき範囲などを決定する。また、候補地が決定された後に、選定において判断した結果をデータで検証するための手法の開発を行うことが必要である。



赤丸：第四紀火山、黒丸：1400万年前から170万年前の火山中心相

図2-2-2 東北日本背弧側における1400万年前以降の火山活動域と非火山活動域の分布

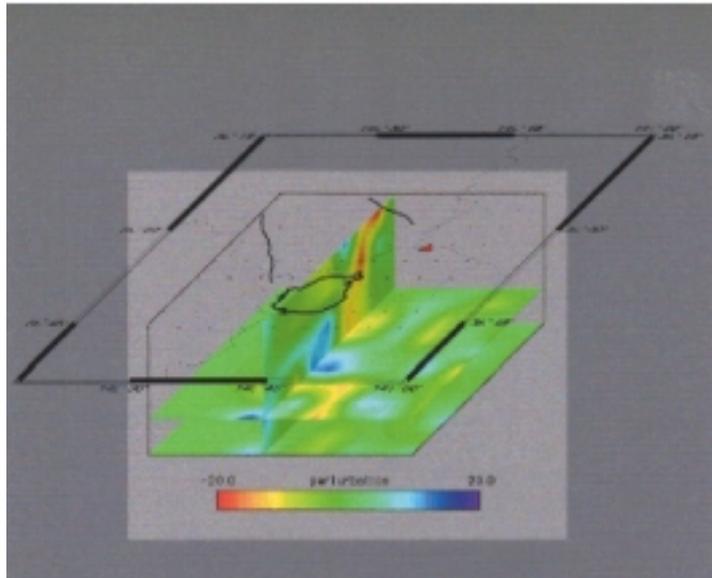


図2-2-3 鬼首火山地域における3次元地震波トモグラフィー結果の例  
(明るい部分が低速度域でマグマの可能性がある。)

## 2 - 3 地質・地下水環境特性の調査・評価 - 処分予定地選定のための研究<sup>(6)~(14)</sup> -

地層処分の安全性を確保するには、天然バリアである地下深部岩盤の地質・地下水特性を明らかにすることが重要であり、サイト選定や選定されたサイトの特性調査の各段階における調査や評価のための手法の開発、体系化を行う必要がある。このため当所では、電力構造物の建設に伴う調査・評価等において開発・蓄積された技術をさらに発展させるとともに新たな技術開発を含む技術の体系化を図っている。

### 2-3-1 地質・地下水調査の考え方

当所における天然バリアの評価研究の考え方を図2-3-1に示す。地質・地下水に関する天然バリアの安全性は岩盤中の地下水流動評価と核種移行評価により総合的に評価がなされる。地下水流動評価については、対象岩盤の地下水の流れやすさ(透水性)? どのように水が流れているか(地下水流動特性)? といった二つの側面から判断される。透水性に関しては、透水係数や水みちといったパラメータや概念が重要であり、

地下水流動特性に関しては地下水流速・流向、地下水年代(滞留時間)等が重要となる。地下水の地化学特性は核種の移行に影響を与えることが予想され、酸化還元電位などが重要なパラメータとなる。また、地下水の流動の場であり地下水の水質形成に影響を与える地質・地質構造の調査は、上記の特性を評価する上で特に重要と考えられる。

### 2-3-2 水理特性調査

地下水理特性調査としては地下水位測定、間隙水圧測定、流向・流速測定、フローメータ検層、トレーサー試験、ラドン検層、透水試験(原位置, 室内)等の開発を行なっている。図2-3-2に水みちを特定するため新たに開発したフローメータ検層装置の適用結果について示す。また、図2-3-3に孔間透水試験結果から逆解析により求めた透水係数の2次元分布を示す。

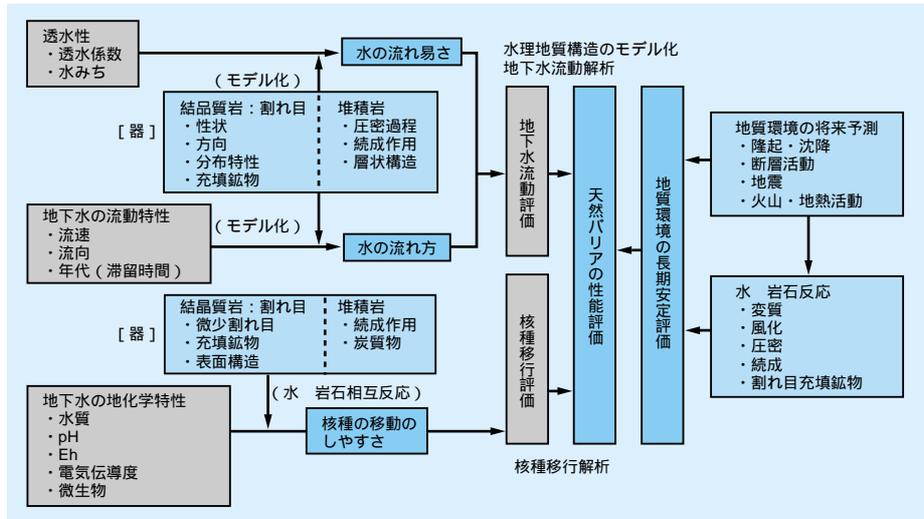


図2-3-1 天然バリアの性能評価の考え方

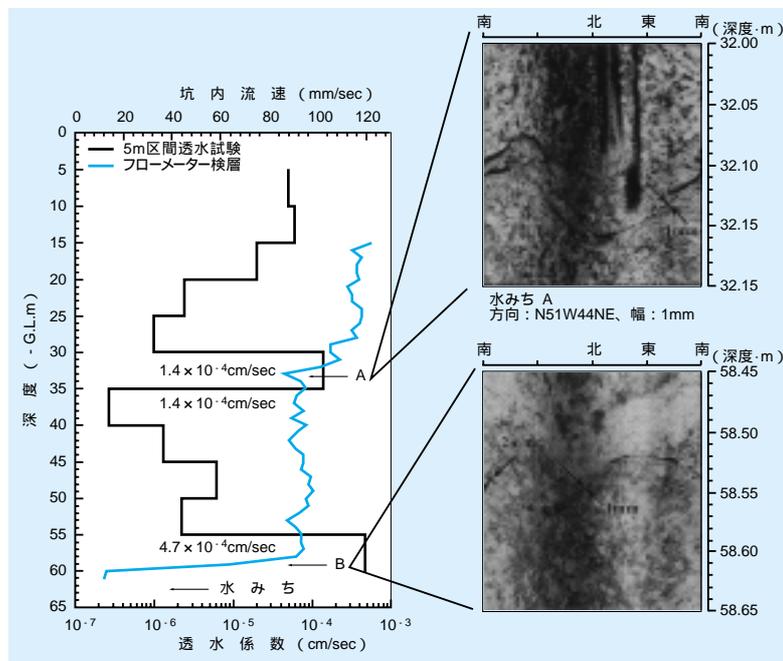


図2-3-2 水みちを特定するためのフローメータ検層装置の適用例(孔内流速の変化箇所は透水係数が大きく開口割れ目が観察され、水みちとなっている。)

### 2-3-3 地化学特性調査

地化学特性調査としては、岩盤地化学特性調査(充填鉱物の化学分析)、地下水の地化学特性調査(水温、電気伝導度、pH、Eh、溶存酸素、一般水質、微量元素、溶存有機物、安定同位体、放射性元素、溶存ガス)がある。図2-3-4に沿岸域における地下水の比抵抗と割れ目分布を示す。

### 2-3-4 地質構造特性調査

地質・地質構造特性調査は、その目的、スケール、精度、調査の段階などの観点から、リモートセンシング技術(衛星など)、地表調査技術、トレンチ調査技術、物理探査技術(ジオトモグラフィー等)、ボーリング孔を利用した調査技術(ボーリング掘削技術を含む)、坑道を利用した調査技術、室内試験、環境影響評価技術、

長期計測技術等に関する技術開発を行なっている。特に結晶質岩の水理特性を支配する様々なスケールの割れ目構造の調査技術や堆積岩の層状構造を明らかとする

るための新たなボーリング技術の開発を含む調査手法の開発と体系化を行なった。

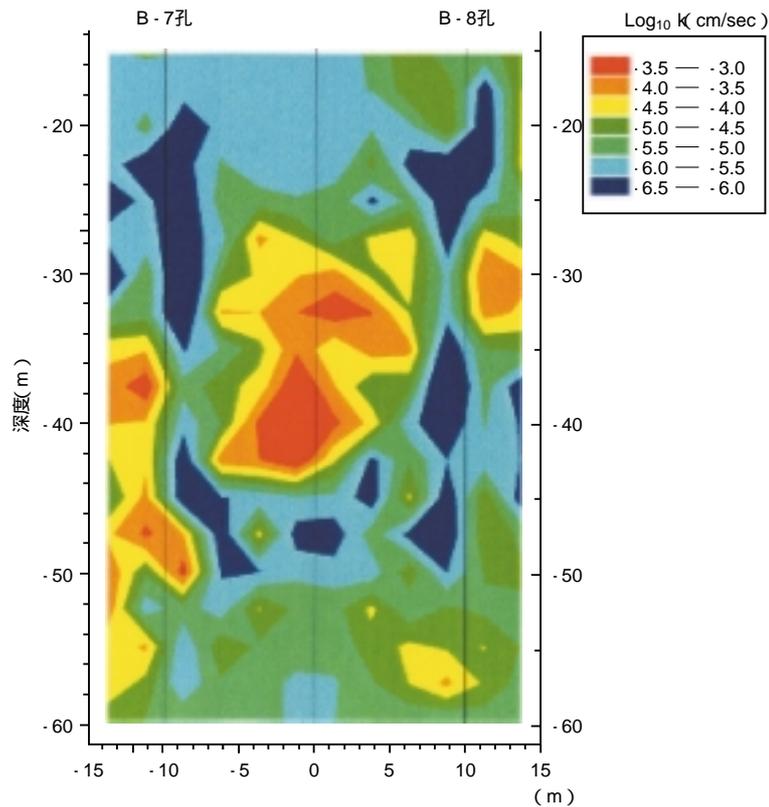


図2-3-3 孔間透水試験結果より求めた透水係数の2次元分布の例

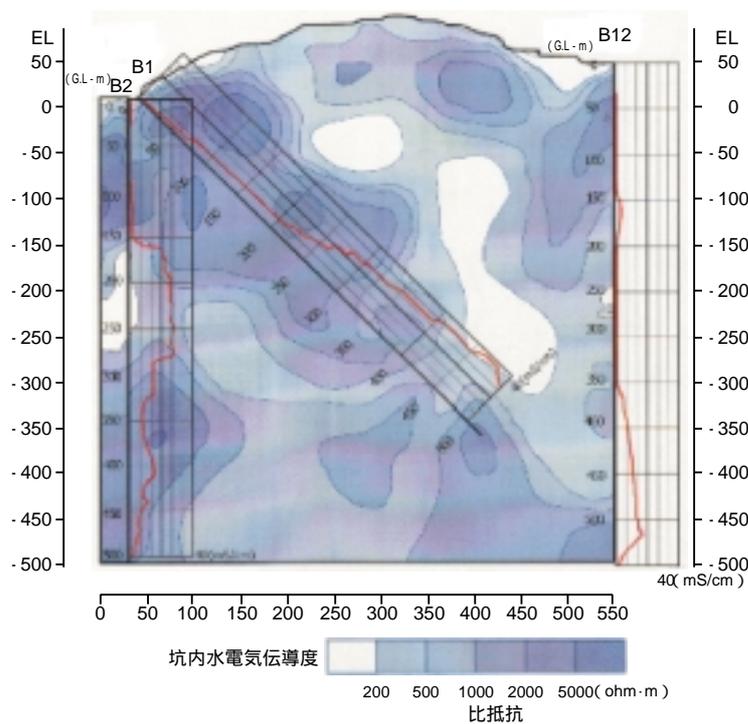


図2-3-4 沿岸域における地下水の比抵抗と電気伝導度の分布の例

## 2-4 ベントナイト系緩衝材・埋戻し材の膨潤・透水特性 - 処分施設の設計・建設のための研究 -

### 2-4-1 高レベル放射性廃棄物処分とベントナイト系粘土材料

高レベル放射性廃棄物の地下処分施設の建設に際し、廃棄物収納容器と周辺地盤との間を埋め戻す材料の開発が必要とされている。この材料には、放射性核種を長期間隔離する必要性等から、非常に高い止水性や膨潤性等が要求されており、ベントナイトと呼ばれる粘土材料の利用が考えられている。ベントナイトの止水性や膨潤性は締固めることにより、一層向上するので、実際の処分では、高圧で締固めて利用することが有望視されている。また、ベントナイトのみで実施することは経済的ではないので、比較的安価な砂や現地発生土をベントナイトに混合して利用することも考えられている。このようなベントナイトを含有する粘土材料は緩衝材と呼ばれており、長期間にわたり廃棄物を人間の生活圏から隔離することは勿論のこと、処分施設の建設に伴い生じる廃棄物収納容器や周辺地盤との間の隙間部分を、膨潤変形により充填する役割が期待さ

れている(図2-4-1)。

一方、処分孔ピット間を連結する坑道部においても、砂・ベントナイト混合材料の利用が有望視されている。この部分に用いられる材料は、「埋戻し材」と呼ばれ、先の緩衝材と比べてベントナイトの含有量が低い混合材料の利用が検討されている。埋戻し材には、坑道部を充填しトンネル周辺岩盤の緩み域の拡大や過度の変形を可能な限り防ぎ、かつ埋戻し部が水みちなどの水理的な弱点にならないようにする役割が期待されている。このような観点から、埋戻し材にも低透水性をはじめ、処分坑道内に有意な水みちを発生させずに低透水性をより向上させるための機能として膨潤性が要求されている。

以上のように、ベントナイトを含有する緩衝材・埋戻し材は、高レベル放射性廃棄物の処分技術において重要な役割を期待されている。特に、その膨潤特性と低透水性は緩衝材・埋戻し材としての役割を果たすための重要な機能と考えられている。このような背景から、当所では、ベントナイトを含有する粘土材料の透水特性および膨潤特性について実験的な調査を進める

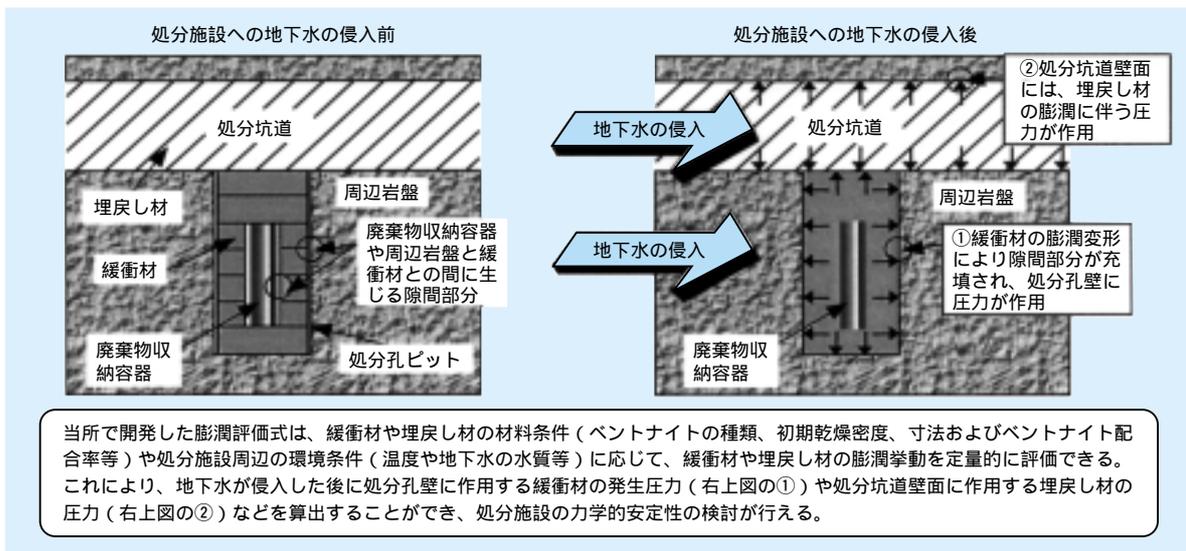


図2-4-1 高レベル放射性廃棄物処分における緩衝材・埋戻し材の役割

と共に、緩衝材・埋戻し材に要求される性能に応じて、砂とベントナイトの質量比率や締固め密度などの材料仕様を設計できる手法の開発を行っている。

ここでは、当所で実施している緩衝材・埋戻し材の膨潤および透水特性について概説すると共に、当所で開発した膨潤評価式とその利用について述べる。

## 2-4-2 緩衝材・埋戻し材の膨潤特性と評価式の開発

緩衝材や埋戻し材には、周辺岩盤との間に生じる隙間を充填するための高い膨潤性が要求されており、このような観点からの材料設計が必要とされている(図2-4-1)。このような背景から、当所ではベントナイトのみを締固めた材料に対する膨潤評価式を提案し、国産ベントナイトに対して適用性を確認してきた<sup>(15)、(16)</sup>。今後は、比較的安価な砂や現地発生土をベントナイトに混合して利用することや海外産ベントナイトを利用することにより、経済性を高めることが重要である。これらの材料への適用を可能にするため、様々な材料条件(密度や砂・ベントナイトの配合割合、陽イオンの種類等)や環境条件(地下水の水質や温度等)を考慮した膨潤評価式を新たに構築し提案している<sup>(17)</sup>。

当所では、粘土鉱物結晶間の反発力を評価できる拡散二重層理論式と結晶間の引力である van der Waals 力を評価できる理論式を、小峯らの提案するパラメータ「モンモリロナイトの膨潤体積ひずみ」の算出式<sup>(18)、(19)</sup>と組み合わせることにより、緩衝材・埋戻し材の膨潤評価式を提案した(図2-4-2)。この膨潤評価式では、砂とベントナイトの質量比率に関するパラメータを導入することにより配合割合を考慮している。また、ベントナイトに含有される主要陽イオンである Na、Ca、K、Mg の個数やイオン半径、価数等に関するパラメータを用いることにより、陽イオンの種類と組成を考慮できるようにしている。

この膨潤評価式の適用性を調べるため、国産ベントナイトを用いた緩衝材・埋戻し材(ベントナイトの配合率：5～100%、乾燥密度：1.19～2.27 Mg/m<sup>3</sup>)および海外産ベントナイトや他の国産ベントナイト(乾燥密度：0.99～2.01 Mg/m<sup>3</sup>)の膨潤圧・膨潤変形特性に関する実験データと提案した膨潤評価式の計算結果を比較

したところ、ほぼ整合することが分かった(図2-4-3)<sup>(17)</sup>。

提案した膨潤評価式によれば、地下水が浸入した後には処分孔壁や坑道壁面に作用する緩衝材や埋戻し材の圧力を算出することができ、実際に用いる材料や環境条件に則した処分施設の力学的安定性の検討が可能となる(図2-4-1)。

## 2-4-3 緩衝材・埋戻し材の透水特性とその内部構造観察

緩衝材・埋戻し材の最も重要な性質は放射性核種を人間の生活圏から長期間隔離するための低透水性であり、当所では、砂・ベントナイト混合材料の透水特性について実験的研究を行っている。ここでは、砂・ベントナイト混合材料の基本的な透水特性および最長120日間にわたってデータを取得した長期透水特性について述べる<sup>(20)～(22)</sup>とともに、電子顕微鏡による微視的な観察結果<sup>(18)、(19)</sup>も合わせて報告する。

図2-4-4に砂・ベントナイト混合材料の透水係数とベントナイト配合率の関係を示す。ベントナイト配合率とは、全試料の乾燥質量に対するベントナイトの乾燥質量を百分率で表示したものである。ベントナイトには山形県月布産のクニゲルV1(クニミネ工業製)、砂には粒径53～590 μmの三河珪砂6号を用いている。この図から、ベントナイト配合率が5～20%の範囲では、ベントナイト量の増加に伴い透水係数は著しく低下するが、20%以上になると透水係数の低下の割合が小さくなるのが分かる。配合率が5～20%の場合、透水係数は $1 \times 10^{-10} \sim 5 \times 10^{-12}$  m/secの範囲で大きく変化しているが、20%以上では $5 \times 10^{-12} \sim 1 \times 10^{-12}$  m/secの範囲にある。

上記の結果をより深く理解するため、試料周辺の温度と水蒸気圧が制御できる走査型電子顕微鏡により、砂・ベントナイト混合材料中のベントナイトの膨潤挙動を観察した。図2-4-5、2-4-6はベントナイト配合率が10%および50%の砂・ベントナイト混合材料内部におけるベントナイトの膨潤挙動の観察結果を例示したものである。いずれの写真も、加水前には水みちになると考えられる間隙が観察されている。また、混合材料中のベントナイトが吸水により体積膨張している状況が観察写真から認められる。ベントナイト配合率10%の

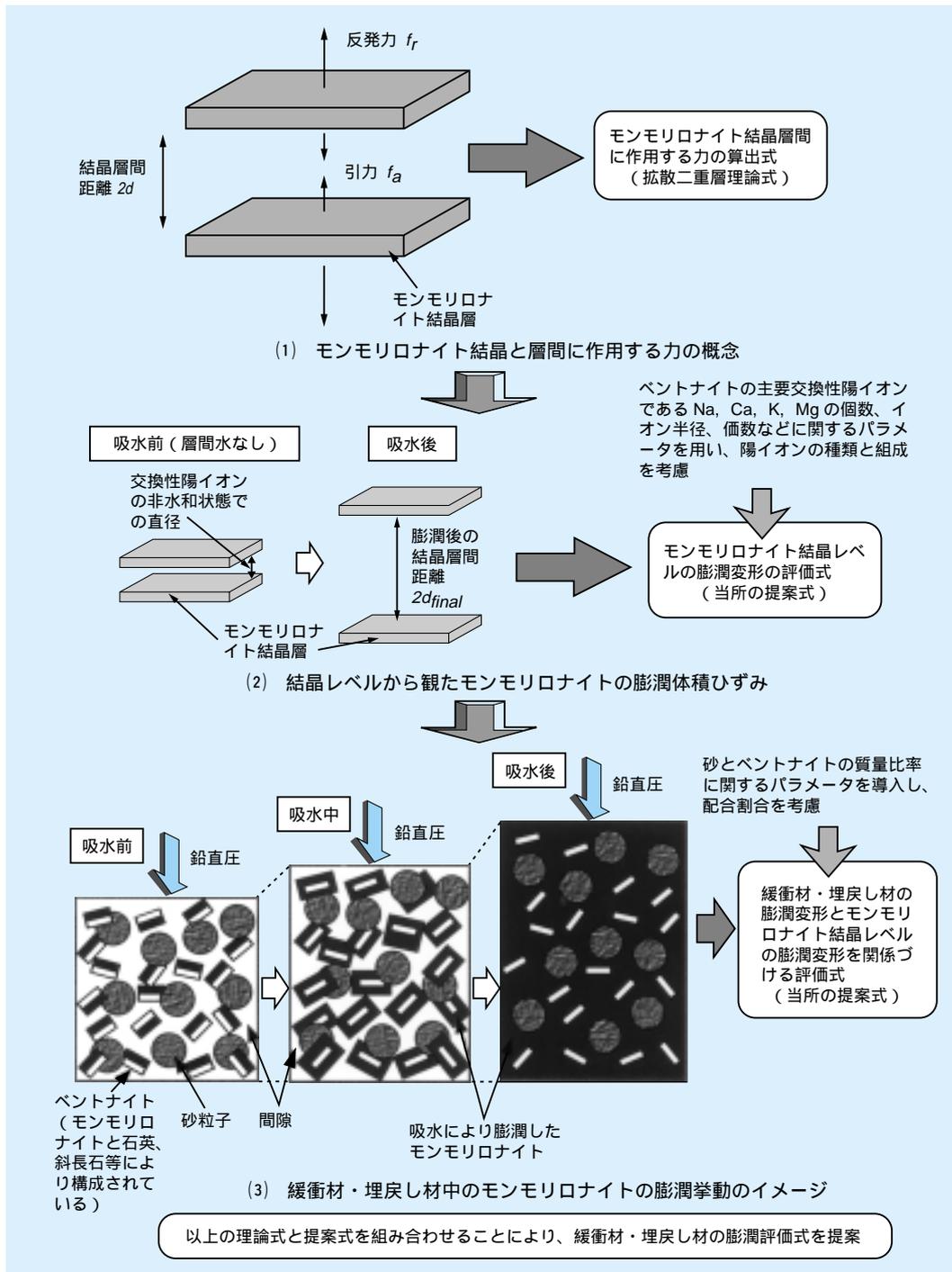


図2-4-2 緩衝材・埋戻し材の膨潤評価式 の概念

混合材料では、吸水によるベントナイトの体積膨張は水みちとなり得る間隙を十分に充填するまでに至ってなく、加水後も間隙が存在していることが分かる。一方、ベントナイト配合率50%の混合材料の観察結果では、ベントナイトが吸水により体積膨張し、それにより水みちとなり得る間隙がほぼ完全に充填されていることが分かる。同様の観察をベントナイト配合率5%、20%、

30%の混合材料に対し行ったところ、ベントナイト配合率が20%以上の試料では、間隙がベントナイトの体積膨張により徐々に充填され、最終的には完全に間隙が充填されている状況が認められた。

図2-4-4に示すように砂・ベントナイト混合材料の透水係数は、配合率が5～20%の範囲では、ベントナイト量の増加に伴い透水係数は大きく低下している。一方、

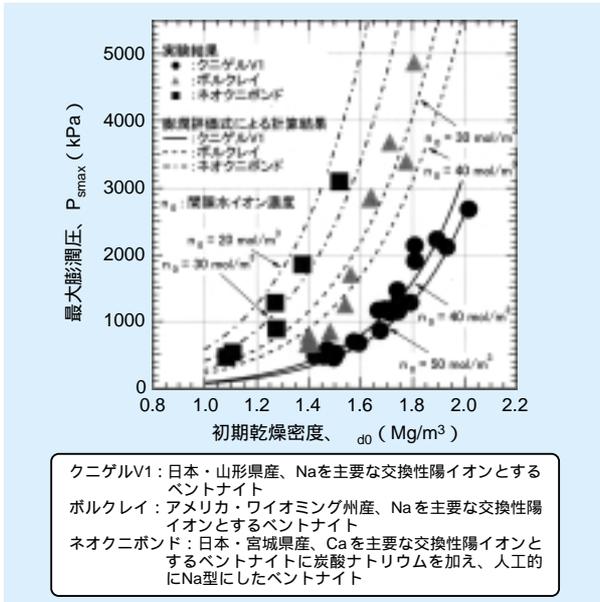


図2-4-3 膨潤評価式の適用性

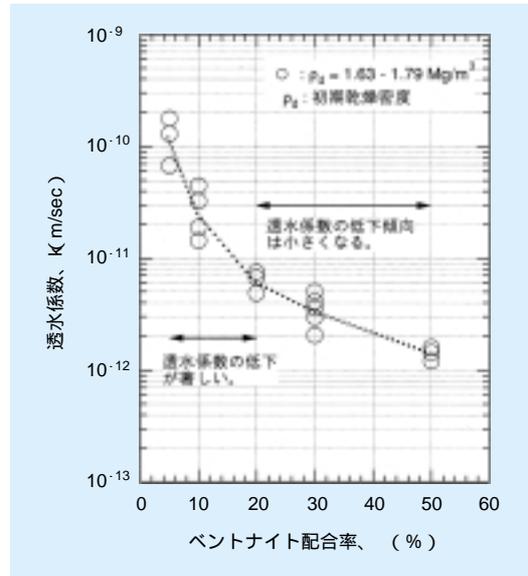


図2-4-4 砂・ベントナイト混合材料の浸透係数とベントナイト配合率の関係

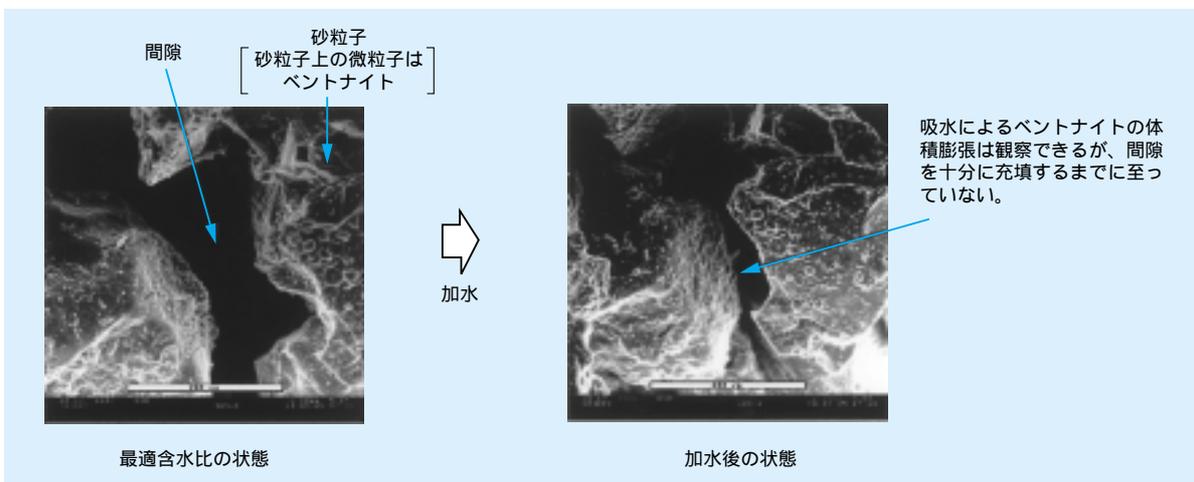


図2-4-5 ベントナイト配合率10%の砂・ベントナイト混合材料中のベントナイトの膨潤挙動

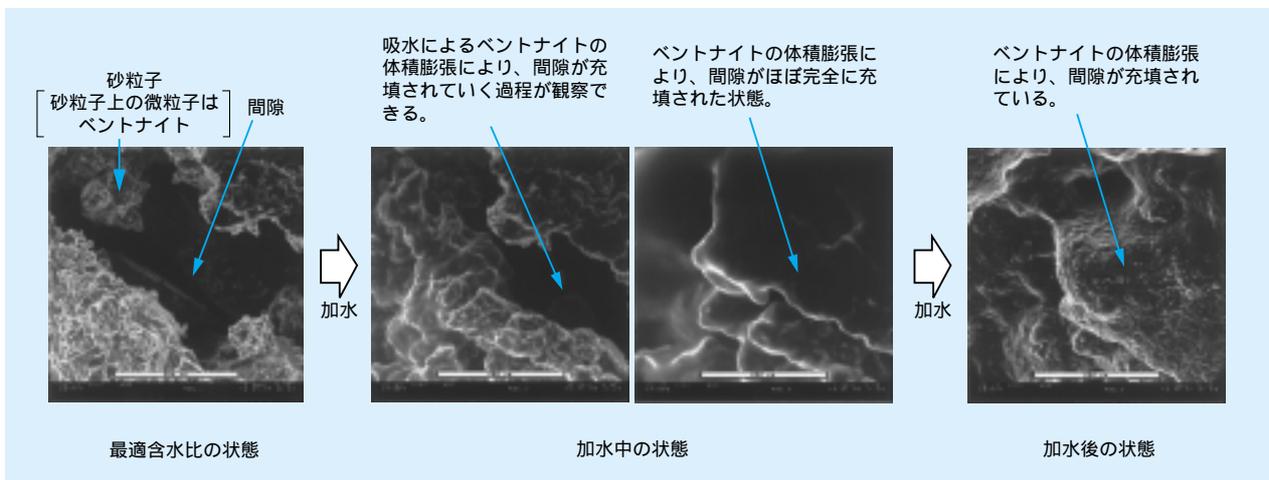


図2-4-6 ベントナイト配合率50%の砂・ベントナイト混合材料中のベントナイトの膨潤挙動

20%以上になると透水係数の低下の割合が小さくなる。図2-4-5に例示するように、配合率5%、10%では、間隙が完全には充填されない。このような場合は、ベントナイト量の増加により間隙の充填程度は大きく変化し、したがって透水係数の変化も大きくなるものと考えられる。一方、図2-4-6に例示するように、ベントナイト配合率が20%以上の場合は、ベントナイトの膨潤により混合材料中の間隙がほぼ完全に充填されるので、混合材料の透水係数は $10^{-11}$  m/sec以下と非常に小さく、またベントナイト量の増加に伴う透水係数の低下傾向も小さくなるものと考えられる。

以上に述べた透水特性および電子顕微鏡観察の結果から、砂・ベントナイト混合材料の止水性能は、ベントナイトが膨潤により混合材料中の間隙を充填することに起因していることが明らかになった。

図2-4-7に、それぞれ $1.58 \sim 1.62 \text{ Mg/m}^3$ および $1.71 \sim 1.79 \text{ Mg/m}^3$ の範囲にある乾燥密度の砂・ベントナイト混合材料の透水係数と経過時間の関係を示す。これらの図から、ベントナイト配合率が10%、20%の場合、透水係数は $7 \times 10^{-11} \sim 4 \times 10^{-12} \text{ m/sec}$ の範囲に、30%と50%では $6 \times 10^{-12} \sim 1 \times 10^{-12} \text{ m/sec}$ の範囲にあることが分かる。また、同じベントナイト配合率であれば、乾燥密度の大きい供試体の方が、その透水係数はやや低い値になっている。

各供試体の透水係数の経時変化については、ベントナイト配合率が50%の場合は約3000時間経過まで、30%の場合は約1200時間経過までの範囲で、その透水係数の変化はほとんどないことが、図2-4-7の結果から分かる。一方、ベントナイト配合率が10%と20%の場合は、先の30%や50%の配合率の場合と比較して、やや透水係数に変化が認められる。

図2-4-5、2-4-6に示したように、ベントナイト配合率が50%の場合、砂粒子間の間隙部分を膨潤したベントナイトがほぼ完全に充填していたのに対し、配合率が10%の場合には、ベントナイトの膨潤は生じているものの、

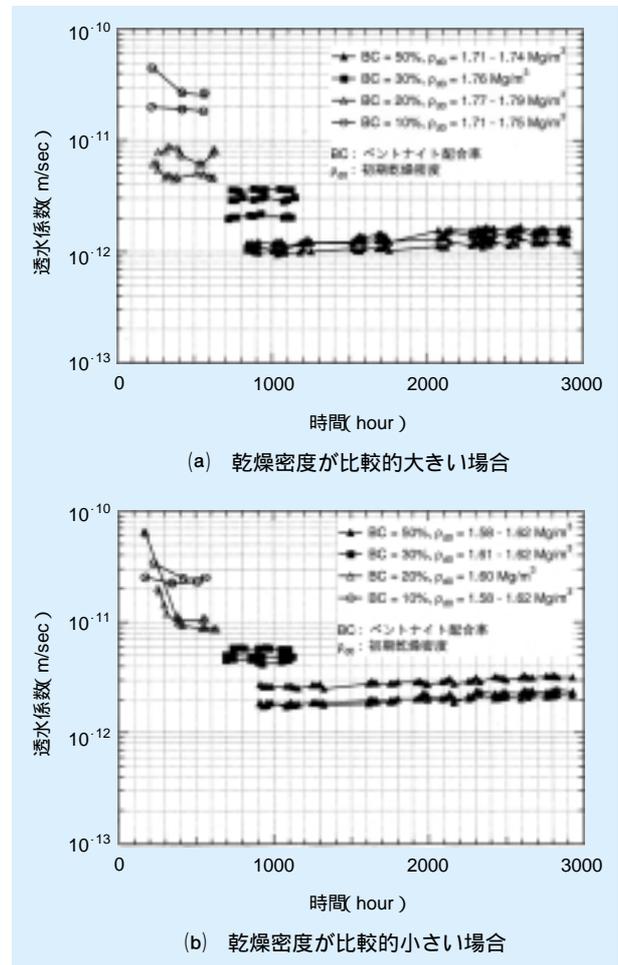


図2-4-7 砂・ベントナイト混合材料の長期透水特性

完全には間隙は充填されていなかった。このことから、ベントナイト配合率が比較的低い10%や20%の場合は、間隙の充填程度が不十分であり、時間の経過に伴いベントナイト粒子が砂粒子間を移動することが考えられる。これにより、時間経過に伴う透水係数の変化が生じたものと思われる。50%等のベントナイト配合率が比較的高い場合には、砂粒子間の間隙はベントナイトの膨潤によりほぼ完全に充填された状態であり、さらに間隙充填後もある程度の圧力を発生している状態にあるため、透水係数は低く時間が経過してもその変化は小さいと考えられる。

## 2 - 5 人工バリアの性能評価手法 - 処分の安全評価のための研究 -

### 2-5-1 人工バリアシステム全体の性能

人工バリア性能評価は人工バリアシステム全体およびシステム構成要素の性能を定量化し、合理的な設計や被ばく評価のための天然バリア解析への入力データを得る目的で実施する。

人工バリアシステム全体の性能は、システム構成要素である高レベルガラス固化体からの溶解、腐食したオーバーパック容器や緩衝材中を通過する放射性核種の移行挙動を、移流分散方程式を基本とした核種移行解析で評価する。この解析を実施するにあたり、ガラス固化体の溶解をはじめとする構成要素の挙動、ならびに吸着反応や沈殿反応など核種の移行に影響する種々の事象の現象論的解析は、長期に渡る性能を実験的に示すことの限界から不可欠であり、システム全体解析のパラメータ条件の妥当性を示すなどの支援的な役割を担う点でも重要である(図2-5-1)。

当所では、システム構成要素の性能を解析するに際し、処分場条件下で起こることが想定される地球化学的反応を考慮できる解析手法を開発し、高レベル廃棄物を対象とした人工バリアシステム要素の性能評価を実施するとともに、他の廃棄物の処分システム性能評価への応用も試みつつある。同時に人工バリアシステム全体性能を評価する移流分散コード、ならびに入力パラメータの頻度分布を考慮したシステム性能の不確

実性を解析するコードも整備した。表2-5-1に当所が開発した人工バリア性能評価コード<sup>23)</sup>、<sup>24)</sup>をまとめた。

### 2-5-2 人工バリア要素の性能評価モデルと評価例

#### (1) ガラス固化体からの核種溶出

STRAG4<sup>23)</sup>、<sup>25)</sup>は、ガラス固化体中の発熱による温度分布、放射性核種の濃度拡散と熱拡散、シリカ成分の溶解反応、ガラス表面層の成長と層中の拡散、溶解したガラス成分と地下水成分との地球化学反応を総合的に解くコードである。

ガラス固化体中での放射性核種の動きやすさは各核種の拡散係数の活性化エネルギーで決まり、拡散によりガラス固化体表面に移動した核種は、ガラス固化体母材ホウケイ酸ガラスマトリクスの溶解に伴い周辺地下水に溶解する。その後一部の核種は地下水成分との沈殿反応により、地下水中濃度が溶解度と等しくなる。従って、ホウケイ酸ガラスの溶解挙動の記述がガラス固化体からの核種溶出を定量的に表す際に重要となる。

ホウケイ酸ガラスの溶解モデルは、その主成分である二酸化ケイ素の溶解機構を説明した遷移状態理論に基づく一次反応速度式に、実放射性ガラスを用いた浸出試験の結果<sup>26)</sup>を基に、経験的な補正項を加えた溶解速度式で表した。この溶解速度式ではガラス周辺の地下水中ケイ酸濃度が飽和濃度に近づくにつれて、溶解速度が補正項である長期溶解速度に近い値となる。本コードは地下水中ケイ酸濃度を地球化学平衡計算で求め、

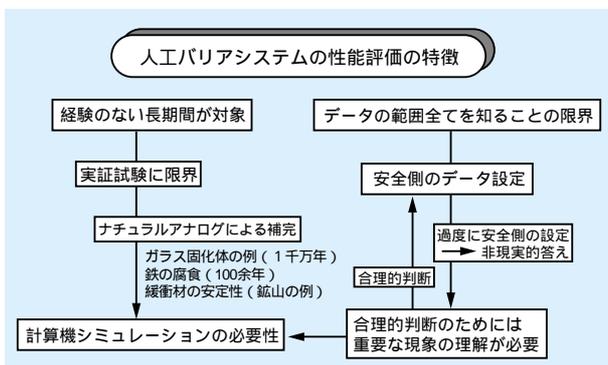


図2-5-1 人工バリアシステム性能評価の特徴

表2-5-1 当所の人工バリア性能評価コード

コード名	略称
ガラス固化体溶解挙動解析コード	STRAG4
オーバーパック容器腐食挙動解析コード	CRANP
緩衝材中核種移行解析コード	GESPER
人工バリア安全評価コード	RAPRAN
人工バリア性能不確実性解析コード	IMUPAS

溶解速度にフィードバックしている。

上記の溶解反応に加え、ガラス成分の溶解に伴い表面に成長する変質層の成長とその中での拡散による物質移動もモデル化した。また、ガラスの溶解の進展に伴い、固化体の表面積が減少する影響も考慮している。さらに固化体周囲のオーバーパック腐食生成物へのケイ酸吸着の効果や鉄イオンとの共沈効果も地球化学平衡反応として取り入れることも可能である。

同コードは種々の実験室データとの比較解析から、モデルやコード内で用いる定数の妥当性を確認した<sup>25, 27)</sup>。

試算によれば、ガラス固化体は処分場温度が90℃で一定という条件でも5万年以上(図2-5-2)<sup>23, 29, 30)</sup>、また、地層の温度と同程度の30℃では100万年程度の寿命が期待できる可能性が示されている<sup>23)</sup>。

このような極めて長期の溶解寿命は、処分後1,000年間には固化体の発熱による影響がなくなり<sup>25)</sup>、固化体の溶解開始時点ですでにケイ酸濃度が飽和溶解度に達するために、ガラスの溶解が極めて小さい長期溶解反応速度のみで決まることによる。

## (2) オーバーパック容器の腐食寿命解析

CRANP<sup>28)</sup>はガラス固化体の周囲のキャニスタあるいはオーバーパックが地下水と接触することにより起こる金属腐食挙動を解析して、容器の封じ込め性能を評価するコードである。鉄の腐食反応と金属材料表面での電極反応を考慮し、以下の反応をモデル化してある。

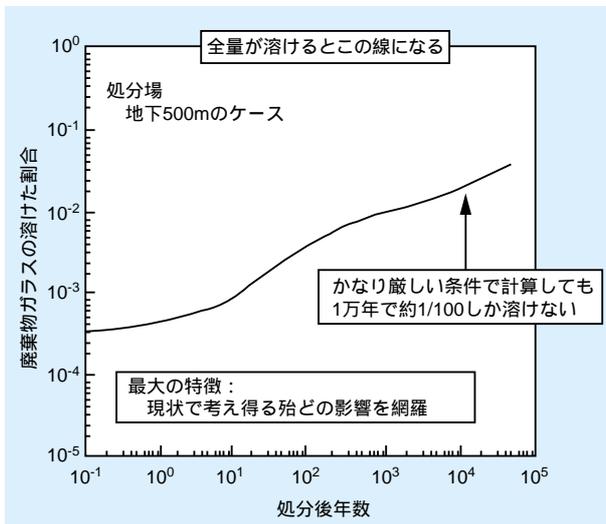


図2-5-2 STRAG4によるガラス固化体溶解挙動予測試算例

- ① 地下水中の溶存酸素による均一腐食反応
- ② 地下水成分の放射線分解で発生する酸素の影響
- ③ 低酸素濃度条件での水還元型腐食反応
- ④ 処分場内の温度変化を考慮した拡散係数の変化

オーバーパック腐食の解析結果を腐食量を時間の関数として図2-5-3に示す。腐食量は1,000年間でおよそ2~4cmであり、殆どが水還元型の腐食反応に起因し、溶存酸素による腐食は1,000年間で僅か数mmである。水素発生型腐食を水の還元と鉄の溶解反応それぞれを電極反応と捉えた場合の反応速度式の定数の設定により、腐食量に約2倍の相違が現れる。腐食量は、短期の室内試験による腐食速度5~6 μm/y<sup>29)</sup>の外挿による推定値と調和するが、腐食生成物による抑制効果を考慮すれば、より小さい値となる可能性が高い。また、水還元型の腐食反応は400年後以降は定常状態となり、一定となった腐食速度から、25cmの厚さ<sup>30)</sup>を想定したオーバーパックの全面腐食寿命を推定すると、反応速度定数の設定により17,000~90,000年となる。

## (3) 緩衝材中の核種移行解析

圧縮したベントナイトを想定した緩衝材領域では、拡散が物質移行のメカニズムとなる。従って拡散方程式が緩衝材中の核種移行解析の基本方程式となる。

一方、ヘンリー吸着を仮定して吸着の程度を表す分配係数は単純で計算コードでの扱いが簡易という利点があるが、化学条件の変化を追従できず、環境条件の変化に伴うパラメータの変動を考慮できない。GESPERは核種と緩衝材との吸着反応機構として、表面錯体生成反応、イオン交換反応を考慮し、それぞれの反応と

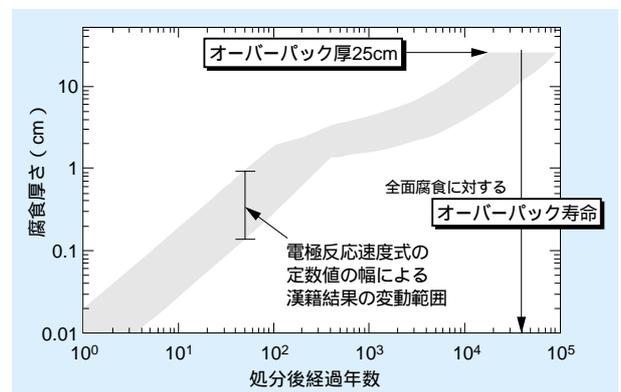


図2-5-3 CRANPによるオーバーパック容器腐食挙動予測試算例

移流・拡散挙動とをカップリングした解析が可能である。従って、環境条件や時間に伴う吸着の程度の変化を解析に取り入れることができる<sup>(30)</sup>。

核種の固体表面への吸着反応を、水溶液中での錯体生成反応に見立てた表面錯体生成反応モデルは、一般的な元素の鉄鉱物や土壌への吸着を対象として研究されてきた<sup>(31)、(32)</sup>。しかし、現状緩衝材の材料として有望視されているベントナイトを対象とした表面錯体モデルに必要なパラメータは希少なため、NpやPu等の吸着データを取得した上で解析を行い、同コードの適用性を検討してきた<sup>(27)、(33)~(41)</sup>。分配係数を用いた評価の妥当性を確かめる一手段として、表面錯体生成反応モデルによるNp、Pu、およびイオン交換モデルによるCsの拡散挙動の詳細解析と、分配係数による簡易解析を比較検討した。

その結果、緩衝材からの核種漏洩の立ち上がり、数値解法上の原因と思われる差が見られたが、定常フラックスはほぼ等しくなり、一定値の分配係数しか取り扱えないモデルでも正しい値の入力により、妥当な結果が得られることが確認できた<sup>(23)</sup>。

### 2-5-3 人工バリアシステム全体の性能評価

分配係数を用いた計算の妥当性に基づく一次元移流分散コードRAPRAN<sup>(42)</sup>は、移行現象を詳細にモデル化しない点で機動性に富み、種々の条件での人工バリアシステムからの核種漏洩挙動の計算が可能である。ま

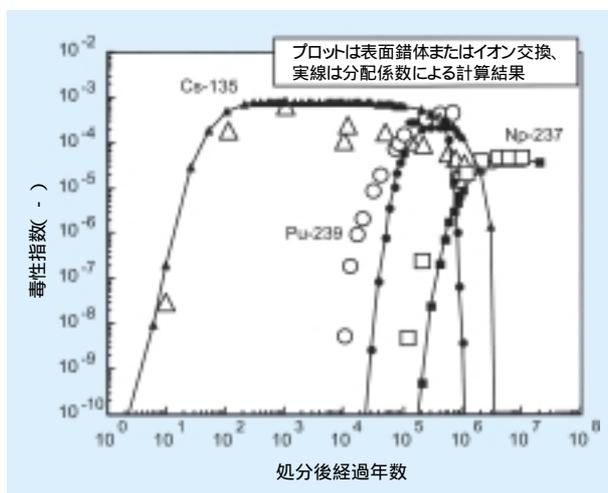


図2-5-4 GESPERによる緩衝材からの核種漏洩挙動の解析結果（吸着モデルの違いによる比較）

た、人工バリア周辺岩盤や天然バリア領域の解析にも対応できる。

これまでに、人工バリアからの核種漏洩挙動に対する液相および固相での溶解度の同位体分配の影響、緩衝材外側の境界条件や周辺岩盤中地下水流速の影響、溶解度等のパラメータの変動の影響、緩衝材の分配係数や間隙率等の時間変化の影響把握に用いている<sup>(23)、(41)、(43)、(44)</sup>。

### 2-5-4 人工バリア性能の不確実性解析

モデルやパラメータの不確かさにより、ガラス固化体の溶解寿命が評価モデルや入力パラメータ設定により異なったり、ベントナイトの種類や環境条件により核種の分配係数が幅広く分布する。人工バリアシステムの性能や仕様を検討する上で、パラメータの分布を考慮することで、評価結果の幅と確率の議論が可能となる。

当所のIMUPAS<sup>(45)</sup>コードは、人工バリアシステム領域の核種移行を解析解で求め、解析解コードに入力するパラメータをその分布関数からLHS法で抽出して繰り返し計算することにより解析結果を分布の形で得ることができる。

図2-5-5はガラス固化体の溶解寿命、人工バリア内部地下水中の核種溶解度、緩衝材への核種吸着分配係数の分布関数を想定し、人工バリア領域からの核種漏洩フラックスの最大値と緩衝材厚さの関係を試算した結果である。

同図には得られた漏洩フラックス最大値の分布の中

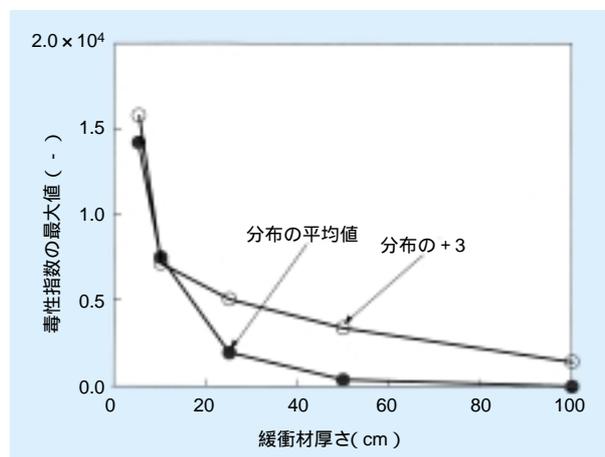


図2-5-5 IMUPASコードによる緩衝材厚さと漏洩フラックスの関係の試算結果

心値と+3（分布の99.5%が含まれる範囲）を示した。両者とも緩衝材の厚さの増加に伴い減少し、凡そ30 cm程度以上では漏洩フラックスの減少の程度が小さくなり、核種漏洩低減の観点からの最適な厚さへのパラメータ分布の影響は小さいことが示された<sup>24)</sup>、<sup>45)</sup>。

これまでに人工バリアシステム要素ならびにシステム全体の性能解析を目的とした核種移行シミュレーションコードを開発し、その時点で入手可能なデータを基に人工バリアシステムの性能評価を行い、入力パラ

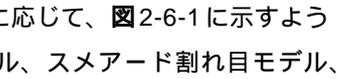
メータのばらつきによるバリア性能の不確実性を評価するコードを開発し、今後の評価に備えた。地下深部の現象の正確な把握をはじめとして、今後解明すべき点が残されているが、開発した手法に適切なパラメータを組み合わせることにより、概略の安全評価が可能と考える。

一連の評価コードは、今後のTRU廃棄物処分システム性能評価に向けて拡張改良する。同時に逐次得られる知見を基に、上記評価を実施する。

## 2-6 天然バリアの性能評価手法 - 処分の安全評価のための研究 -

高レベル放射性廃棄物地層処分の安全性を評価するためには、人工バリア性能評価に引き続き、人工バリアから放出される核種の天然バリアとなる岩盤中での移行挙動を評価するという天然バリア性能評価が必要となる。そのためには、核種の移行媒体となる岩盤の水理地質構造を適切にモデル化すること、構築された水理地質モデル中の地下水流動を評価すること、そして地下水とともに移行する核種の移行を評価することが重要となる。本節では、当所におけるこれまでの天然バリア性能評価手法の開発・検証・高度化の状況について紹介する。

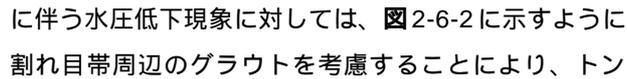
### 2-6-1 水理地質構造のモデル化

現在、岩盤中の地下水流動や核種移行評価のための媒体モデルは、結晶質岩を対象とした亀裂性媒体モデルと堆積岩を対象とした多孔質媒体モデルとに大別される。さらに、亀裂性媒体モデルは、実際の割れ目の性状やそのモデル化手法に応じて、2-6-1に示すように異方性多孔質媒体モデル、スメアード割れ目モデル、離散割れ目モデル、二重間隙モデル、割れ目ネットワークモデル、チャンネルネットワークモデルに細分される。多孔質媒体モデルにおいても、各地層を一定の物性値で代表させるモデルの他、各地層の異方性や深度依存性を考慮できるモデル、さらに同一地層中の物性値のバラツキを考慮できるモデルもある。

前述の高レベル放射性廃棄物地層処分の事業化研究においては、代表的な地質条件として、花崗岩地域では簡略化した二重間隙モデルを用い、堆積岩地域では各地層を一定の物性値で代表させる多孔質媒体モデルを用いたが<sup>46)</sup>、<sup>47)</sup>、より現実に近い状況をシミュレートできるスメアード割れ目モデル<sup>48)</sup>、<sup>49)</sup>や同一地層中の物性値のバラツキも考慮できるモデル<sup>50)</sup>、<sup>51)</sup>の構築・検証を進めている。

### 2-6-2 岩盤中地下水流動解析手法

構築された水理地質モデルに対して地下水流動解析を行うことになるが、当所ではこれまで、異方性多孔質媒体モデル、スメアード割れ目モデル、離散割れ目モデル、二重間隙モデルによる地下水流動解析手法の開発、検証を行ってきた<sup>48)</sup>、<sup>49)</sup>、<sup>52)</sup>、<sup>53)</sup>。

岩盤中の割れ目を効率的に評価できるスメアード割れ目モデルは、スウェーデン原子燃料廃棄物管理会社（SKB）との共同研究の中で一貫して行っているエスポ地下研究施設を利用した長期揚水試験<sup>48)</sup>、<sup>54)</sup>やトンネル掘削に伴う岩盤中の間隙水圧低下現象<sup>49)</sup>、<sup>55)</sup>に適用し、本手法が有効であることを示した。さらに、トンネル掘削に伴う水圧低下現象に対しては、2-6-2に示すように割れ目帯周辺のグラウトを考慮することにより、トンネル周辺の地下水流動をよりよく表現できることを明らかにした。さらに、地下水の温度や塩分濃度を考慮

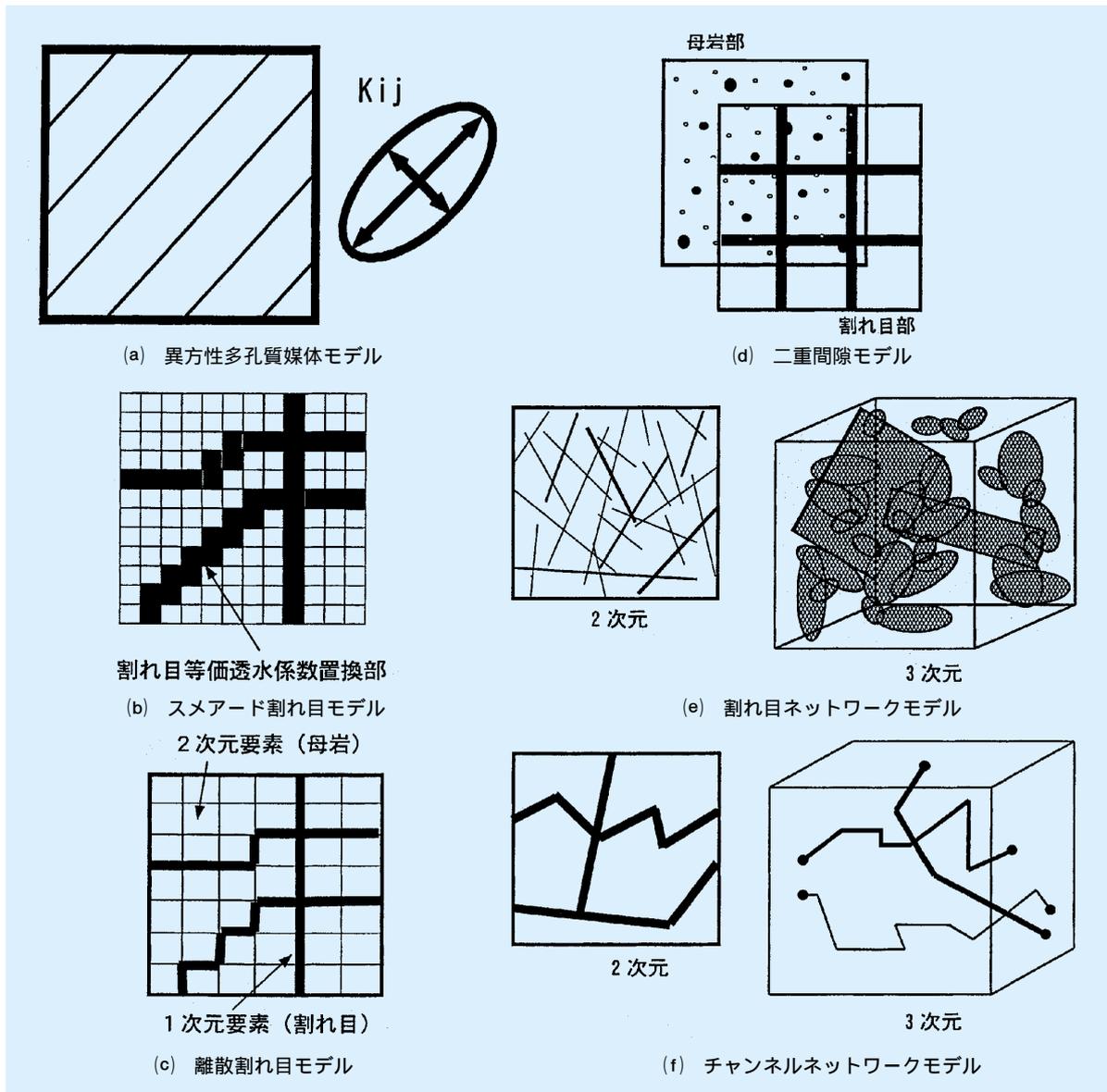


図2-6-1 種々の亀裂性媒体モデル

できるようにモデルの高度化を進めている。

多孔質媒体であっても、物性値、とりわけ透水係数が空間的に分布するような場においては、クリギング等により確率論的にその不均一性を評価する手法を開発し<sup>(54)</sup>、それをSKBで実施中の割れ目を通しての非吸着性トレーサ試験にも適用している<sup>(51)</sup>。

### 2-6-3 核種移行解析・評価手法

地下水流動解析結果を踏まえ、地下水の流れに沿った放射性核種等の溶質の移行挙動解析手法を開発・検証している<sup>(51)、(53)、(56)</sup>。溶質移行においては、移流、分散、

マトリックス拡散、吸着(あるいは収着)、崩壊連鎖、分解の現象をモデル化している。特に、SKBとの共同研究で実施している原位置試験では、単一割れ目を対象として、吸着性トレーサの挙動を流れの不均一性を考慮し、さらにマトリックス拡散や割れ目表面吸着を考慮して評価している<sup>(51)、(56)</sup>。図2-6-3はエスポ地下研究施設において単一割れ目中のKXTT4孔に種々の放射性トレーサを注入し、それを周辺ボーリング孔であるKXTT3孔から揚水した場合に得られた破過曲線を解析結果と比較した図である。この図から、割れ目内の透水性の不均一性のほか、吸着指標である岩盤マトリックスの分配係数と割れ目表面における分配係数を考慮

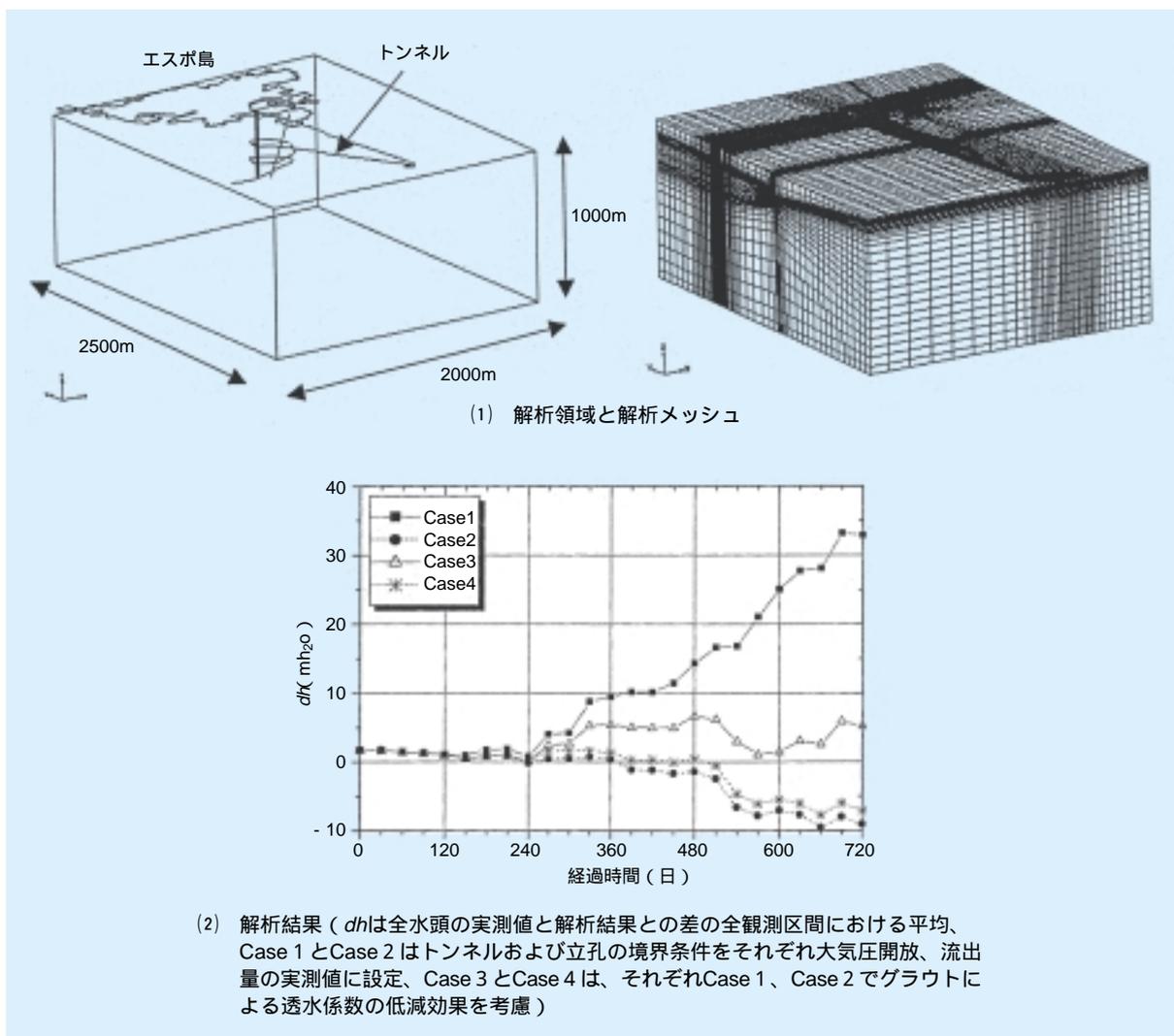


図2-6-2 エスポ地下研究施設におけるトンネル掘削に伴う水圧低下に関する解析

することにより、原位置試験結果を評価できることがわかった。

最近、地下水に本来含まれている成分を天然のトレーサとして、地下水流動の検証を行おうとする試みもなされている。特に、図2-6-4はエスポ地下研究施設のトンネル掘削により周辺地下水の水質が経過時間とともにどのように変化するかを評価したものであり、このような手法を用いることにより、地下水流動だけではなく、溶質移行現象も同時に評価できる。図では、特定の水質成分ではなく、水質の主成分分析から推定された起原水のトンネル掘削前後の分布について示している。同様な観点から、当所独自の地下水中の溶存ガスを利用して地下水の年代や地下水の混合を評価し

ている<sup>57)、58)</sup>。

以上のように、地下水中の溶質移行評価においては、人工トレーサを使用して評価する手法だけでなく<sup>51)、56)</sup>、天然に存在する水質成分、溶存ガス<sup>57)、58)</sup>、微量元素<sup>59)</sup>等を利用する手法が、近年多用されている。

当所では、国内での小規模な原位置試験や国外での本格的な地下研究施設を利用しながら、天然バリア性能評価に関する手法の開発・検証を行っている。さらに、現場調査や室内試験による補完により、来るべき高レベル放射性廃棄物の処分候補地等の選定に際して、天然バリア性能を適切に評価できるよう、一層の改良・高度化を進めていく予定である。

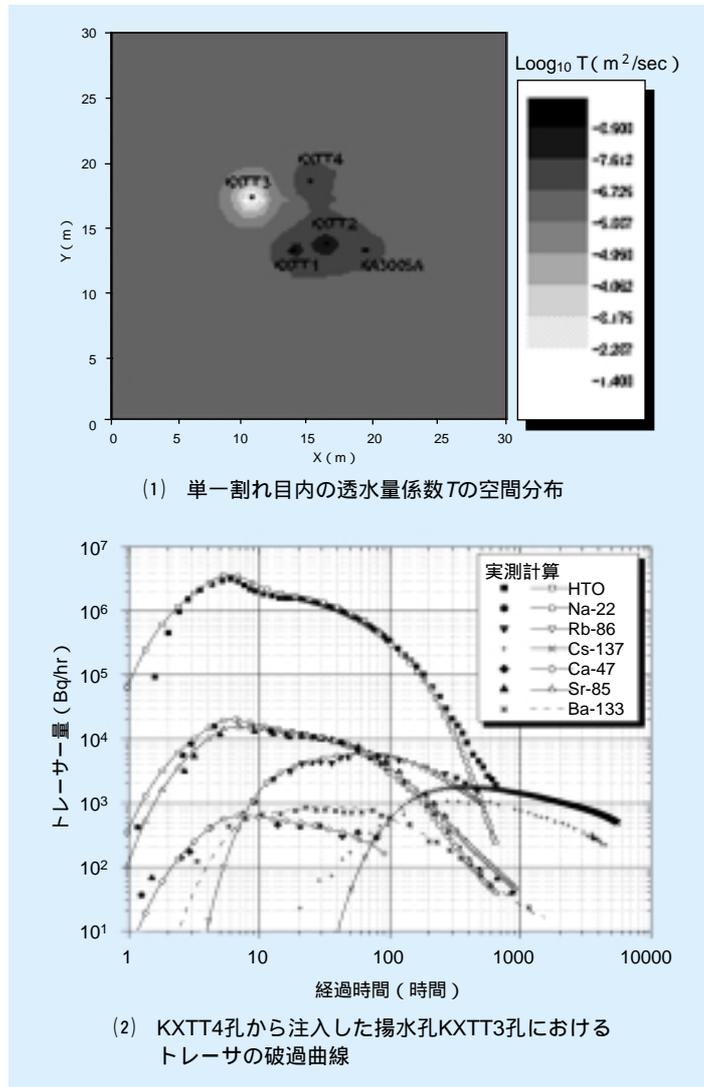


図2-6-3 エスガ地下研究施設における単一割れ目中のトレーサ移行解析

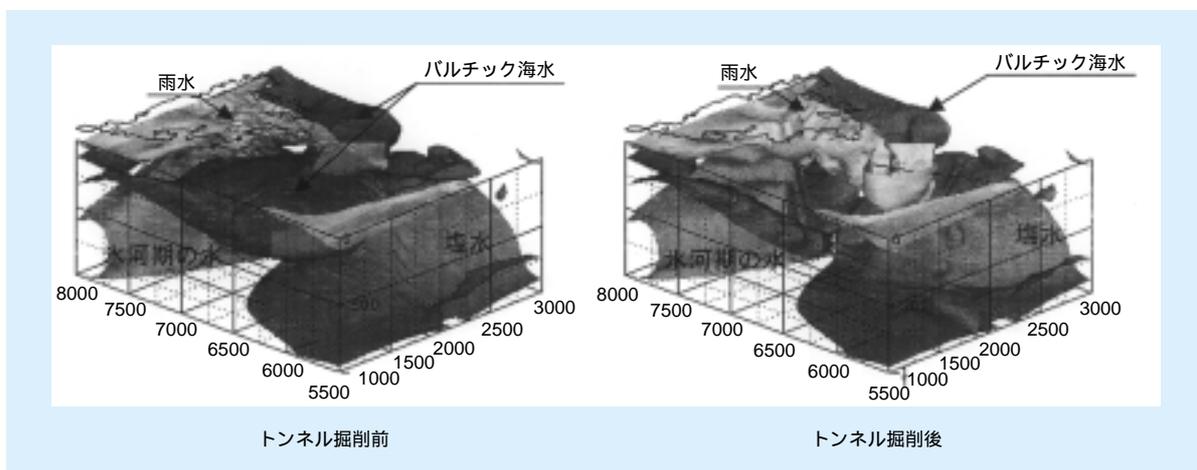


図2-6-4 エスガ地下研究施設におけるトンネル掘削に伴う周辺地下水の水質変化



第 3 章

# 3

TRU 廃棄物処分

### 第3章 TRU廃棄処分 目次

企画部原子力推進担当 部長 横山 速一  
狛江研究所原子力システム部 上席研究員 塚本 政樹  
狛江研究所原子力システム部 主任研究員 藤田 智成  
狛江研究所原子力システム部 主任研究員 杉山 大輔

3 - 1	TRU廃棄物処分の特徴	43
3 - 2	人工バリア(セメント)の特性評価	44
3 - 3	セメント系材料と処分環境との相互作用	47

横山 速一（8ページに掲載）

塚本 政樹（18ページに掲載）



藤田 智成（1991年入所）  
界面化学の観点から、高レベル廃棄物・TRU廃棄物の人工バリア構成材に対する放射性核種の収着挙動等について実験的な検討を進めると共に、バリア性能評価解析を実施している。また、コロイドの及ぼす影響評価にも従事している。



杉山 大輔（1994年入所）  
放射性廃棄物処分における人工バリアの化学的性能評価研究に従事。1998年4月より1年6ヶ月間英国AEAテクノロジー社に滞在、アクチニド元素を用いた試験を実施。セメント水和物の化学的変質、核種固定化現象を主に実験的手法により評価している。

## 3 - 1 TRU 廃棄物処分の特徴

再処理施設およびMOX加工施設から発生する超ウラン元素( TRU )核種を含む低レベルの放射性廃棄物(以下、本報告ではTRU廃棄物と称す)は、放射性核種濃度が比較的高いものから低いものまで広範囲に分布している。多くはセメント固化体であるが、アスファルト固化体も含まれており、また硝酸や有機物、金属等を含む多種多様な廃棄物である。さらに、半減期の比較的に長いTRU核種とともに安全評価上重要な $I^{129}$ と $C^{14}$ 及び $Cl^{36}$ を含んでいることが特徴的である。

TRU廃棄物処分施設はTRU廃棄物のこのような特徴を考慮して設計されなければならない。核燃料サイクル開発機構と電気事業連合会を中核とした共同作業チームにより「TRU廃棄物処分概念検討書<sup>(1)</sup>」が刊行され、わが国におけるTRU廃棄物処分概念が示された。本検討書によると、TRU廃棄物はその特徴を踏まえ、4グループに分けて処分することが提案されている。処分坑道は、幌型が提案されており、廃棄物の種類によってペントナイトがあるものと、ないものとに分けられる。TRU廃棄物の発熱は比較的小さいことから重ねて処分することができる。このため処分孔道自体は大きくなるが、TRU廃棄物の総量が高レベルガラス固化体総量より多いにも拘わらず、処分施設全体の大きさは約1/50程度になる。

わが国においては、高レベル廃棄物処分および低レベル廃棄物処分に関する技術開発は、当所や核燃料サイクル開発機構を中心として精力的に進められてきたが、TRU廃棄物処分に関する研究は遅れ気味であった。TRU廃棄物処分全体を把握した報告書としては、上記「TRU廃棄物処分概念検討書」がわが国における最初のものである。当所は、電気事業との共同作業を通じて本検討書作成にも直接携わったが、さらに、本検討書の基盤となる技術的知見の整備等を目的として、以下のとおり技術開発を継続実施中である。

放射性廃棄物処分に関する技術は、大きく立地技術、

処分施設設計/建設/閉鎖技術、そして安全評価技術に分けることができる。前2者については、多くの部分で先行している高レベル廃棄物処分技術開発や低レベル廃棄物処分技術開発で得られたものを改良活用できるものと思われる。TRU廃棄物処分と高レベル廃棄物処分を安全評価の観点から比較すると、大きな違いは人工バリアの構成、特にセメントを使用している点である。低レベル廃棄物処分においてもセメントが使用されているが、この場合はTRU廃棄物処分ほど、長期の安全性確保が要求されない。したがって、TRU廃棄物処分に特徴的な安全評価技術課題としては、セメントの長期的特性に起因するものが主となる。

以上より、以下を主要課題として取り上げることとした。

- ・セメント水和物の超長期的変質過程の把握とセメント水和物への放射性核種収着機構の解明

セメント水和物が地下水と長期間接触する間に、一部成分が溶解/再沈澱し、セメントの組成が変化する。放射性核種の溶解度はセメントを溶解した地下水組成に依存し、セメント水和物への放射性核種収着性能はセメントの組成によって変化する。

- ・セメントの影響を考慮した安全評価手法の開発(コロイドによる核種移行を含む)

セメントから発生するコロイドは核種移行に影響を及ぼす可能性がある。

- ・セメントからの高pH地下水による影響把握

諸外国においては、高レベル廃棄物とTRU廃棄物の一部を同一のサイトに処分する計画がある。この際、TRU廃棄物処分に使用する大量のセメントが高レベル廃棄物処分に影響を及ぼす可能性が議論される。この影響はTRU廃棄物処分施設の周辺岩盤の核種遅延効果にも関係するため検討の必要がある。

これらの研究実施においては、TRU廃棄物に含まれる有機物、硝酸塩の影響を考慮して進める。

## 3-2 人工バリア(セメント)の特性評価

放射性廃棄物処分においてセメント材料には人工バリアとして核種閉じ込め能力が期待される。長半減期核種閉じ込めの安全確保のためには、収着性能に代表される化学バリア性能が特に重要となる。ところが、安全評価期間において、セメント水和物は化学的に変質し、これが化学バリア性能に変化をもたらす可能性がある。よって長期的なバリア性能の評価には、セメント水和物の化学的変質と核種収着挙動の関係を把握する必要がある。

また大量にセメントを使用する TRU 廃棄物処分ではセメントを起源とするコロイド生成の可能性が認識されており、その核種移行挙動への影響評価も必要である。

### 3-2-1 セメント水和物の長期変質<sup>(2)</sup>

放射性廃棄物処分で利用が想定されるセメント材料として、普通ポルトランドセメント(OPC)、高炉スラグセメント等がある。また最近、水和セメントの溶解による高pH、高Ca環境に起因した処分場周辺の岩盤や緩衝材(ベントナイト)の溶解、変質を抑制する観点から低アルカリ型セメントが注目され、研究が進められている。

地下処分場環境において、セメント水和物は地下水との接触による構成成分の溶解、イオン成分との反応による鉱物生成、熱的条件による構成鉱物の変成等により化学的に変質する。これは化学バリア性能の変化につながる可能性があり、セメント水和物の化学的変質挙動の把握は、長期的なバリア性能の評価において重要である。

そこで、溶解反応に注目し、三種のセメント硬化体(OPC、高炉スラグセメント、低アルカリ型セメントの一つであるポゾラン材料高含有セメント(以下HFSC<sup>(3)</sup>)の微粉碎試料を用いて蒸留水への溶解実験を行った。その結果、OPC水和物では、図3-2-1に示すように水和反応の進行とポルトランドイト( $\text{Ca}(\text{OH})_2$ )の溶解による構成鉱物の組成変化が見られた。一方、高炉スラグセメントおよびHFSCの水和物では構成鉱物の溶解

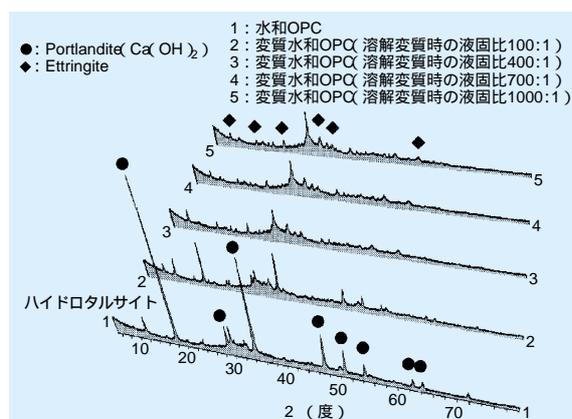


図3-2-1 溶解変質によるOPC水和物の変化(粉末X線回折パターン)

度が低い組成に大きな変化はなかった。また、いずれの試料についても、浸漬時間の増加に伴い、水との接触による水和反応の進行や溶解に伴う構成鉱物の組成変化が原因と推察される比表面積の増大を観察した。

上記の溶解変質実験における固相分析に基づき、水和・溶解モデルを作成した。本モデルは、非晶質水和物であるCSH gelの溶解に加え、変質実験で同定された結晶質水和物の溶解をも考慮できることが特徴である。その結果、OPCおよびHFSCの水和物について、固相中の主要な鉱物の組成分布、さらに図3-2-2に示すように液相のpH、Ca濃度を、ほぼ再現することができ、本モデルの妥当性が示された。同時に、本モデルの評価精度を高めるためには、アルミネート系鉱物の溶解データを整備する必要があることも示された。

今後は、連続的な通水によるセメント水和物の溶解

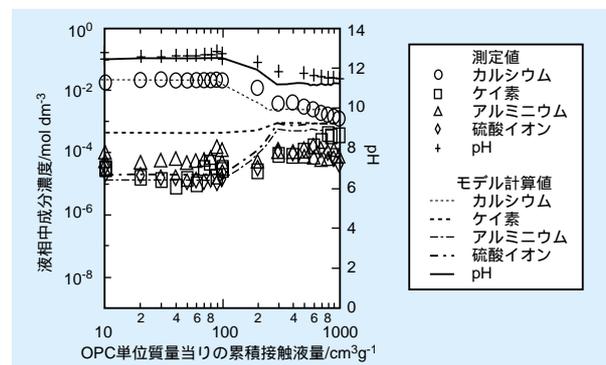


図3-2-2 溶解モデルによる液相組成計算結果(OPC水和物)

変質実験を行い、上記で得た溶解化学反応の知見と組み合わせることで、実処分場におけるセメント水和物の溶解に伴う物質移動現象を検討する。

### 3-2-2 セメント水和物への核種収着現象<sup>(4)(5)</sup>

セメントの化学バリア性能は、その高pH緩衝性による放射性核種の溶解度低下やセメント水和物への核種収着現象などで放射性核種の移行が遅延されることによりもたらされる。よって、核種収着の分配比は、処分の安全評価において重要なパラメータである。

セメント水和物への核種収着データについてはいくらか報告例があるものの、長半減期のアクチニド元素についてのデータは少ない。また低アルカリ性セメントについては、核種収着データはほとんど見当たらない。

そこで、OPCおよびHFSCの水和物に対するトリウム、ネプツニウムの収着による分配比を、微粉碎試料を用いたバッチ法により取得し、 $10^3 \text{ cm}^3 \text{ g}^{-1}$ 以上と大きな値を得た(図3-2-3)。この結果は、アクチニド元素に関してこれらのセメント材料の化学バリア性能を十分に期待できることを示すものである。

また、セメント水和物の化学的変質と核種収着挙動の関係を把握することを目的に、蒸留水への溶解により変質させたセメント水和物の微粉碎試料へのトリウム、ネプツニウムの収着実験を行った。OPC水和物、HFSC水和物の双方について、溶解変質によって分配比が増大した(図3-2-3)。主な原因として、図3-2-4に示す

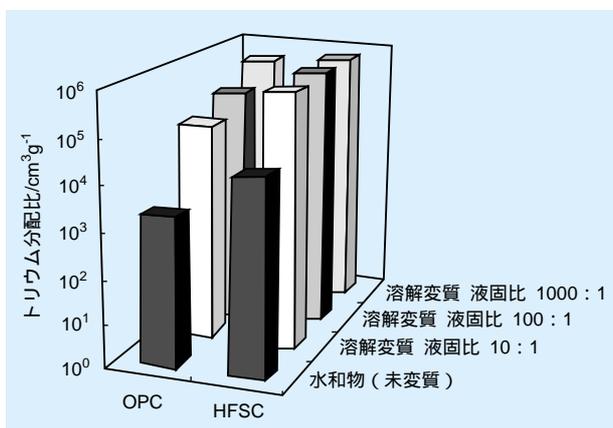


図3-2-3 セメント水和物および溶解変質セメントへのトリウム収着分配比

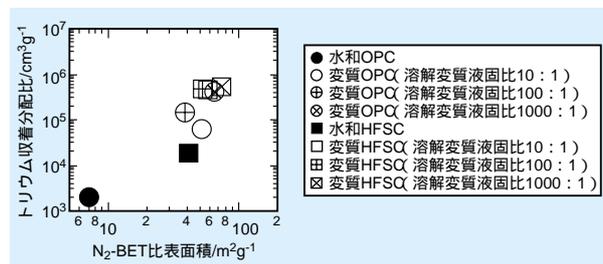


図3-2-4 トリウム収着分配比とセメント水和物および溶解変質セメントの $N_2$ -BET比表面積の関係

ように、変質による水和物の比表面積の増大が考えられた。これにより、溶解によりセメント水和物の変質しても、アクチニド元素に対する化学バリア性能は低下しない可能性が示された。

処分環境中の水熱変成による化学バリア性能変化について、70 までの温度で熱変成させたOPC、高炉スラグセメントに対する陽イオン形態のストロンチウムと陰イオン形態のセレンの収着実験により検討した<sup>(5)</sup>。熱変成によってセメント水和物を構成する鉱物の分解・生成や、結晶性の変化が起こること、またそれに伴って元素収着の分配比が変化することを観察した。この収着性能の変化は、収着する元素とセメント水和構成鉱物の組み合わせにより、向上する場合と低下する場合があります。長期的なバリア性能の評価においてセメント水和物固相の変化の考慮が重要であることが示された。

長期的なセメント水和物の化学バリア性能の評価には、対象とする実期間のデータ取得が不可能であることから、メカニズムを明らかにしたモデル評価法が不可欠である。そこでセメント水和物へのトリウムの収着挙動について、反応を水和物表面における吸着反応とみなした表面錯体モデルを用いて予備的に評価を行った<sup>(4)</sup>。パラメータ計算結果と収着実験結果を比較し、表面錯体モデルは適用可能と判断された。

これまでは、セメント水和物への核種の収着現象を表面吸着と仮定して検討を進めてきた。しかしながら、セメント水和物と核種の相互作用では、吸着に続いて構成水和鉱物中に取り込まれたり、鉱物の溶解・再沈殿時に共沈するなどの可能性がある。今後はセメント水和鉱物と核種の共沈実験を進め、上記の固定化に関わる各現象の把握、モデル化によって、信頼性の高い統合的な核種移行評価手法を開発する。

### 3-2-3 セメント施設から発生するコロイドの影響評価

地中における放射性核種の移行へのコロイドの関与の可能性は、広く認識されつつある。しかしその挙動や移行する媒体の複雑さから、信頼性の高い評価には至っていない。コロイドのみならず影響は、放射性核種がコロイドに収着すること(擬似コロイドの形成)による、放射性核種の見かけの溶解度の上昇と、イオン状の放射性核種とは異なる移行挙動をとることにあると考えられる。

コロイドの発生源は地質鉱物や腐植物質など不偏的に存在すると考えられるが、処分に使用されるセメントもその一つとなる可能性がある。そこで、処分場に設置されるセメント施設から発生するコロイドの核種移行に及ぼす影響評価のため、セメントコロイドの発

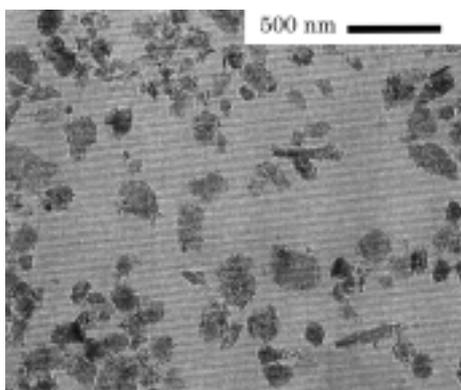


図3-2-5 発生したコロイドのTEM観察写真

生を確認する浸出試験及び発生したコロイドの特性評価を行った<sup>6)</sup>。

浸出試験は、粉碎したセメント水和物を模擬地下水溶液に浸漬し、最長で8ヶ月の静置期間の後、溶液を採取した。溶液中に浸出したコロイドを観察基板上へ超遠心析出し、透過型電子顕微鏡(TEM)によって観察した。

図3-2-5に、ポゾラン材料高含有セメント<sup>7)</sup>(以下、HFSC)から発生したコロイドのTEM写真を、表3-2-1に発生したコロイドの数濃度、粒径分布、組成および形状を示した。Ca-Si-Alを主成分とした楕円形状のコロイドが、最大で $1 \times 10^{12}$ 個/L観察された。コロイド数濃度は浸漬試験の固液比で変化し、固液比が高い場合は、コロイド数濃度は減少した。コロイド数濃度の値は、概ね中性近傍の地下水中的コロイドの測定例と同程度であった。

HFSCから発生したコロイドの特性は、溶液中のCa濃度に強く依存したものであることが、コロイド粒径分布やゼータ電位のCa濃度依存性を調べた特性評価試験から示された。Ca濃度が高い場合(約 $10^{-3}$ M以上)には不安定化し、凝集、最終的には沈殿して溶液中から除去される。このため、処分場においてもCa濃度が高い期間はコロイドの影響は少ないものと予想される。またセメントから発生したコロイドの安定性はDLVO理論を用いた解析による推定とほぼ一致し、DLVO理論を用いた定量的なコロイドの安定性評価の可能性が示された。

今後は今回の検討結果を踏まえて、コロイドに対する放射性核種の収着性とその可逆性の研究を実施する。また、地質媒体中における移動性についても検討していく。

表3-2-1 発生したコロイドの数濃度と特徴(D: Dominant M: Minor)

浸漬試験時の固液比	浸漬期間 8ヶ月		
	コロイド数濃度/ $N \cdot L^{-1}$	粒子形状および組成	粒径分布、平均粒径/nm
1 : 5	$6.3 \times 10^{10}$	D : クラスタ様(集合体) 楕円形状のSi-Al-Ca M : 楕円形状のCa	比較的粗大で広く分布 200nm
1 : 50	$1.1 \times 10^{12}$	D : 楕円形状のSi-Ca-Al M : 棒状のSi-Al M : 板状のCa	10nm - 300nm 66nm
1 : 100	$1.1 \times 10^{12}$	D : 楕円形状のSi-Al-Ca M : 棒状のSi-Al M : 板状のCa	10nm - 300nm 68nm

### 3 - 3 セメント系材料と処分環境との相互作用<sup>(8)</sup>

TRU 廃棄物の固化材や処分坑道の充填材として有望視されているセメント材料は、その成分の地下水への溶解により、地下水中カルシウム濃度が上昇したり、地下水 pH が高アルカリ性となる。そのような地下水がベントナイト緩衝材や周辺岩盤と相互作用を起し、これらの材料の性質が変化する可能性が知られている。従って、当該廃棄物処分施設設置に伴う周辺処分環境の健全性や処分システムへの安全性を評価するには、セメントによる化学的影響の把握が重要となる。

このような状況を鑑み、固化体(廃棄体)、人工バリア材、岩盤の間の相互作用による処分システム性能への影響を明らかにする目的で、処分施設周辺環境で起こりうる地球化学反応を評価する手法として、人工バリア領域と天然バリア領域を合わせた広域の地層処分環境での地球化学反応と物質移動を解析するコード GESPER を開発した。

TRU 廃棄物処分環境で想定される種々の事象の中で、セメントとの相互作用に関わる代表的な地球化学反応に着目し、緩衝材および岩の変質反応を同コードで予備解析した結果、TRU 廃棄物処分システム要素として想定したベントナイト緩衝材とカルシウムイオンとのイオン交換反応の影響の程度、セメント系材料から発生する高アルカリ性地下水(高アルカリブルーム)の移動に対する緩衝材・岩盤中で起こる水素イオンの吸着・脱着反応や鉱物生成反応の影響、岩盤領域で核種(特に被ばくの観点から重要となるヨウ素 129 などの陰イオン性の核種)吸着性に富む鉱物(セメントモルタルに含まれる C-S-H)が生成する可能性、等の知見を得た。図 3-3-1 には TRU 廃棄物処分施設から流れ出た高アルカリブルームが岩盤中を移動する際に、岩盤表面への水素イオンの吸着・脱着反応が移行解析結果にどの程度影響するかの試算結果を示す。同図より、解析時に同反応を考慮した場合には、高アルカリブルームの移動が大きく遅延されており、評価の際に考慮すべき反応の適切な選

択が評価結果の妥当性を左右することを示すものである。

本手法の整備により、緩衝材あるいは岩石の変質の程度や地下水 pH の変化のシミュレーションが可能となり、概略解析からは、岩石の変質により処分システムの安全性への影響が大きい放射性核種の吸着性の向上が期待できる可能性が示唆された。これらの効果の実証により、処分システムの安全性の観点からのサイト選定に裕度が生まれるとともに、人工バリアへの負担軽減に繋がると考えられる。従って、本研究でのシミュレーション結果の妥当性を検証し、処分システムの性能評価より確かなものとするために、実験データによる現象の補足的確認と詳細な解析を実施中である。

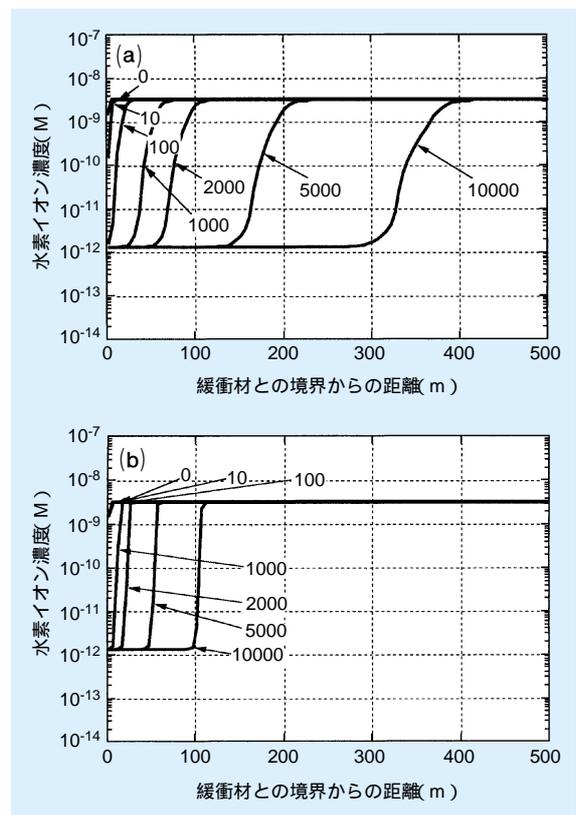


図3-3-1 高アルカリブルームの移行挙動試験結果。  
(a)岩盤等への水素イオンの吸着・脱着反応を考慮しない場合、(b)考慮した場合。図中数字は経過年数を表す。



第 4 章

# 4

低レベル放射性廃棄物処分

## 第4章 低レベル放射性廃棄物処分 目次

我孫子研究所構造部 主任研究員 広永 道彦

我孫子研究所地質部 上席研究員 馬原 保典

我孫子研究所高レベル・TRU廃棄物処分技術課題推進担当 河西 基

4 - 1	コンクリートの長期劣化	51
4 - 2	地下水流動の調査・評価	52
4 - 3	総合安全評価手法	54



広永 道彦（1983年入所）  
放射性廃棄物処分におけるセメント固化体等の廃棄体の健全性評価、コンクリートの耐久性評価研究を一貫して実施。バックエンド全般の廃棄物処分や使用済燃料貯蔵に関する研究に従事。平成5～6年に日本原燃株式会社に出向し、第2号埋設施設の設計、安全評価に関わった。



馬原 保典（1974年入所）  
定年まであと8年、今でもまだまだ現役をモットーに。地下水に溶けたヘリウムやその他の希ガスを質量分析器で追いかけて、深層地下水が発信してくるかすかな情報を基に地下水の生まれや年齢を推定する手法の確立を目指す地下水探偵団。

河西 基（8ページに掲載）

## 4-1 コンクリートの長期劣化

処分施設における核種移行抑止のための「人工バリア」として、コンクリートに要求される性能は、①作用する土圧等に対する耐力、②放射性核種の生活圏環境への移行を抑止するために、処分施設内への地下水の浸入を極力抑える止水性能、③仮に地下水が処分施設内に浸入した場合に核種の移行を遅延させる核種収着性能、である<sup>(1)</sup>。

放射性廃棄物処分施設の特徴は地中に埋設するため、通常のコンクリート構造物と異なり保守・補修が困難なことである。そのため、できるだけひびわれ等の劣化が生じないような設計、あるいは対策を講じる必要がある。

放射性廃棄物処分施設を構成するコンクリート材料には、通常の土木・建築材料としての検討以外に、上記①～③の役割ができるだけ長期に亘って維持できるための検討、また、それらの役割を著しく低下させる現象に対する検討・対策が必要となる。

本研究の目的は、放射性廃棄物処分施設を構成するコンクリートの人工バリア性能を適切に評価するために、処分環境下で生じることが予想される劣化作用に対して、①その劣化・進行程度を明らかにすることと、②それらの作用が生じた場合の人工バリアとしての核種移行抑止機能を評価できる手法を開発すること、である。

### 4-1-1 コンクリートの劣化作用

#### ① 化学的劣化に対する耐久性評価

地下水等に含有される酸・塩類に対する化学的劣化試験を行い、時間と劣化深さとの関係を整理した。その結果、硫酸ナトリウムに対する時間と劣化深さは、時間の平方根と比例関係にあることを示した(図4-1-1)<sup>(2)</sup>。

#### ② ガスの透気特性評価

処分施設内で水素ガスが発生した場合のことを想定して、コンクリートからの透気特性を検討した。処分施設は地下水によって飽和することが考えられることから、飽和状態におけるコンクリートの透気特性を把握する必要がある。当所では、飽和状態にした水セメ

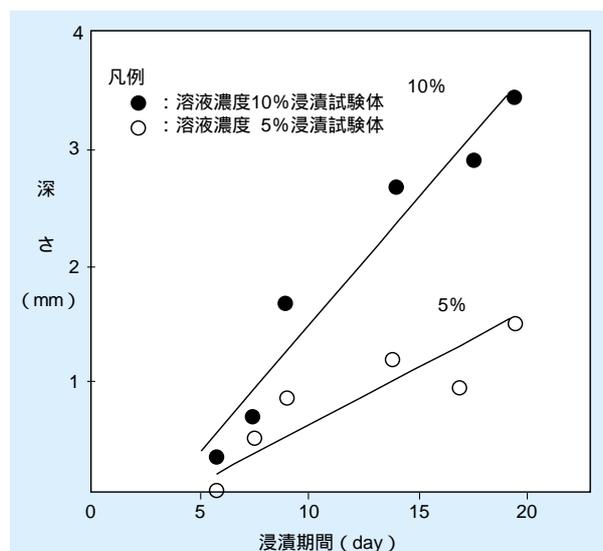


図4-1-1 エトリンガイドの浸透深さと浸漬期間の平方根との関係 (S/√t)

ント比150～300%のモルタル試験体を用いて透気試験を実施した。その結果、材齢の影響、配合の影響および細孔径分布の影響を把握し、飽和状態におけるモルタル試験体のガス透気特性を把握した<sup>(3),(4)</sup>。

### 4-1-2 長期止水性能評価手法の開発

放射性廃棄物処分施設は保守・補修が困難なことから、人工バリアとしての機能が、どの程度維持できるか？ という機能評価手法の確立が必要となる。

そのため、当所では処分施設が置かれる環境条件を考慮して、作用すると考えられる劣化現象をモデル化して、長期に亘る透水係数の評価が可能な手法を構築した。また、ひびわれおよび化学的劣化の進行を考慮した長期止水性能評価手法を開発し、その手法を用いて、良質な材料の選定、入念な施工を行えば、透水係数は長期に亘っても、大幅に低減しない可能性があることを示した(図4-1-2)<sup>(5)</sup>。

以上のような研究成果を蓄積することにより、コンクリートに人工バリアとしての長期耐久性が期待できるようになると、岩盤等、天然バリアの核種閉じ込め

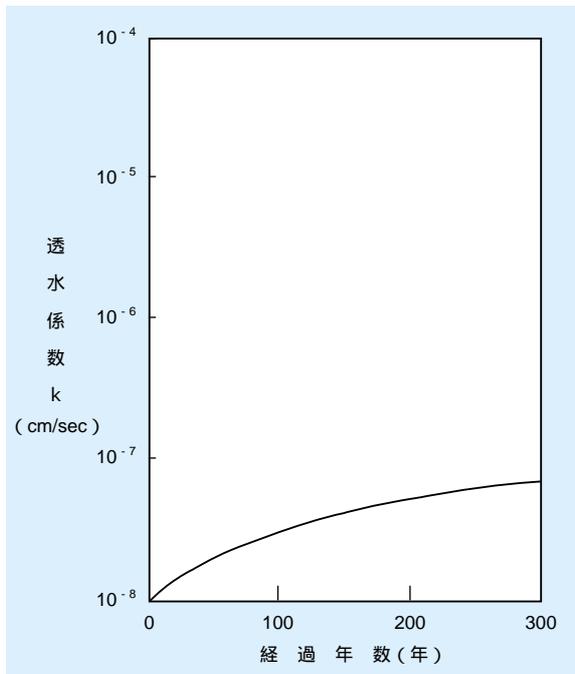


図4-1-2 透水係数の経時変化

機能に裕度ができる。すなわち、簡易な設計・安全評価およびコスト低減に寄与することができる。

また、今後のTRU廃棄物および高レベル廃棄物処分施設の立地選定に際しても、裕度のある選定に寄与することができる。

放射性廃棄物処分におけるコンクリートの耐久性に関する研究は、経済性を意識しながら「材料研究」、「設計検討」、「安全評価」との相関性を踏まえながら実施する必要がある。当所では、いずれの分野でも研究者がそろっており、上記のような意識の下で実施できる唯一の研究機関であると認識している。

今後は、処分環境条件を考慮したセメント溶解に伴う、セメント鉱物の変質と2次生成鉱物によるひびわれ等の閉塞現象を取り入れた止水性能評価手法の高度化を行う。

## 4 - 2 地下水流動の調査・評価

発電所の運転に伴い発生する低レベル放射性廃棄物は、地下施設に埋設される予定である。すでに、濃縮廃液をセメント等で固めた廃棄物は埋設作業が進められており、金属廃棄物を主体とする雑固化体埋設用の施設建設も進んでいる。今後は、放射性核種濃度の比較的高いものを地下50から100mの深度に埋設できるよう、サイトの地下水調査が検討されており、今まで以上に深部までの地下水の流動状況を詳細に調査することが求められている。

このような背景の下、地下水の起源や地下水の滞留時間を基に地下水の流動特性や地下水の鉛直方向の分布と地下水構造を明らかにすること、を目的として研究を実施した。

地下水の起源を知るために溶存イオン量、安定同位体、溶存希ガス濃度と同位体比を測定し、サイトにおいて連続的に計測されている、間隙水圧等のデータとも比較をしつつ、地下水の涵養域と流出域の区分や、地下水の涵養機構と浅層地下水の浸入深度等を評価し、サイトの地下水流動概念モデルを作成した。

### (1) 地下水の起源

浅層地下水は最近の降水を起源としており、深部には古い海水を起源とする塩分濃度の高い地下水が存在し、サイト全体としては浅層地下水と深部の塩水との混合で地下水が作られている(図4-2-1)。

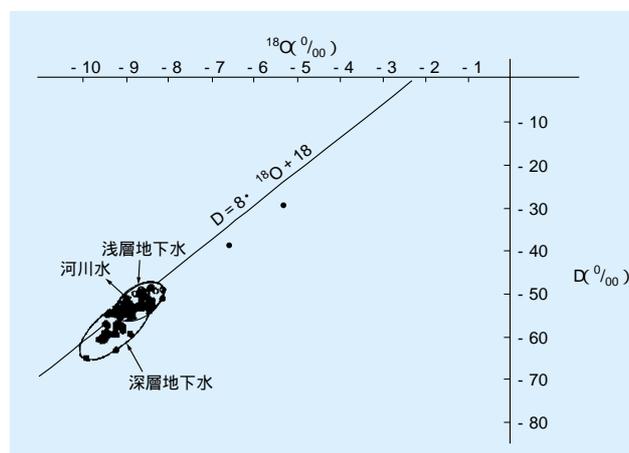


図4-2-1 サイト内の浅層・深層地下水および降水の環境同位体 (D、<sup>18</sup>O) の分布

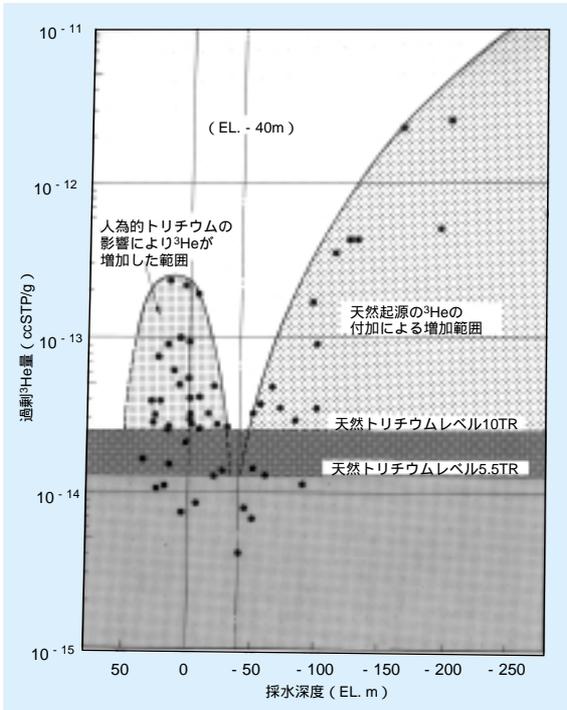


図4-2-2 浅層・深層地下水中の过剩<sup>3</sup>He量と天然トリチウムレベルおよび採水深度との関係(人為的トリチウム起源による<sup>3</sup>He量の増加領域と天然起源<sup>3</sup>Heによる<sup>3</sup>Heの増加領域)

### (2) 浅層地下水の浸入深度

降水を起源とする浅層地下水には、大気起源のトリチウムが含まれている。深度方向にトリチウム濃度とトリチウムが壊変して生成されるヘリウム-3(<sup>3</sup>He)濃度を調べると、1960年代前半の冷戦時代に米ソによって行われた大気圏内核実験の影響によってトリチウム濃度が上昇した範囲と、自然状態で地下深部から供給される天然起源のヘリウム-3濃度分布とを分離することができ、海拔-30mから-40mの範囲に、最近の降水を起源とする地下水の浸入深度が存在することが判明した(図4-2-2)。

### (3) 地下水流動概念モデル

地下水の水質分布、地下水の起源、地下水の滞留時間および浅層地下水と深層地下水の鉛直方向の分布を基に地下水の流動概念モデルを推定することができた(図4-2-3)。浅層地下水は数十年のオーダーで循環しており、深部に行くほど地下水の滞留時間は長くなり、海拔-100mから-50mより深い部分には、変質した海水を起源とする滞留時間も1000年以上に達する非常に流れが遅い塩水が存在する。

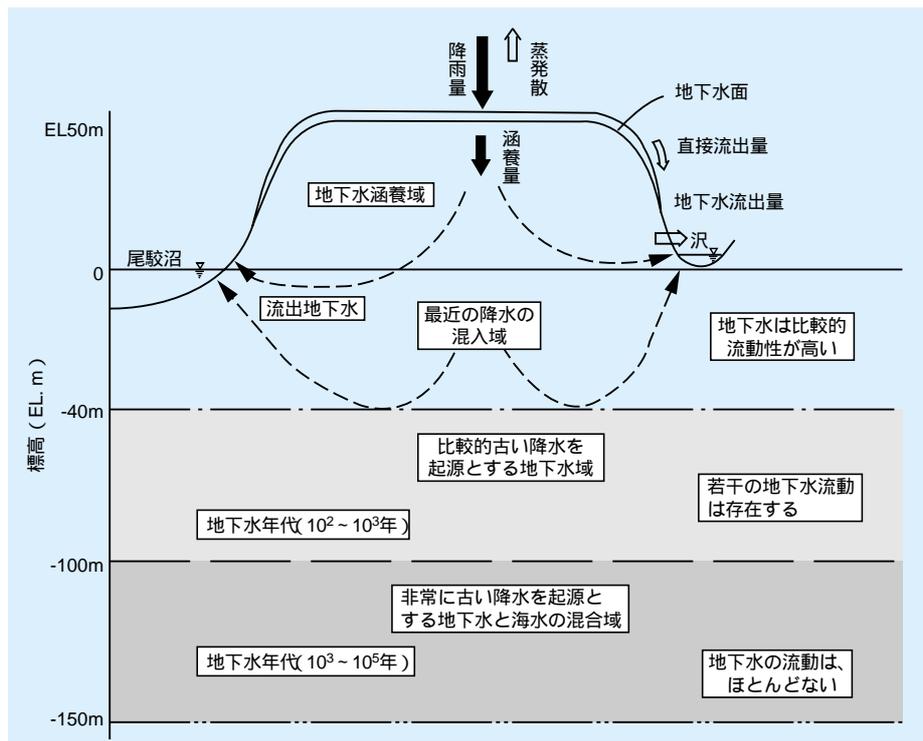


図4-2-3 地下水の流動概念モデル

## 4 - 3 総合安全評価手法

放射性廃棄物地下埋設処分の安全評価において、地下水移行経路は最も重要な評価シナリオの一つである。すなわち、固型化された廃棄体に地下水が直接接触する段階に至り、放射性核種が地下水中に漏出あるいは溶出し、地下水を媒体として処分施設から周辺の地盤中を移動し、その一部が人間環境に到達して被曝の原因となる。

このような地下水移行シナリオに関して、特に、低レベル廃棄物処分では浅地中の飽和～不飽和領域が、また高レベル廃棄物処分においては割れ目や破碎帯を有する深層岩盤中が、地下水流動と核種移行の場となる。

そこで、当所においては、これらの現象を精度良くかつ実用的に解析・評価するとともに、それらの結果をもとに人間への影響(被ばく線量等量)を合理的に評価するためのバリア性能評価手法(処分施設の人工バリア(主として高レベル廃棄物を対象)、天然バリア(周辺地盤)中の地下水流動・核種移行挙動および被曝線量評価から主に構成)の開発解析コードの体系化整備を図っ

表4-3-1 電中研の主要な放射性廃棄物処分バリア性能評価コード

要素	コード	内容	
人工バリア	ガラス固化体	STRAG4	ガラス固化中の核種の移行を評価する
	オーバーバック	CRANP	オーバーバックの腐食速度等を評価する
	緩衝材	GESPER	緩衝材中の核種の移行を評価する
	人工バリア全体	RAPRAN	人工バリア全体の性能を容易に評価する
天然バリア	地下水流動	GMF (FEGM)	割れ目系岩盤(地盤)中の地下水流れを評価する
	熱～地下水	CHGR	岩盤中の熱と地下水の連成挙動を評価する
	核種移行	RMF (FERM)	割れ目系岩盤(地盤)中の移行を評価する
	被曝線量	FORADO	食物連鎖等による被曝線量を評価する

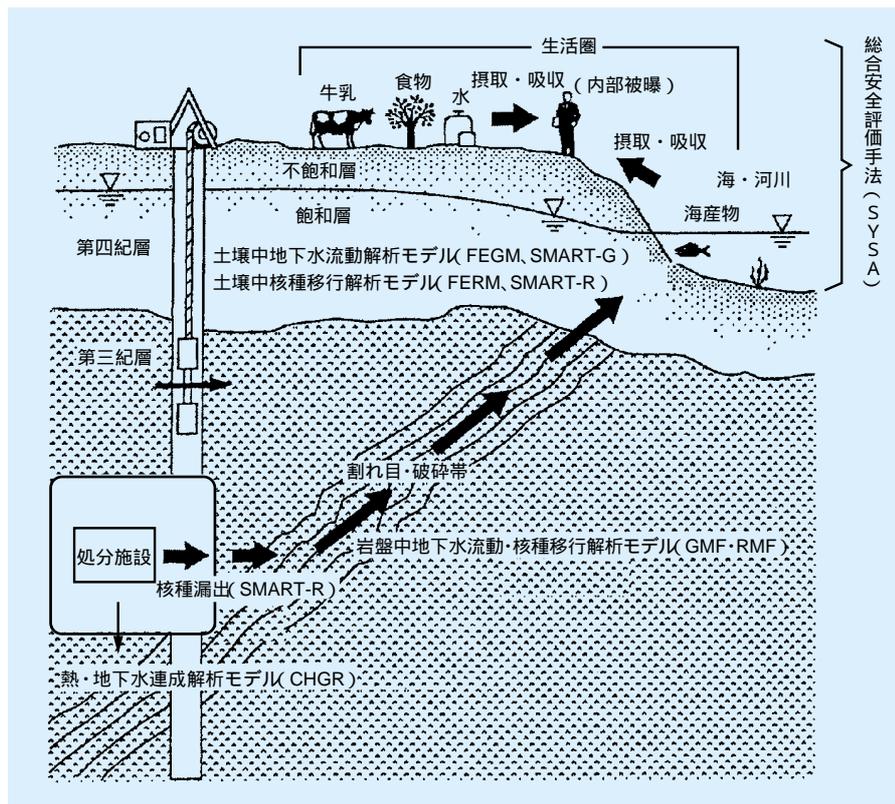


図4-3-1 バリア性能評価/安全評価コード体系の概念図

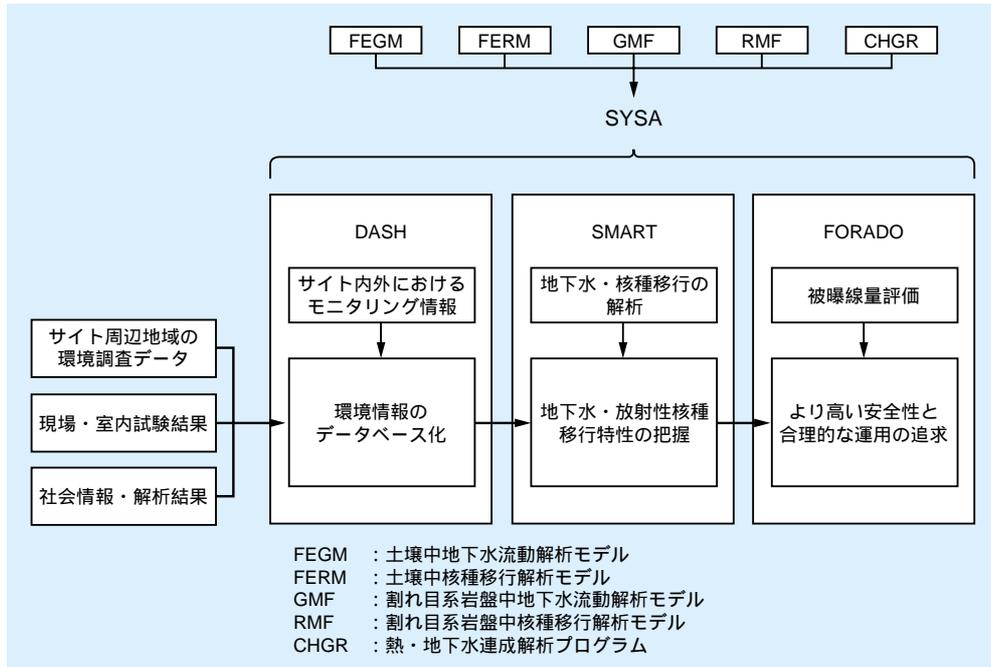


図4-3-2 総合安全評価システム (SYSA) の構成

てきた。表4-3-1は、当所における主なバリア性能評価コードの一覧であり、また図4-3-1はバリア性能評価コード体系の概念を示したものである。さらに、図4-3-2は、コンピュータシステムを用いて統合化した総合安全評価システム(SYSA)である<sup>(7),(8)</sup>。

これらのバリア性能評価手法や総合安全評価システムの研究成果は、日本原燃(株)および電気事業による青森県六ヶ所村における低レベル放射性廃棄物埋設施設の第1期(均一固化体を対象)および第2期(雑固体を対象)の事業許可申請支援等に反映されている。



第 5 章

# 5

解体廃棄物処理・処分・再利用

狛江研究所原子カシステム部 部長 松村 哲夫  
 狛江研究所原子カシステム部 上席研究員 服部 隆利  
 我孫子研究所構造部 上席研究員 尾崎 幸男

5 - 1 解体工事の環境影響評価手法 .....59  
 5 - 2 再利用技術 .....60



**松村 哲夫（1977年入所）**  
 軽水炉の炉心特性解析など燃料・炉心研究に従事する一方で、バックエンド研究として使用済燃料の貯蔵時の臨界安全解析、貯蔵時の燃料健全性評価並びに廃止措置研究に取り組んでいる。廃止措置研究では原子力プラント内の金属材料やコンクリートの放射化計算を専門とするが、放射化材料の切断時の粉塵の発生量評価および環境影響評価まで幅広く担当している。



**服部 隆利（1986年入所）**  
 中性子計測による廃棄物中の放射能評価作業環境中の空気中のラドンによる被ばく評価などの研究を経て、放射線モニタリング時の妨害となる周辺環境中のラドン挙動の解明に従事。現在は、主に、廃止措置時に発生する解体廃棄物の区分評価手法および廃止措置工事時の環境影響評価に係る研究に取り組んでいる。



**尾崎 幸男（1978年入所）**  
 使用済燃料等の輸送・貯蔵研究室長を経て、平成5年より原子力推進室、平成9年より原子力政策室において原子力施設の廃止措置を含むバックエンド対策に取り組む。平成10年よりバックエンドプロジェクト、平成12年より構造部において、解体廃棄物の再利用研究に重点を置いた研究を実施するとともに、大型解体廃棄物等の輸送研究も含めた廃止措置対策研究を実施している。

## 5 - 1 解体工事の環境影響評価手法

原子力発電所の廃止措置を円滑に進めるためには、解体時の安全性の確保はもとより、大量に発生する解体廃棄物のクリアランスレベル(放射性廃棄物として扱う必要のない放射能レベル)の検認など、微量放射能評価技術を確認するとともに、解体廃棄物の再利用や減容も含めた処理・処分、蒸気発生器等の大型放射性廃棄物の輸送が合理的に行われる必要がある。

現在、国および電気事業では、平成10年3月31日に約32年間に亘る運転を停止した、わが国最初の商業炉である「東海発電所」の廃止措置、具体的には平成13年度の「解体届け」および平成20年ごろの「解体開始」に向けた法制度・技術両面からの各種検討を行っている。

当所においては、平成7年度より放射性廃棄物の区分評価・簡易処分・再利用研究を継続して行っており、平成10年度からは解体工事の環境影響評価手法、微量放射能監視システムの開発を実施している。さらに、平成12年度より大型解体廃棄物の輸送システム研究にも着手している。商業用原子炉の廃止措置工事においては、原子炉施設の容器・配管等の切断に際し気体状、浮遊粒子状の放射性物質が発生する。このため、解体時に発生する放射性物質の形態・発生量やフィルター等の回収設備の性能等を明らかにし、環境への影響を評価することが重要である。

このため当所では、粉塵・水中浮遊物の発生、フィルター等の回収処理などの段階に分けて、環境影響評価手法を平成9年度より平成18年度までの10ヶ年の計画で構築し、評価方法を取りまとめたハンドブックを作成する計画である(図5-1-1)。

### 5-1-1 切断試験および評価モデル構築

容器・配管等の切断にも、気中での切断、水中での切断などがあり、切断方法もプラズマアークやレーザーなどの熱的切断、ソーヤカッターなどの機械的切断があり、発電所の炉型や切断箇所によって使い分けられる。

このため、本研究では、汎用的な評価を目的として以下の切断試験を実施し、切断速度や切断材料など

種々のパラメータを変化させて発生する粉塵や水中浮遊物等の形態・発生量を測定する試験を計画している。

- (1) 気中熱的切断パラメータ試験
- (2) 水中熱的切断パラメータ試験
- (3) 気中機械的切断試験
- (4) 水中機械的切断試験

併せて、粉塵等の形態・発生量を発生の機構論から検討し、出来るだけ汎用的に利用できる評価モデルを構築するための以下の研究も進めている。

- (5) 気中切断評価モデル構築
- (6) 水中切断評価モデル構築

これまでに、気中のプラズマ・アーク切断試験を行い、切断時の発生粉塵の生成過程を調べ、切断材料の金属元素の蒸発と凝縮が、主な粉塵の発生機構であることを明らかにした。また、粉塵と母材の元素組成比較により、ステンレス鋼の切断の場合には、環境影響評価上で重要な放射性物質である $\text{Co}^{60}$ の粉塵中の割合は、母材と同等以下であることが分かった。また、粉塵の発生の機構を解明するため、切断時の温度測定技術を確認し、切断部の温度は切断条件によらず約1,700℃であることを確認した。

### 5-1-2 粉塵挙動、回収設備試験および評価モデル構築

発生した粉塵の環境への放出を防止するため、切断時にはグリーンハウスと呼ばれる拡大防止囲いが設置される。さらに、排気は高性能のHEPAフィルターなどで粉塵の放出が防止される。また、発生した水中浮遊物は廃液処理設備で環境への放出が抑制される。これらの設備の性能を確認するため、以下の試験とモデル構築を実施している。

- (7) 粉塵挙動、回収処理装置試験
- (8) 粉塵挙動、回収装置、処理設備評価モデル構築
- (9) 廃液処理設備試験

グリーンハウスでは周囲よりも空気圧を低くし、粉塵などの漏洩が起きないように設計される。しかし、部分的に圧が高くなる場合に備えて、模擬グリーンハ

ウスによる粉塵漏洩挙動確認試験を実施し、漏洩条件(漏洩口仕様、内部圧力)による漏洩量を明らかにした。

### 5-1-3 環境影響評価

上記の試験、評価を総合化して、発電所の周囲環境

への影響について、次の研究を進めている。

#### (10) 環境影響評価

これまでに、代表的な(最も厳しい)事故事象、放射性物質の主要移行経路、対象核種の検討を行った。今後、各種試験や評価モデルの構築を進め、廃止措置時における環境影響評価手法を確立していく。

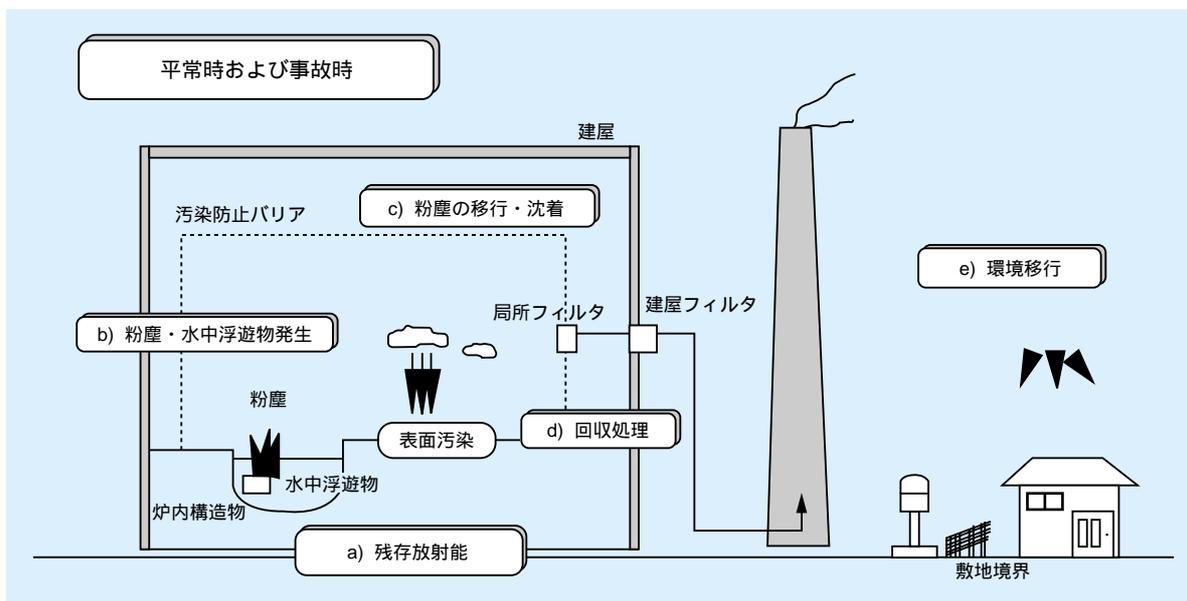


図5-1-1 廃止措置工事環境影響評価の全体フローにおけるポイント

解体廃棄物を合理的に再利用するためには、原子力発電所の廃止措置・解体撤去で発生する解体廃棄物の経年劣化性状を把握するとともに、再利用用途を事前に計画し、その用途に合った状態で解体廃棄物を搬出することが重要である。このためには、①系統除染 - 安全貯蔵 - 解体工事 - 解体廃棄物再利用・処分、までの「廃止措置・解体撤去」事業全般に亘る、各工程毎の実施内容・手順の相関関係を把握した上で、②発電所の様々なニーズに耐えられる幅広い再利用用途を整備する必要がある。

建設業界のコンクリート廃棄物の再利用状況を調査した結果、再利用成立条件はほぼ以下の3点に集約されることを明らかにした。

#### ① 需給バランスを考慮した具体性のある再利用計画

## 5 - 2 再利用技術

を立案すること

- ② 経年劣化による品質の変化に応じた再利用品の開発等、再利用用途を拡大すること
- ③ 再利用コストに大きく効いてくる輸送距離を20～50km圏内に抑えるとともに、できるだけ既存の処理技術が適用できる簡易な再資源化を行うこと

次に、解体廃棄物の経年劣化状況を明らかにすることを目的に、建設後約20年経過し、原子力発電所と同じように沿岸立地で当研究所の実物大(100トン級)輸送容器に対する大型試験施設(キャスクヤード)からのサンプリング調査・分析を実施した。海塩粒子による施設の塩害状況、基礎構造物の地下水影響、および耐火試験施設の熱による影響等の劣化状況を評価可能とす

る各種データを取得した。

コンクリート物性については、強度特性、中性化深さに対して、熱や地下水の影響を明らかにすることができた。セメント水和物性状については、X線回折、示差熱分析、X線マイクロアナライザー(EPMA)により分析し、大気に接触している表面近傍の中性化による影響(炭酸カルシウムの生成)、熱の影響に最も曝されている耐火試験装置コンクリートの熱影響(水酸化カルシウムがほとんど存在しない)、耐圧試験装置コンクリートの地下水影響(カルシウムの溶出状況)等を明らかにした。これらの経年劣化による品質の変化は、再利用の用途や製品の品質に大きな影響を及ぼすものであり今後ともデータの蓄積が必要である。

試験施設の中で金属廃棄物となる可能性のあるタンク・ポンプ類、計装機器、電気機器、電気設備、配管・ダクト等の主要機器類についても再利用の観点からの経年劣化評価を実施した。その結果、定期点検により整備されている機器類は、中古品としての再利用の可能性はあるものの、需要がない場合にはスクラップとしての価値しかないことがわかった。このことから、再利用を促進するためには発生者自らが再利用計画を立案・実行していくことが必要不可欠であるものとする。

当研究所においては、以上の経年劣化状況を考慮しつつ、原子力発電所の廃止措置・解体撤去事業を円滑に進め、合理的な解体廃棄物の再利用・処分計画を作

成するための支援システムを構築中である。この支援システムは「廃止措置・リサイクルシミュレータ」(以下、シミュレータと称す)であり、その基本的な考え方・手順は次の通りである。

- ① ユーザは、廃止措置の基本方針に従った廃止措置各工程の進め方を「廃止措置シナリオ」として、「シミュレータ」で予め用意されている選択肢より、選定・作成する。
- ② 「シミュレータ」は選定・作成された「廃止措置シナリオ」に従い、「シミュレータ」内の各データベースを用い、シナリオ実施に伴う社会的、法制度上等の課題の抽出やコスト、工期、発生廃棄物量等の環境負荷、安全性等の評価パラメータの算定を行う。
- ③ 「シミュレータ」は、抽出、算定した課題や評価パラメータに対し、社会的、経済的、行政的、事業的等、設定されている種々の観点からのシナリオの評価と評価データの出力を行う。
- ④ ユーザは、「シミュレータ」のシナリオ評価と評価データを参考に、作成シナリオの総合評価を行う。

この「シミュレータ」は上流側の計画に対するフィードバック機能があり、またその都度、条件変更もできるようになっている。一般構造物(キャスクヤード)の解体撤去への適用性評価を終了し、現在、軽水炉型原子力発電所への適用を図るべく整備・拡張を行っているところである。



第 6 章

# 6

処分技術に関する基礎的研究  
および将来技術

第6章 処分技術に関する基礎的研究および将来技術 目次

我孫子研究所地質部 上席研究員 馬原 保典  
 我孫子研究所構造部 主任研究員 広永 道彦  
 横須賀研究所電力部 上席研究員 天川 正士  
 横須賀研究所電力部 主任研究員 足立 和郎  
 横須賀研究所電力部 主任研究員 安井 晋示

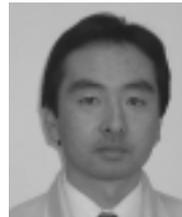
6 - 1 溶存ガスを活用した地下水調査手法の開発 .....65  
 6 - 2 低アルカリ性セメントの開発 .....67  
 6 - 3 低レベル放射性雑固体廃棄物のアークプラズマ溶融処理技術 .....68

馬原 保典（50ページに掲載）

広永 道彦（50ページに掲載）



天川 正士（1984年入所）  
 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いる。特に、溶融固化体の核種閉じ込め性を解明してきた。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。



足立 和郎（1986年入所）  
 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いる。特に、溶融固化体の強度や均質性を解明してきた。また、溶融時のアークプラズマの安定性に関する研究を実施している。



安井 晋示（1989年入所）  
 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いる。特に、可燃物の熱分解機構を解明してきた。また、溶融時の核種挙動に関する研究を実施している。

## 6 - 1 溶存ガスを活用した地下水調査手法の開発

放射性廃棄物の処分のためのサイト調査や安全評価において重要な地下水の滞留時間の推定、地下水の流動特性を調べたり地下水の入れ物としての地下の構造を把握したりするために地下水に溶けている希ガスをトレーサとして地下水の動きを調査している。

本研究の目的は次のとおりである。

高レベル廃棄物処分のための候補地選定やサイトの特性調査において、

- ① 地下水の年代(地下での滞留時間)を推定する、
- ② 火山活動の影響が及ぶ範囲を推定し火山活動の中心からサイトを離すべき距離に関する基準策定の情報を与える。

これまでに、

- ① 地下水に溶けているヘリウムガスの量とヘリウム同位体比を基に地下水中に蓄積されたヘリウム量を測定し、別途推定した1年間に地下水中に蓄積されるヘリウム量を基に地下水の地下での滞留時間を評価した。
- ② 同位体比( $^3\text{He}/^4\text{He}$ )の違いから地下水に含まれる溶存ヘリウム成分の違いを分別し、ヘリウムの起源を推定する。火山の活動に伴うヘリウム成分は、ヘリウムの同位対比が高いという特徴をもっているため、ヘリウム濃度と同位体比を基に、火山活動の影響範囲

を推定した。

### 6-1-1 地下水年代測定

溶存ヘリウム濃度を基にした地下水年代測定法の技術的な妥当性を確認するために、地下水の流れの方向および地下水の構造が古くからの調査で確認されており、地下水年代測定法の検証には理想的な地下水盆であるオーストラリア大鑽井盆地の地下水を対象に溶存ヘリウム蓄積法を解析法、 $^{14}\text{C}$ 年代測定法、 $^{36}\text{Cl}$ 法と比較し、溶存ヘリウム蓄積法が有効なことを確認した(図6-1-1)。

### 6-1-2 火山活動影響範囲の推定

岩手山において溶存ヘリウム量と同位体比の連続観測を行った結果、湧水(浅層地下水)と深層地下水の起源・流動系が大きく異なり(図6-1-2)山麓の湧水に火山活動の影響がいち早く現れることを確認した。また、He同位体比は火山の活動性を鋭敏に反映しており、岩手山の東側を走る火山フロントより外側(海溝側)でHe同位体比が著しく小さくなる(つまり、マグマの活動が低い)ことを考慮すると、その地下深部には火山活動からの影響が直接及ばない地域が存在する可能性が示唆される(図6-1-3)。

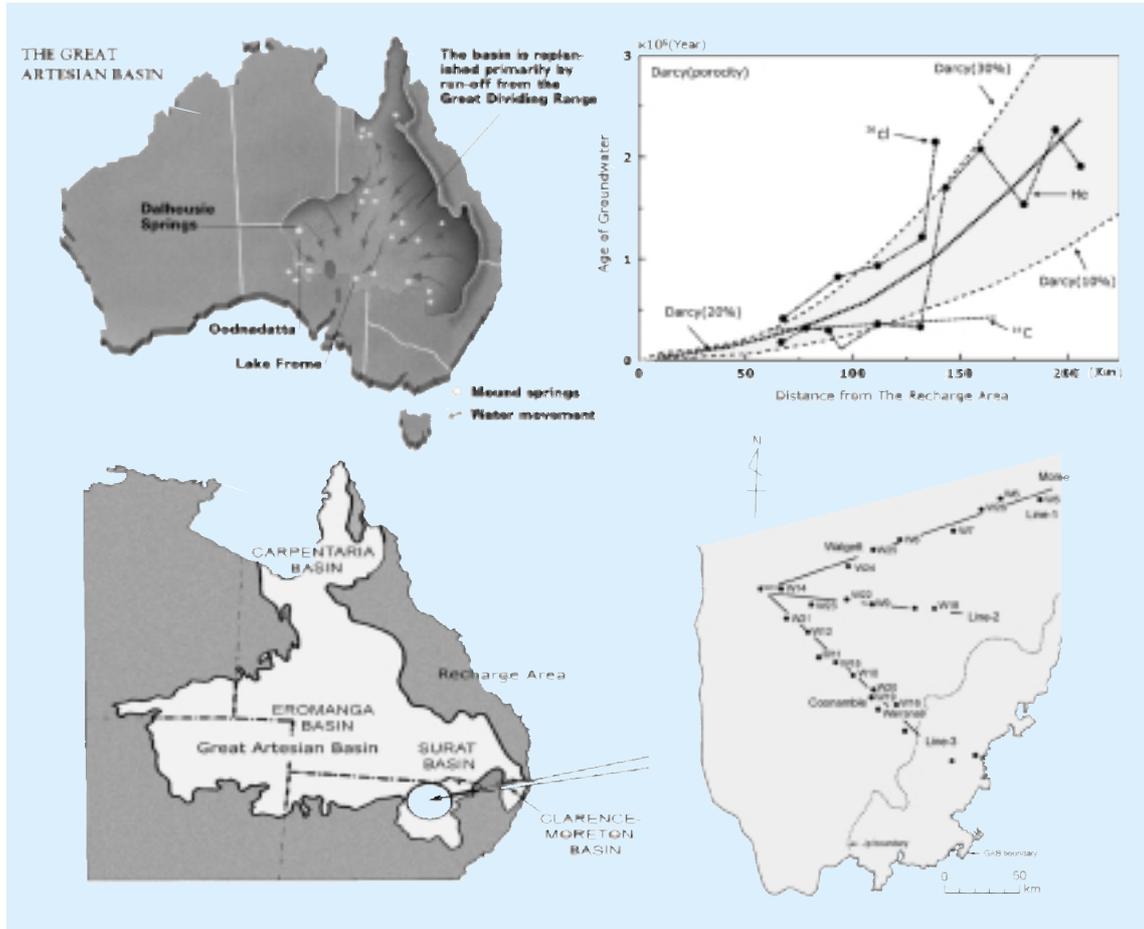


図6-1-1 オーストラリア大讃井盆地における溶存ヘリウム蓄積法と他地下水年代測定法の検討比較

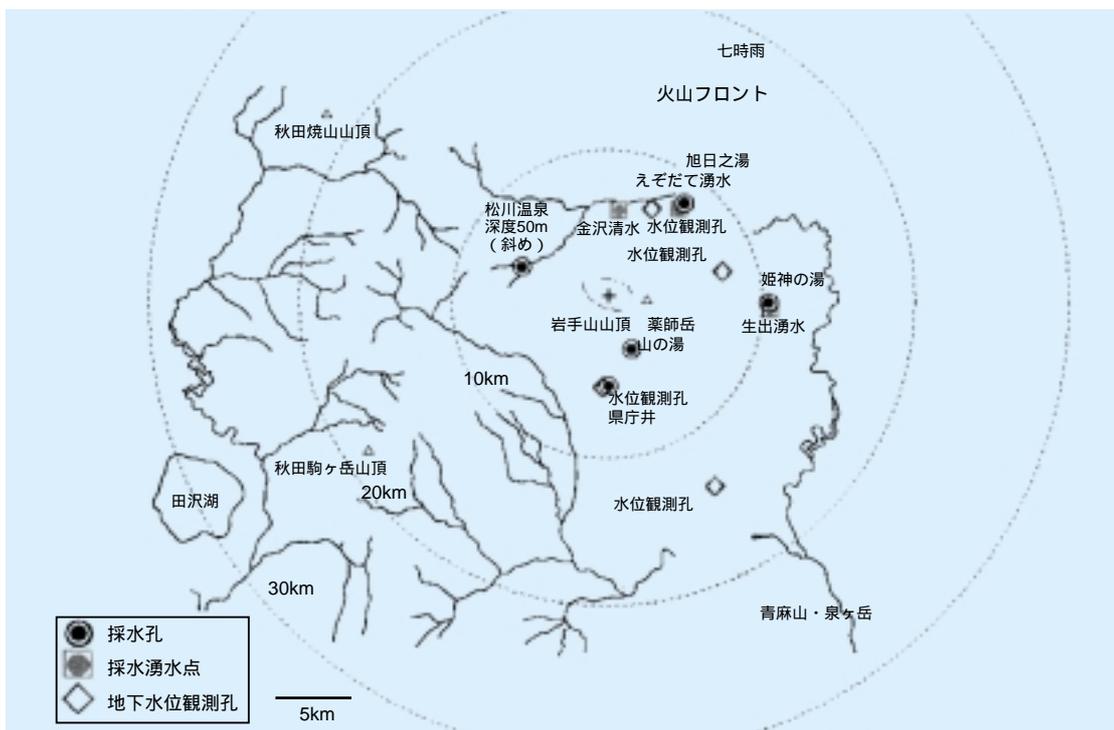


図6-1-2 岩手山周辺における温泉深井戸・湧水・浅層地下水調査のために配置した採水地点と地下水位観測孔

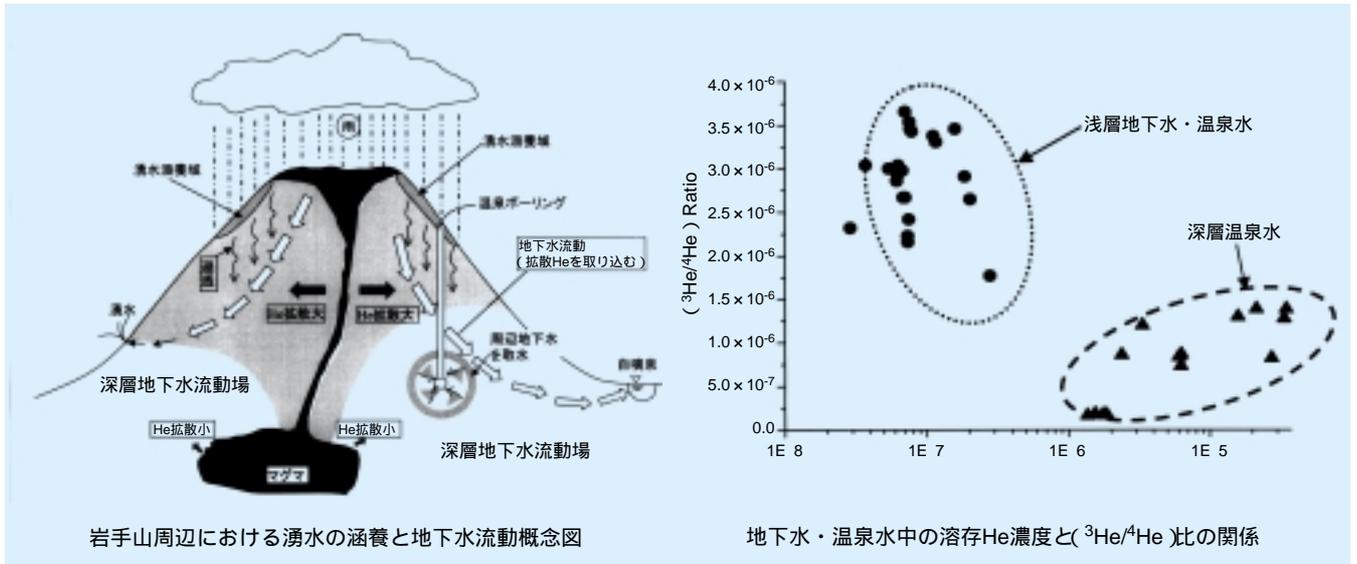


図6-1-3 岩手山周辺の地下水流動・He拡散概念と溶存He濃度と同位体の違いを基にした深層・浅層地下水の区分

## 6 - 2 低アルカリ性セメントの開発

セメント系材料は、放射性廃棄物処分施設における充填材、支保材およびグラウト材などの複数の部位に使用されることが想定されている。セメント系材料を用いることにより生ずることになる高アルカリ性環境は、他の処分施設構成材料に影響を与え、ガス発生量の増加、腐食環境の変化、ベントナイトの変質などを引き起こすことが懸念される。セメント系材料の各使用部位における要求性能は明確化されつつあるが、他のバリア材への影響軽減のために、セメントのpHを調整する技術として低アルカリ性セメントの開発が望まれている。

本研究の目的は次のとおりである。

一般的なセメントのpHは12.5～13.0程度であるが、そのpHを10.0～10.5程度に低下するようコントロールできる方策を検討するとともに、品質的に安定性があり、経済的に認知されやすい低アルカリ性セメントを提案し、その物理的・化学的基礎データを取得する。

これまでに得られた主な成果は次のとおりである。

- ① 既存の各種セメントのpHを支配している因子を整理し、低アルカリ化方策として以下の2項目を抽出

した。

- ・水和物中に水酸化カルシウムを生成させない
  - ・カルシウムシリケート水和物を低カルシウム型にする。
- ② 原材料組成から焼成過程を変えることにより、水和物中に水酸化カルシウムが生成せず、代わりにエトリンサイトが生成するセメント(LAC-C)を開発した。
  - ③ LAC-Cにシリカフュームを混合することにより、カルシウムシリケート水和物中のカルシウム-シリカモル比を下げ、低カルシウム型にしたセメント(LAC-S)を開発した。
  - ④ LACの製造方法は、一般のセメントと比べ特別な工程はなく、通常のプラントで対応可能である。
  - ⑤ これらの低アルカリ性セメントについて物理試験および化学試験を実施中であるが、現状までのデータではpHが10.0～10.5程度という目標は達成できた(図6-2-1)。その他の性状についても、スランプなどのフレッシュ性状および短期的な強度等については、一般的なコンクリートと比べて遜色がないことを確

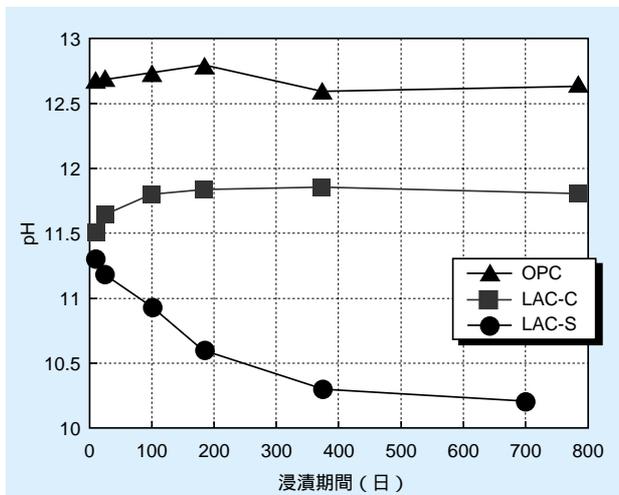


図6-2-1 水中浸漬による低アルカリセメントのpH変化

かめた。

今後の展開は次のとおりである。

開発した低アルカリ性セメントについて物理試験および化学試験を実施中であり、その結果により処分施設への適用性の評価を行う。またその際には、長期的な評価モデルを適用することが必要となるため、評価モデルで用いる固相の設定や平衡定数等に関わるデータを取得していく。

## 6-3 低レベル放射性雑固体廃棄物の アークプラズマ溶融処理技術

### 6-3-1 アークプラズマ加熱技術

アーク放電の温度は、5,000 ~ 20,000K と非常に高い。アーク放電をノズルやガス流で拘束すれば、一層の高温と高い指向性が得られる。これをアークプラズマと呼ぶ。アークプラズマ加熱技術は、①超高温を容易に発生できる、②エネルギー密度が高い、③加熱エネルギーが加熱の場で進行する化学反応に影響されにくい、④排ガスが少ない、⑤加熱エネルギーの管理と制御が容易である、⑥クリーンな加熱ができる、という特長を有する。

### 6-3-2 低レベル放射性雑固体廃棄物

原子力発電所の運転や定期点検等に伴って、固体状で発生する低レベルの放射性廃棄物(低レベル放射性雑固体廃棄物)は、炭素鋼等の金属類、保温材やコンクリート等の不燃物、ビニールやゴム等の可燃物のように種々雑多であり、発生量が多い。低レベル放射性廃棄物は、六ヶ所村で最終処分が進められており、最終

処分の前に固形化が義務付けられている。この際、廃棄物を減容できれば、最終処分のコストを大幅に低減できる。

### 6-3-3 低レベル放射性雑固体廃棄物への適用性評価

上述の特長を有するアークプラズマ加熱技術は、低レベル放射性雑固体廃棄物の一括溶融処理に有望である。このために、プラズマトーチ、プラズマ炉、排ガス浄化装置、計測システム等から構成される100kW級プラズマ溶融処理実験設備を設置した。プラズマトーチは、当所の設計によるもので、電極冷却構造などを工夫し長寿命化を図った。この設備を用いて、溶融時の炉内の雰囲気や金属、不燃物、可燃物の廃棄物の組成を変えて、放射性核種を模擬する非放射性的Coやセシウム(Cs)等と共に、一括溶融する実験を行い、アークプラズマ加熱技術の適用性を評価してきた。評価の視点は、主として、超高温で溶融しても放射性核種が安定に溶融固化体に捕捉されること、得られた溶融固化体が最終処分に適することである。

模擬核種は安定に溶融固化体に捕捉された。最終処分前に行う放射エネルギーの計測に重要な核種で、沸点の低いCsも50%以上捕捉できることを明らかにした。ただし、Csのスラグ層への捕捉率は、加熱雰囲気を実時還元性とした場合に低下したことから、炉内を連続的な還元性の雰囲気としない運転法が推奨される。

溶融固化体は、比重の違いから上部がスラグ、下部が金属の2層構造となる。脆いスラグ層でも、既に最終処分が実施されているセメント均質固化体より強い圧縮強度を有すること、いずれの層でも模擬核種の分布は均一で、処分前の放射エネルギーの計測が容易になること、いずれの層も地下水に晒されても核種を安定に閉じ込められることが明らかになった。以上から、最終処分に適した溶融固化体が作製できることを明らかにした。

一連の溶融実験において、金属、不燃物、可・難燃物のほとんどが容易に一括してプラズマ溶融処理できた。しかし、超高温のアーックプラズマを用いても溶融が難しい廃棄物があった。その一つが、セラミックフィルターエレメントである。これは、原子力発電所に設置されている焼却設備の集塵装置の濾材で、2,200 で昇

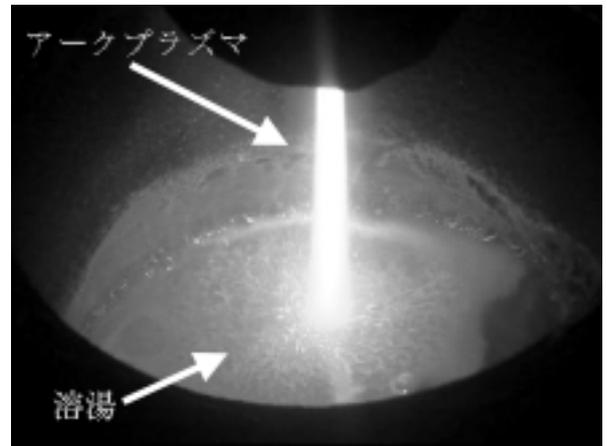


図6-3-1 飛灰を溶融している炉内の状況

華が始まるSiCが主成分である。しかし、炉内の酸素濃度を適切な値に保つことによりSiO<sub>2</sub>、Si、CO<sub>2</sub>等に分解・溶融できることを明らかにした。

以上から、アーックプラズマ加熱技術は、低レベル放射性雑固体廃棄物の溶融・減容処理へ適用できることを明らかにした。また、これらの研究成果は、低レベル放射性雑固体廃棄物の一括プラズマ溶融処理技術の実用化進展に貢献した。



# 第Ⅲ部

使用済燃料等の輸送・貯蔵技術

第 7 章

原子燃料等の輸送

我孫子研究所構造部	上席研究員	伊藤 千浩	我孫子研究所構造部	上席研究員	山川 秀次
我孫子研究所構造部	主任研究員	加藤 治	我孫子研究所水理部	主任研究員	亘 真澄
我孫子研究所構造部	主任研究員	白井 孝治	我孫子研究所環境科学部	主任研究員	津旨 大輔
我孫子研究所環境科学部	上席研究員	丸山 康樹	我孫子研究所構造物	上席研究員	尾崎 幸男
			我孫子研究所リサイクル燃料貯蔵技術課題推進担当		三枝 利有

7 - 1	使用済燃料輸送物の規則適合性実証試験	.....73
7 - 2	高レベル廃棄物輸送物の規則適合性実証試験	.....75
7 - 3	六フッ化ウラン輸送物の火災時安全性試験	.....76
7 - 4	海上輸送における仮想海没時の環境影響評価	.....78

伊藤 千浩（8ページに掲載）



加藤 治（1966年入所）  
放射性物質輸送容器の落下衝撃時および火災事故時等における密封健全性評価研究などに従事。一方、使用済燃料貯蔵技術については、キャスクの密封を担う金属ガasketの長期密封性能を短時間試験データから予測する評価手法の開発、キャスク蓋部実物大モデルを用いた長期密封性能試験を行っている。



白井 孝治（1987年入所）  
入所以来、使用済燃料貯蔵施設や放射性物質輸送容器の安全評価研究に従事。特に、鉄筋コンクリートや金属製構造物の耐衝撃性評価を担当。コンクリートモジュール貯蔵方式の実用化を目指し、鉄筋コンクリート製貯蔵容器の特性や安全評価技術を検討している。



丸山 康樹（1976年入所）  
地域環境問題として発電所建設に伴う海岸変形予測、温排水予測などの数値モデル開発に従事。最近では、エネルギー・環境問題として、都市のヒートアイランド現象把握、地球温暖化に関して大気・海洋結合モデルを用いた全球予測、CO<sub>2</sub>の海洋隔離などの対策研究を実施。また、応用研究として海洋モデルを用いた海上輸送の環境影響研究に従事。



山川 秀次（1997年入所）  
放射性物質輸送容器の火災事故時及び通常輸送時における熱的健全性評価手法に係わる試験研究に従事した。一方、使用済燃料貯蔵技術については、実物大の金属キャスク等を用いた伝熱試験時の熱的健全性評価研究に従事すると共に、貯蔵建家が地震により倒壊し、キャスクが倒壊した建家に埋没した場合の熱的健全性評価手法の開発を行った。



亘 真澄（1989年入所）  
これまで、天然六フッ化ウラン輸送容器の火災事故時の安全性評価や乾式貯蔵施設の除熱評価に関する研究に従事してきた。現在は、乾式貯蔵施設のうち、主にコンクリートキャスクの除熱評価に関する研究を行っている。



津旨 大輔（1993年入所）  
主に、放射性物質輸送物の海没時の影響評価研究に従事。外洋域における海洋拡散現象の把握のため、海洋大循環モデルを利用したトレーサ研究、海底熱水活動による熱水ブルーム挙動の観測研究など、数値計算、現場観測の両方からのアプローチを行っている。

尾崎 幸男（58ページに掲載）

三枝 利有（8ページに掲載）

## 7 - 1 使用済燃料輸送物の規則適合性実証試験

六ヶ所村再処理施設付属プールへの使用済燃料輸送が本格化することから、使用済燃料輸送の安全性についての関心が高まるものと考えられる。本研究は、「使用済燃料輸送物を用いて、輸送規則に定められた試験を実施し、輸送規則に定められた技術基準に適合することを実証するとともに、輸送物が想定される実際の事故に遭遇した場合の健全性を示す事」を目的にして、下記の成果を得ている。

### 7-1-1 規則適合性試験

国内発電所から六ヶ所村再処理施設へ輸送するための、高燃焼度使用済燃料輸送物の実物大試験体等を用いて、輸送規則に定められた落下試験、耐火試験等の規則適合性試験を実施した。使用済燃料輸送物には以下の要件が課せられている。

#### (1) 一般の試験条件下の試験

##### a. 環境伝熱試験

輸送物を 38℃ の環境に 1 週間置く。

##### b. 自由落下試験

輸送物を 30cm の高さから最大の損傷を与える姿勢で剛床上に落下させる。

#### (2) 特別の試験条件下の試験

##### a. 9 m 落下試験

輸送物を 9 m の高さから最大の損傷を与える姿勢で剛床上に落下させる。

##### b. 鋼棒上への 1 m 落下試験

輸送物を 1 m 高さから直径 15cm の軟鋼棒上へ最大損傷を与える姿勢で落下させる。

##### c. 耐火試験

9 m 落下試験、鋼棒上への 1 m 落下試験に供した輸送物を 38℃ の環境に表面温度が一定になるまで置いた後、800℃ の環境に 30 分置く。

##### d. 浸漬試験

輸送物を深さ 15 m の水中に 8 時間浸漬させる。輸

送物を深さ 200 m の水中に 1 時間浸漬させる。

このような、試験を行った後、試験の前後で、内部に収納される放射性物質が外部に漏れないことを確認するため輸送容器の密封装置である輸送容器本体蓋の二重 O - リング部の漏洩率を真空放置法により測定し、密封性能を確認する。さらに、遮へい性能、未臨界性能、伝熱性能等を評価する。その結果、輸送物の健全性を確認し、その安全性を実証した。図 7-1-1 に試験で用いた輸送物の概要図を示す。

### 7-1-2 事故時模擬試験

高燃焼度使用済燃料輸送物を対象として、これまでの実証試験で検証してきた落下・耐火解析手法を用いて、わが国における使用済燃料輸送時に想定される実際の落下・火災事故条件に対して解析を行い、健全性を確認するとともに、輸送規則で定められた規則適合性試験との比較をする。

#### a) 落下事故に対する評価 (図 7-1-2、図 7-1-4)

わが国の使用済燃料輸送時に想定される最も厳しい事故条件(港での荷役作業中の落下事故：落下高さは 7.8 m で、被衝突面はコンクリート床。実際の輸送時を想定しているため、規則適合性試験時と異なり輸送物は輸送架台に設置された状態で落下、衝突する)に対し、試験と解析を行った。発生した応力等は、許容値内にあり、また、輸送規則の要件下(剛床上への 9 m 落下)で発生した応力よりも小さいことがわかった。

#### b) 火災事故に対する評価 (図 7-1-3)

わが国における使用済燃料輸送時に想定される実際の火災事故条件(タンクローリーとの衝突事故に伴う火災事故)に対して解析を行った。蓋部密封境界における最高温度等は許容値内にあり、また、輸送規則の要件下で生じた温度よりも小さいことがわかった。

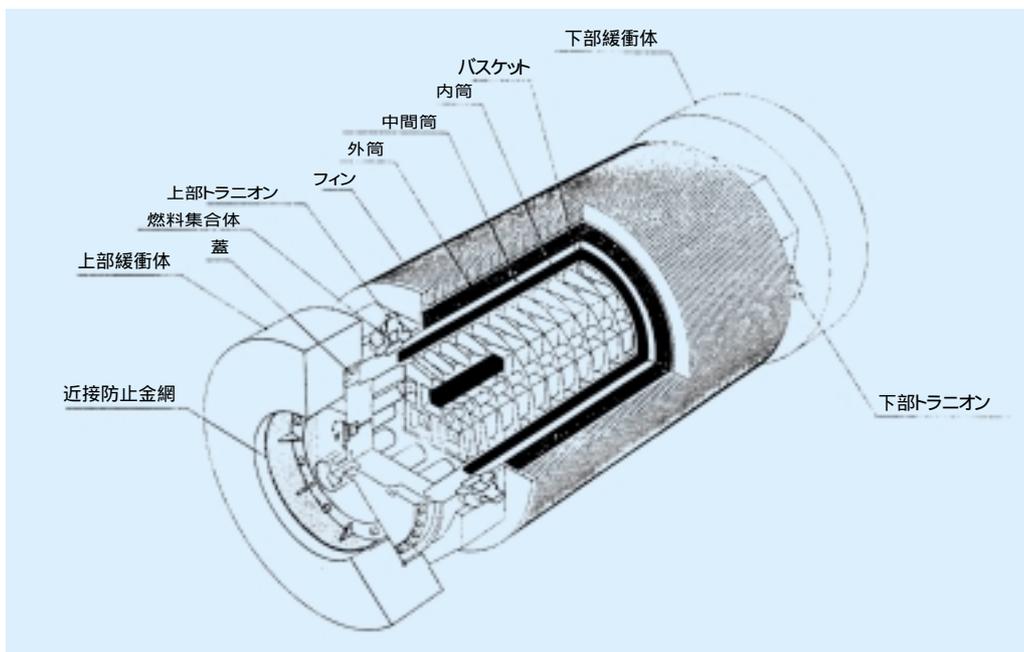


図7-1-1 実証試験用輸送物



図7-1-2 実証試験

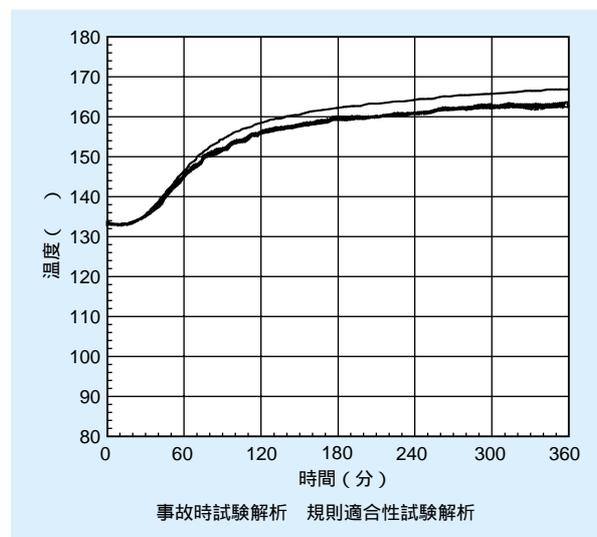


図7-1-3 火災に関する規則適合性試験解析と事故時解析結果の比較 - 蓋密封部近傍温度履歴 -

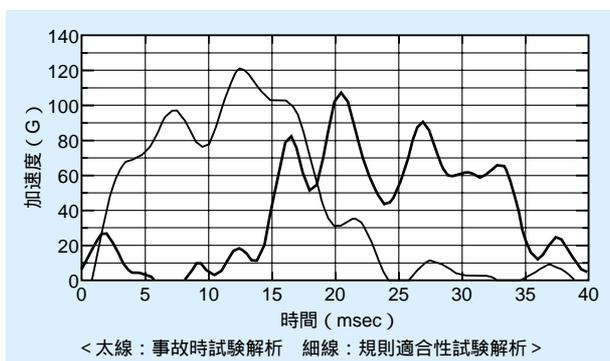


図7-1-4 落下に関する規則適合性試験解析と事故時解析結果の比較 - 加速度時刻歴 -

## 7-2 高レベル廃棄物輸送物の規則適合性実証試験

海外再処理によって発生した高レベル放射性廃棄物の輸送の安全性について一般公衆の理解を得ることが重要である。このため本研究では、「高レベル放射性廃棄物輸送物を用いて、輸送規則に定められた試験を実施し、規則に定められた技術基準に適合することを実証する事」を目的にして、下記の成果を得た。

本研究を開始した時点では、輸送に仕様が予定されていたCOGEMA仕様およびBNFL仕様輸送容器の最終的な仕様は決定されていなかった。そのため、試験用輸送物として両方の輸送物の特徴を備えた輸送物(ハイブリッド型)を設計・製作し、試験に供した。

実証試験では、7-1-1項で示した試験条件に対して、輸送物の健全性が維持され、また技術基準を満足することを明らかにする。また、高レベル放射性廃棄物の輸送物は、使用済燃料の輸送物と同程度の放射能を収納していることから、使用済燃料の輸送物に課せられている200mの浸漬試験を行った。

輸送物の落下試験の様子を図7-2-1に、基本仕様を表7-2-1に示す。

落下試験前後の密封試験の結果より、規則に定められる放射性物質の漏洩基準を十分満足できることが確認された。以上より、上記規則要件下の試験後も輸送容器の健全性が保持されることが示された。

以上の規則適合性試験の他、海上輸送時の海面火災条件下における輸送物の熱的健全性を明らかにした<sup>(15)、(16)</sup>。



図7-2-1 実証試験用輸送物の9m落下試験

表7-2-1 実証試験用輸送物の基本仕様

全長	6.8m
外径	2.4m
重量	約115トン
収納体数	ガラス固化パッケージ 28体
発熱体	41kW / 輸送物

## 7-3 六フッ化ウラン輸送物の火災時安全性試験

国際原子力機関 (IAEA) 放射性物質輸送規則の1996年改訂により、天然六フッ化ウラン輸送容器に新たに耐火要件(火災温度800℃、継続時間30分の火災に遭遇しても容器が健全であること)が課せられることとなった。これに伴い天然六フッ化ウラン輸送物の耐火性能評価が必要となったため、容器の耐火試験や高温破壊試験等を実施し、安全性の実証を行った。

### 7-3-1 耐火試験

六フッ化ウラン(以下、UF<sub>6</sub>)は、常温では白色の固体で、約64℃に三重点(固、液、気体が共存する状態)を持つ物質である。また、昇華性がある、体積膨張率が大きいなどの特徴を有している。UF<sub>6</sub>は水と反応し易く、水と反応すると化学的毒性の強いフッ化水素が発生する。天然UF<sub>6</sub>が持つ放射線の危険性は小さいため、これまで天然UF<sub>6</sub>輸送物に耐火要件は課せられていなかったが、IAEAではこのフッ化水素の化学的危険性に着目して耐火要件を課することを決定した。

天然UF<sub>6</sub>輸送容器は、直径1251mm、長さ約3804mm、板厚約16mmの炭素鋼製で、最大12.5トンのUF<sub>6</sub>を収納することができる(図7-3-1)。日本では、より安全な輸送を行うため、IAEA輸送規則に先んじて、耐火要件を満足するための耐火保護カバーを開発し、すでに耐火保護カバーを付けた状態で輸送を行っている。

天然UF<sub>6</sub>輸送容器が火災事故に遭遇し、容器が高温にさらされると容器内のUF<sub>6</sub>は液体・気体へと相変化

し、温度の上昇とともに、体積膨張や内圧上昇を起こすなど複雑な伝熱現象が生じる。こうした容器内でのUF<sub>6</sub>特有の伝熱現象を再現するためには、UF<sub>6</sub>を入れた実規模大の容器を使った試験が必要であるが、これまでUF<sub>6</sub>が放射性物質であることや水と反応した際にフッ化水素が発生することなど、その試験の困難さから、十分な試験データは得られていなかった。そこで、実際のUF<sub>6</sub>を用いた実規模容器(直径はほぼ実寸、長さ方向約1/3、UF<sub>6</sub>重量約4トン、図7-3-1参照)での耐火試験を実施した。なお、本試験は科学技術庁の受託研究として実施し、フランス原子力庁原子力安全防護研究所との共同研究(プロジェクト名:TENERIFE)としてフランス原子力庁カダラッシュセンターで実施した。

試験装置は、外部容器、耐火炉、試験容器から構成される(図7-3-2)。試験容器は、耐火炉の中に入れ、その耐火炉を外部容器の中に設置して試験を行った。試験を行う際には、外部容器を閉め、内部を真空にして、耐火炉からの加熱はふく射伝熱のみで行うものとした。

試験では、耐火炉の熱出力や容器本体および容器内UF<sub>6</sub>の温度、容器内圧等を測定した。UF<sub>6</sub>を入れた容器での試験の前に、空容器を使ったキャリブレーション試験を行い、試験容器が受ける入熱量を把握した。試験では、耐火保護カバーがない場合とある場合の試験を行い、耐火保護カバーがない場合の試験は、加熱時間をパラメータとした。加熱時間は、カダラッシュ試験センターの安全基準の制約から、耐火保護カバーな

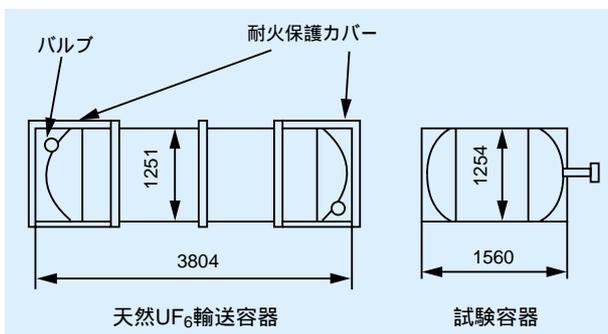


図7-3-1 天然UF<sub>6</sub>輸送容器と試験容器の概要



図7-3-2 試験装置の外観写真(外部容器、耐火炉を開け、試験容器を設置している状況)

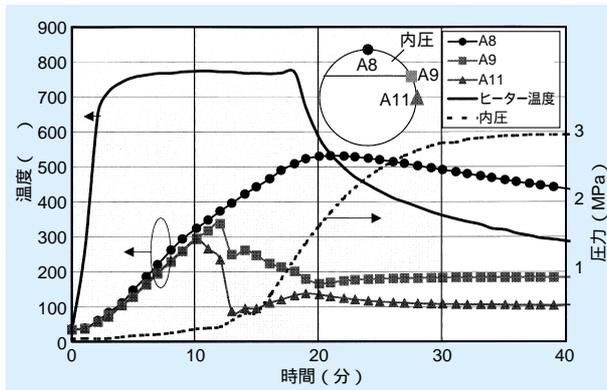


図7-3-3 耐火試験結果の一例（耐火保護カバーなし）

しの場合最大約20分間、耐火保護カバーありの場合約24分間とし、耐火要件に対する評価(30分間の評価)は本試験結果を基に構築した解析手法で行うものとした。図7-3-3に、耐火保護カバーを付けない容器での試験結果の一例を示す。試験結果では、容器温度(UF<sub>6</sub>と接していない容器上部)が約530、内圧が約3MPaまで上昇した。また、昇華による熱ギャップ(固体UF<sub>6</sub>と容器内面)の生成と消滅、UF<sub>6</sub>の液化や沸騰、UF<sub>6</sub>液面温度の急激な上昇とそれに伴う圧力の上昇等、様々な伝熱現象が容器内部で起こっていることが明らかとなった。一方、両端部に耐火保護カバーを付けた容器での試験では、容器最高温度は約580と前記の結果よりも高くなっているにもかかわらず、内圧は加熱を終了して2時間以上経って0.3MPaに達したにすぎない結果となった。これは容器中心部付近で液化・気化したUF<sub>6</sub>が端部で凝縮する効果によるものと推測している。これらの試験結果を基に耐火要件に対する解析が行える手法を確立した。

### 7-3-2 高温破壊試験

火災事故時に想定される高温・高圧下における天然UF<sub>6</sub>輸送容器の破壊挙動を実験的に解明することを目的として実規模大容器を用いた破壊試験を実施した。なお、本試験は電事連からの依頼研究として実施し、フランス原子力庁原子力安全防護研究所との共同研究(プロジェクト名: PEECHEUR)としてフランス装備庁ランド試験センターで実施した。試験装置は、図7-3-4に示す構成となっている。試験容器は実規模大(直径、長さともに実寸)で、製造方法は実際の輸送容器と同じ

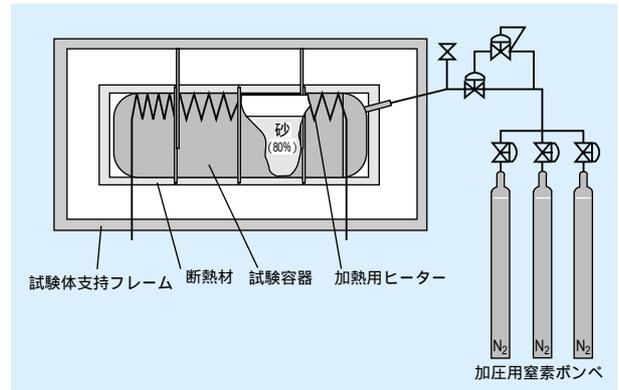


図7-3-4 高温破壊試験装置の概要

規格に準拠している。UF<sub>6</sub>が充填されている状態の温度分布を模擬するため、容器にはヒーターをスポット溶接で固定し、容器内部には砂を約80%充填した。また、温度制御を容易にするため、試験体の外側は断熱材で覆う構造とした。加圧は窒素ガスを使って行った。試験条件は、耐火解析で得られた耐火保護カバーなしの条件での温度分布(定常状態: 加熱30分後の解析結果から容器最高温度620、最低温度200)・圧力を模擬して設定し、合計3体の容器で破壊試験を行った。測定は、変位測定として、試験中の容器半径方向と円周方向の変形量をポテンシオメーター式変位計で測定し、試験後の変形量は事前に100mmピッチ間隔で格子状にマッピングしていた格子点間隔がどれだけ変化したかを測定し求めた。その他、容器温度、内圧も測定した。

いずれの試験においても、容器はクリープ挙動により大きく変形し、補強リング部で破断が発生することが明らかとなった。破断箇所は、容器頂部近傍に位置する補強リングの溶接部、あるいは容器頂部の溶接線を回避するため補強リングに設けた貫通孔の容器表面であった。

容器破損時の圧力は4～5.4MPaで、試験後の変形量測定では、破断が生じた溶接部付近で30%を超えるような歪みが生じていた。

天然UF<sub>6</sub>輸送容器の構造材には中低温用炭素鋼(ASTM SA516)が用いられており、高温下では材料強度の低下が懸念される。また、500以上の温度領域は、材料の使用範囲外であるため、これまで材料強度データがなかった。そこで、上記破壊試験に先立ち当所が独自にASTM SA516材について、容器の高温破壊挙動を評価するための材料物性試験を行い、クリープ構成則や破断時間予測式を導出した。これらの構成式を汎

用解析コードに組み込み、破壊試験に対して検証解析を行い本解析手法の妥当性を検証した。

以上の成果に基づき、耐火試験結果に基づいて構築された耐火解析手法、および高温破壊試験に基づいて

構築された構造解析手法を使って、耐火保護カバーを付けた天然UF<sub>6</sub>輸送容器について耐火要件に対する評価を行ったところ、容器の健全性が担保されることが証明された。

## 7 - 4 海上輸送における仮想海没時の環境影響評価

わが国では高速増殖炉実用化までの間、軽水炉におけるプルサーマル利用が計画されており、海外再処理により回収されるプルトニウムは、基本的に欧州においてMOX新燃料に加工し、わが国へ海上輸送されている。海上輸送の安全性に対する社会的受容性(PA)を得るために、万一の海没時の被ばく線量を評価することが望まれている。

本研究では、「MOX新燃料の万一の海没を想定し、その際の被ばく線量評価手法を構築するとともに、ケーススタディを実施する事」を目的として、下記の成果を得ている。

### (1) 評価の前提条件

使用済燃料、二酸化プルトニウム、高レベル返還ガラス固化体、MOX新燃料等の放射性物質の海上輸送に用いられる運搬船は、IMO(国際海事機関)の安全基準において最高レベルである「INF3クラス」に従って設計されており、海没事故が生じることは想定し難い。加えて、これら放射性物質の輸送については、IAEA(国際原子力機関)の定めた「放射性物質安全輸送規則」に安全基準が規定されている。同規則には、輸送容器の技術基準、品質保証計画等が規定され、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。

放射性物質輸送船の事故確率評価においても、海没事故が発生する確率は非常に小さいとされている<sup>(3)</sup>。さらに、万一の事故を想定し、MOX新燃料の海没事故を想定し、その際の輸送容器<sup>(4)</sup>および燃料被覆管の耐圧性能<sup>(5)</sup>を評価している。その結果、双方とも、十分な耐圧性能を有し、内蔵核種が瞬時に漏洩に到ることは想

定しがたいことを確認した。本評価は、このような前提条件の下、公衆の安全性への理解を得るために、内容放射性核種が海洋へ漏洩することを想定し、公衆の被ばく線量を評価したものである。

### (2) MOX新燃料の海没時被ばく線量評価手法

まず海没事故を想定し、その発生地点による水深の違いを考慮し、水深の浅い沿岸域と水深の深い大洋域のそれぞれのケースに対して、核種放出シナリオを想定した。この際、7000mまでの耐圧、密封性を持つ燃料被覆管の存在はどちらのケースにおいても考慮しないこととした。沿岸域への海没のケースでは、水深が浅いため容器の存在を考慮するが、リングの存在は無視し、容器の蓋と胴の隙間部からの漏洩を想定した。また、大洋域への海没のケースでは保守側に容器の存在を考慮せず、燃料ペレットが海水へ露出されることとした。沿岸域、大洋域のそれぞれの流動評価結果を用いて、想定した放出率をもとに海洋中核種濃度評価を行った。計算された海洋中核種濃度評価結果をもとに、海産物の摂取による内部被ばく、沿岸作業等による外部被ばくを考慮し、公衆の被ばく線量評価を行った。

### (3) 被ばく線量評価のケーススタディ

沿岸域の評価として、日本海若狭湾近傍にMOX新燃料輸送物1基が海没する事故を想定した。海没水深は、200m以内ではサルベージが可能であると考えられることから、最も環境影響が大きくなると予想される200m水深を想定した。水深200mでは輸送容器は健全であるため、容器のバリア効果を考慮したモデルを用いて核種の放出率を算出した。バリア効果とは、健全な輸送

容器の蓋部に、Oリングの機能喪失により生じた隙間から、自然対流の効果で核種が放出されるというモデルである。この際、燃料被覆管の存在による密封性能は考慮しないこととした。約30年間の表層流速の観測値から設定した年平均流動場を用いて、MOX新燃料中の主な6種類(238Pu, 239Pu, 240Pu, 241Pu, 242Pu, 241Am)の核種に対して海洋中の核種濃度計算を実施した。その結果をもとに、食物摂取による内部被ばくおよび海浜作業などによる外部被ばくを考慮し、公衆の個人被ばく線量当量を評価した。個人被ばく線量とは、ICRP勧告によってモデル化された特定の個人(標準人、reference man)に対する被ばく線量評価である。計算された結果の最大値は $1.1 \times 10^6 \text{mSv/year}$ であった。

大洋域の評価として、北太平洋の日本近海(約2500m水深)にMOX新燃料輸送物1基が海没する事故を想定した。核種の放出率を算出する際、全燃料ペレットが直接海水に露出し、核種が海洋中へ浸出する場合を想定した。十分な耐圧性を有する輸送容器と燃料被覆管による密封性能は考慮しないこととした。沿岸域のケースと同じくMOX新燃料中の主な6種類の核種に対して、北太平洋を対象にしたコンパートメントモデルを用いて海洋中の核種濃度計算を実施した。コンパートメントモデルは、海洋の水塊をコンパートメントとして分割し、各コ

ンパートメント間の海水の交換率から、物質循環を算出するモデルである。その結果をもとに、沿岸から離れた海域を対象とするため食物摂取による内部被ばくのみを考慮し、公衆の個人被ばく線量当量を評価した。計算された結果の最大値は $8.1 \times 10^8 \text{mSv/year}$ であった。

被ばく線量評価結果は、沿岸域、大洋域ともICRPの勧告による公衆被ばくの実効線量当量限度( $1 \text{mSv/year}$ )を十分に下回ることがわかった。原子力に関連する事故評価において、事故発生確率が非常に小さい場合においても、影響が大きいことが懸念されるため、影響評価をしっかりと行う必要がある。今回の評価は、公衆への安全性説明資料の一つとなりえたと考えられる。

#### (4) 濃度評価手法の高度化

海洋拡散問題として、より詳細に影響を把握するために、海洋大循環モデルを用いた海洋中核種濃度評価手法を開発している<sup>(6)</sup>。ここでは、過去の大気圏核実験などによる放射性降下物の海洋中での再現計算を実施し、観測値との比較により、手法の精度を検証することができた。さらに、現状における人工放射性核種の海洋全体における分布も把握することができた(図7-4-1)。今後も、よりよい公衆の理解を得るために、海洋中における核種の挙動に関して、検討を深めていく予定である。

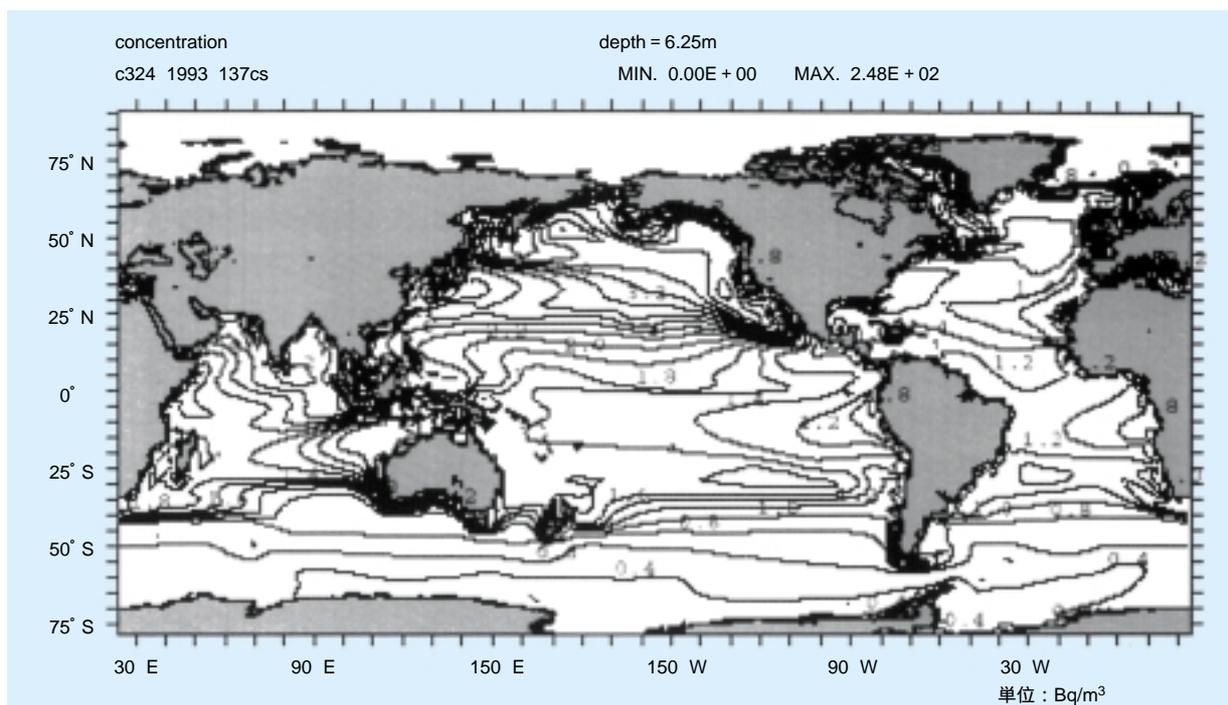


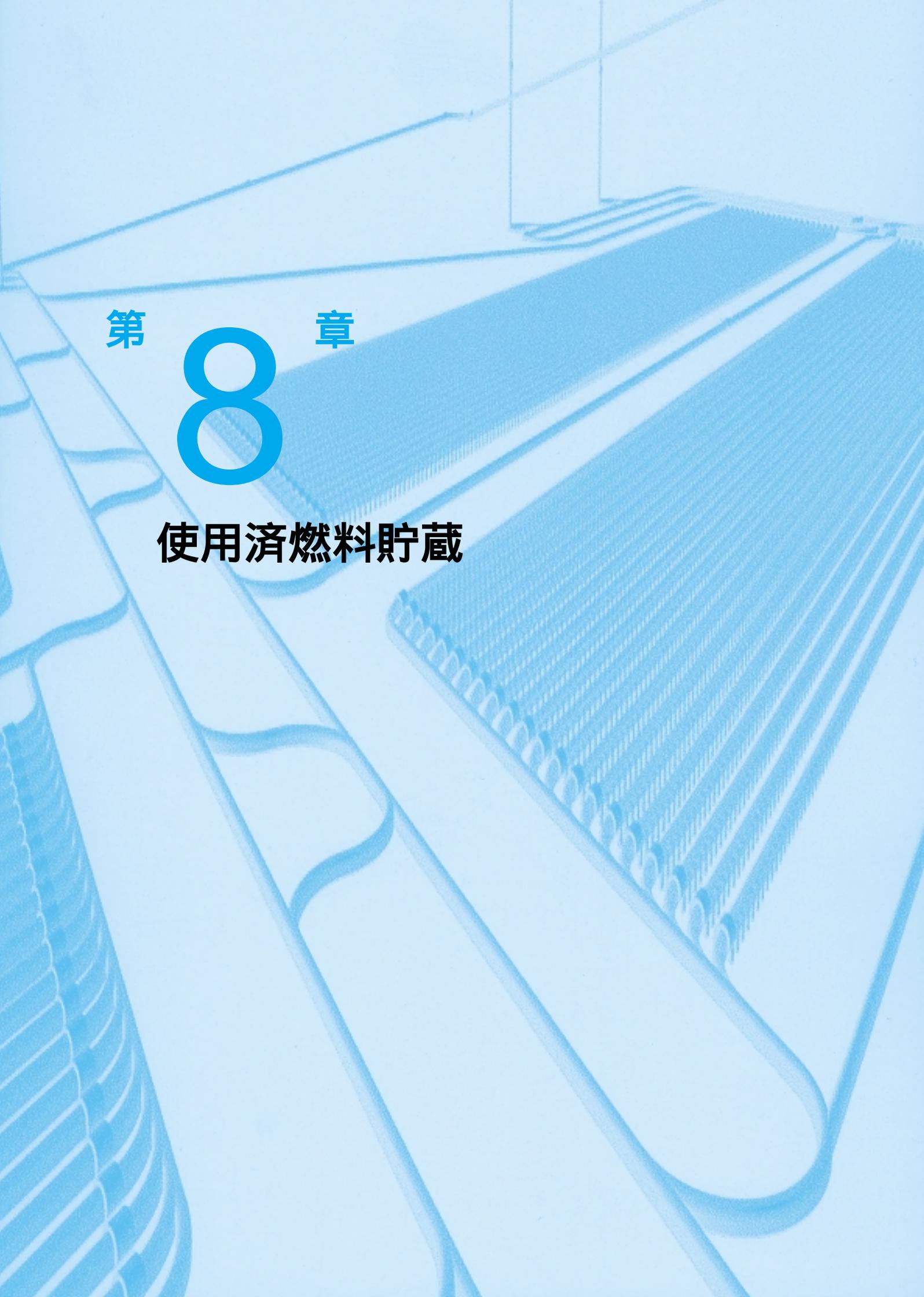
図7-4-1 海洋大循環モデルによる放射性降下物の海洋中の分布の再現計算結果。1993年時点における<sup>137</sup>Csの表層の濃度分布(図中の単位はBq/m<sup>3</sup>)



第 8 章

# 8

使用済燃料貯蔵



経済社会研究所構造部 主任研究員 長野 浩司	狛江研究所原子カシステム部 部長 松村 哲夫
狛江研究所原子カシステム部 主任研究員 笹原 昭博	我孫子研究所構造部 上席研究員 伊藤 千浩
我孫子研究所構造部 主任研究員 加藤 治	我孫子研究所水理部 上席研究員 古賀 智成
我孫子研究所水理部 主任研究員 竹田 浩文	我孫子研究所構造部 主任研究員 白井 孝治
我孫子研究所水理部 主任研究員 亘 真澄	我孫子研究所構造部 上席研究員 小崎 明郎
孫子研究所リサイクル燃料貯蔵技術課題推進担当 三枝 利有	
8 - 1 貯蔵の需要 .....	83
8 - 2 貯蔵の経済性 .....	84
8 - 3 金属カスク貯蔵技術確証試験 - 通常時健全性 - .....	87
8 - 4 金属カスク貯蔵技術確証試験 - 異常時健全性 - .....	89
8 - 5 高燃焼度・MOX使用済燃料貯蔵技術 .....	90



長野 浩司（1987年入所）  
 経済社会研究所主任研究員。使用済燃料貯蔵技術の経済性比較、原燃サイクルと炉型戦略のモデル分析などに従事。原子力を中心とするエネルギーモデル分析を基盤として、原子力とくに原燃サイクル政策の研究に取り組んでいる。

松村 哲夫（58ページに掲載）

伊藤 千浩（8ページに掲載）



笹原 昭博（1987年入所）  
 これまでFBR関係では超ウラン元素の消滅解析、リサイクル時の質量バランス解析、炉心安全性パラメータ解析および超ウラン元素金属の製造を行ってきた。軽水炉関係では炉心燃焼解析、核種生成量解析評価、貯蔵時の燃料特性評価を行ってきた。今後は、照射燃料で得た実験データをより詳細に検討してゆきたい。



古賀 智成（1988年入所）  
 長年、新型炉の開発、特にプラントの安全設計、システム設計、流動評価などに従事しており、'98年から2年間は当所のFBR実証炉技術課題推進を担当した。使用済燃料貯蔵技術関連では、'90年から'97年まで受託；乾式貯蔵技術実用化試験に検討委員会委員や担当者として参画し、'98、'99年にはカスク貯蔵施設除熱性能試験(東電依頼)を担当した。

白井 孝治（72ページに掲載）



竹田 浩文（1988年入所）  
 FBR炉内および使用済燃料中間貯蔵施設内を対象とした熱流動現象に関する研究に従事。特に、自然循環現象における諸現象の解明および模型試験によって実機現象を精度良く予測するための相似則について検討している。



小崎 明郎（1991年入所）  
 金属材料構造物の腐食寿命評価（特にすきま腐食）や破壊力学的健全性評価に関する研究に携わってきた。現在、輸送容器の海没時の腐食評価、貯蔵容器の潮風腐食健全性評価、高レベル放射性廃棄物の地層処分オーバーバック材の長期腐食寿命評価等に取り組んでいる。

亘 真澄（72ページに掲載）

三枝 利有（8ページに掲載）

## 8 - 1 貯蔵の需要

当所はかねてより、原子燃料サイクル戦略における使用済燃料貯蔵の基本的意義について、以下の3つの側面を指摘してきた<sup>(1)、(16)</sup>。

- ・原子炉付設プールの容量超過を回避する「緊急避難措置」
- ・再処理施設への使用済燃料フィード(搬入)の調整機能
- ・将来の不確実性への対処

わが国の原子力発電部門においては、まず第2の必要性が1987年の「原子力長計」において指摘され、相前後して第1の必要性が差し迫ったものとなり、その結果、各発電所におけるプール容量増強、日本原子力発電敦賀発電所における使用済燃料の号機間移送、東京電力福島第一発電所における共用プール及びキャスク貯蔵施設の設置等、個別の対策が相次いで導入されてきた。さらに、第3の意義及びエネルギー資源利用上の意義に関連して、1998年6月の総合エネルギー調査会原子力部会の中間報告書<sup>(2)</sup>において「リサイクル燃料資源貯蔵」の早期実用化への意志が強く示され、これを受けて1999年の原子炉等規制法の改正により「貯蔵の業」が新たに規定されるなど、着実な制度整備が行われている。

本節では、将来の貯蔵需要の動向を概観する。2020年程度までの貯蔵需要については、資源エネルギー庁による予測評価が行われている。その概要<sup>(3)</sup>を表8-1-1に示す。わが国の原子力発電設備容量が着実な伸びを続けることにより、年間の使用済燃料発生量は徐々に増加し、所要となる貯蔵対策の規模もまた着実に増大すると予測

されている。それ以降については、原子力発電設備容量のみならず、2010年を目途に方針が決定される第二民間再処理工場などの動向など、多くの不確実性要因があるため、厳密な予測は困難である。表8-1-2は、一連の仮定条件を置いた上での試算として、あくまでも参考のために示したものである。このうちのどれが実現し、また望ましいかの議論はここでは差し控えるが、貯蔵に求められる役割として重要な視点が3つある。

第一に、2020-30年程度の中期的には、表8-1-1の予測及びその外挿線上で予測可能な規模の貯蔵が必要なことが確実であり、適切な時期に所要の貯蔵能力を確保できるよう、着実な施策の展開が求められる。

第二に、現時点で2050年程度まで長期展望すると、貯蔵の必要が単調に増大し続けるケースから、消滅していくケースまで、多様な状況が想定可能であり、これらに柔軟に対処できることが必要となる。予測に介在する不確実性を除去していく努力とともに、貯蔵技術が外部の状況変化に応じてその貯蔵能力、搬入・搬出能力等において十分な対応力を確保していることが必要である。

最後に、将来の貯蔵需要を規定する最大の要因が第二民間再処理工場にあることである。とくに、現在計画されているMOX燃料の軽水炉への装荷(プルサーマル)により、MOX使用済燃料が発生することになるが、これは第二民間再処理工場で再処理されるよう想定されている。第二民間再処理工場の実現如何によっては、この蓄積が長期にわたって存在していくことになる。このように、今後の貯蔵需要は、単に量的な面だけでなく、燃料の仕様や組成、排出年度及び貯蔵対策対象としての存在期間などにおいて多様性が増していくと言える。このことは、貯蔵施設だけでなく発電所からの搬出、輸送、再処理を含めた「使用済燃料管理」全体の問題として、最も経済的、安全でかつわが国原子力開発利用計画に照らして適切なあり方を立案し選択することが要請される。その中で、使用済燃料の発生・処理という「貯蔵の両側の不確実性」に対処する要として、使用済燃料貯蔵が柔軟かつ機動的なバッファ機能を果たすことが不可欠である。

表8-1-1 使用済燃料貯蔵対策必要量<sup>(3)</sup>

(単位：トンU)

項目	期間	1997-2010年度	2011-2020年度
使用済燃料発生量(a)		15,200	16,000
再処理工場(六ヶ所)搬出量(b)		5,900	8,000
海外搬出量(c)		70	
発電所内貯蔵量(d)		5,300	4,200
貯蔵対策必要量(a-b-c-d)		3,900	3,800
貯蔵対策必要量の累計		3,900	7,700

注：(a)-(d)及び貯蔵対策必要量は当該期間中の合計  
四捨五入の関係で、累計値が各項目の数値の合計と一致しない場合がある。

表8-1-2 2050年時点の使用済燃料存在量及び対策必要量の一試算

試算ケース	ウラン使用済燃料	新ウラン使用済燃料	MOX使用済燃料	合計 (A)	発電所内収容可能量 (B)	貯蔵対策必要量 (C=A-B)	第2再処理2020年稼働	貯蔵対策必要量の幅
1	0	39,000	10,000	49,000	24,000-27,000	22,000-25,000	/	0-25,000
2	7,000	30,000	11,000					
3	0	21,000	13,000	34,000	24,000-27,000	1,000-7,000	8,000	0-25,000
4	0	23,000	11,000					

試算ケース設定

- 古いウラン使用済燃料（低燃焼度）を優先して再処理、第二民間再処理設置せず
- 新しいウラン使用済燃料（高燃焼度）を優先して再処理、第二民間再処理設置せず
- 2030年に第二民間再処理稼働、古いウラン使用済燃料を優先、MOX使用済燃料再処理せず
- 2030年に第二民間再処理稼働、MOX使用済燃料・古いウラン使用済燃料の順に優先して再処理（以下は各ケース共通の仮定）
  - 原子力発電設備容量は2010年に約70GWe、2050年に約90GWe
  - 2050年の発電所内収容可能量は、貯蔵容量原単位を現状並み（約270tU/GWe）及び若干の拡張（300tU/GWe）として概算した。
  - 第二民間再処理工場の設備容量は800[tHM/年]とし、2030年に稼働開始するものとした。2020年稼働開始による影響としては、10年早く稼働することにより、累積処理量が800tHM/年\*10年=8,000tHM増加すると仮定した。
  - ウラン燃料は1992年までは低燃焼度（平均33,000Mwd/tU）、以降は全て高燃焼度（平均45,000Mwd/tU）が装荷されるものと仮定した。

## 8 - 2 貯蔵の経済性

使用済燃料(リサイクル資源燃料)の中間貯蔵に対するニーズが高まりつつあり、平成10年6月11日通産省総合エネルギー調査会原子力部会において、リサイクル燃料資源中間貯蔵施設を実現していくために、国においては法制度の整備等を、事業者においては施設の立地に向けた取り組み等を早急に進めることが肝要であるとの見解が示された。これにより、サイトや貯蔵方式の選定、事業運営コストなど、使用済燃料の発電所敷地外貯蔵の実用化に向けた検討が本格化しつつある。

本研究では、「使用済燃料敷地外貯蔵にかかわるコストを試算し、貯蔵方式間の技術経済性比較を行うとともに、貯蔵期間などをパラメータとした評価を行い、実用化検討に資する事」を目的に下記の成果を得ている。

### 8-2-1 金属キャスク貯蔵方式と水プル貯蔵方式の比較<sup>(2)</sup>

#### (1) 経済性の指標

経済性の指標として貯蔵単価(1単位の使用済燃料を貯蔵するのに必要な費用：円/kgU)を用いた。貯蔵単価は、当所が従来より使用済燃料貯蔵経済性評価に用いてきた、割引現金収支法に基づく均等化コスト<sup>(4)</sup>、

\*1)とした。

#### (2) 評価の前提条件 (図8-2-1、図8-2-2)

- 対象貯蔵施設：水プル貯蔵、金属キャスク貯蔵を対象とする。
- 燃料条件：燃料の燃焼度は40GWd/tとした<sup>(5)</sup>。なお、BWR燃料とPWR燃料の貯蔵量は発電容量の比率とし55:45とする。
- 貯蔵容量・期間：3000tU/5000tU/10000tU・40年
- 割引率\*2)：5%/年

\*1)均等化コストの算出方法

設定した使用済燃料中間貯蔵シナリオに沿って発生する施設の建設費・運転費等の支出(Ct)を基準時点における価値に換算した総額[ $C_t/(1+i)^t$ ]が、貯蔵の収入(一定の貯蔵単価(C)×貯蔵施設への使用済燃料の搬入量(Qt)をT年における価値に換算した総額[ $Q_t/(1+i)^t$ ]に一致するように、次式によって貯蔵単価を求めた。

$$C = \frac{\sum_{t=0}^N C_t / (1+i)^t}{\sum_{t=0}^N Q_t / (1+i)^t}$$

ここで、

C：実質価格表示の貯蔵単価〔円/kgU〕

Ct：t年における発生費用（実質価格表示）〔円〕

Qt：t年における貯蔵施設への使用済燃料搬入量〔kgU〕

i：実質割引率〔1/年〕

t：設定した貯蔵シナリオにおいて費用が発生する年

\*2)割引率

将来発生する費用に対して、現時点で、いくら用意しておけばよいか（現在価値換算）を求める際に、事業の業績、物価上昇、金利等を加味して設定する値。たとえば、10年後に100万円の費用が発生することが予想される場合、割引率を5%とすると100万円/(1+0.05)<sup>10</sup> 61万円を現時点で用意しておけばよいことになる。

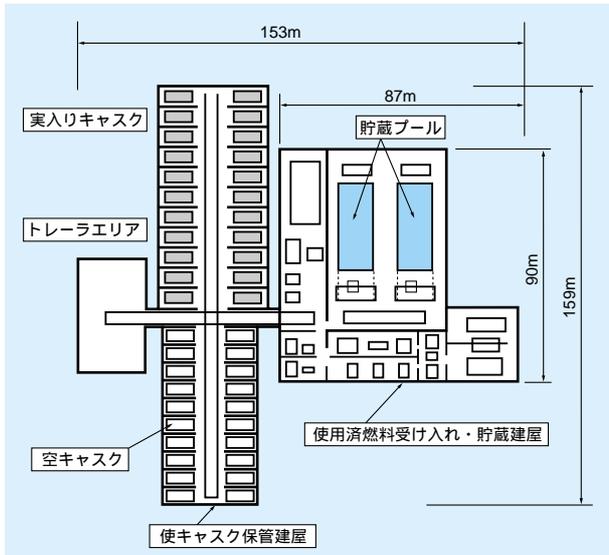


図8-2-1 プール貯蔵施設の概要(貯蔵容量 5,000tU)

(3) 評価結果

① 貯蔵方式、貯蔵容量が経済性に及ぼす影響

貯蔵容量が小さい場合、プール貯蔵の貯蔵単価は金属キャスク貯蔵に比べて高いが、容量が増加するにつれて、キャスク貯蔵の貯蔵単価(30,000円/kgU)に近づくことがわかった(図8-2-3)。これは、プール貯蔵では、貯蔵容量の増大に伴う費用の線形的増加がないこと(規模の経済性)が要因になっている。キャスク貯蔵の場合には量産効果によるキャスク制作費の若干の低減を見込んでいるが、本質的には、貯蔵規模の増加に対して貯蔵ユニットを追加していく費用構造のため規模の経済性はなく貯蔵単価が貯蔵容量によらずほぼ一定値となる。

② 金属キャスク費用が経済性に及ぼす影響

金属キャスク貯蔵では貯蔵単価の中で金属キャスク費用が約80%程度を占めており、そのコストダウンが貯蔵単価の低減に効果的であることがわかった(図8-2-4)。

③ 発電原価への影響

貯蔵単価を、貯蔵で対象とした燃料から発生した電力量に割り戻したコスト(貯蔵コスト)[円/kWh]を試算した。貯蔵コストは冷却年数5年の場合、キャスク貯蔵でkWhあたり9銭程度、プール貯蔵で15銭程度となった(表8-2-1)。貯蔵技術ないし貯蔵シナリオによる差違は一見大きいですが、平成11年12月の資源エネルギー庁総合エネルギー調査会原子力部会で報告されたフロントエンドからバックエンドまでを含めた総発電原価5.9円/kWhのうち1.5%(金属キャスク)から2.5%(プール)程度の値となっている。

④ 感度解析(割引率が貯蔵単価に及ぼす影響)

本評価では割引率を5%として計算したが、公益性の高い貯蔵事業の場合には5%は高いとの批判もありえるので、割引率を0%、2%とした場合、また事業主体として民間による倉庫業等の事業形態も想定し、8%、10%とした場合について検討した。その結果、本評価の設定条件の下では、割引率の変化による貯蔵単価の変動は比較的小さい事がわかった(図8-2-5)。

また近年、新たな貯蔵方式として、コンクリートモジュール貯蔵方式が、主に米国で実用化しており、これらを含めた経済性評価を行い、その経済性を明らかにしている(8-5参照)。

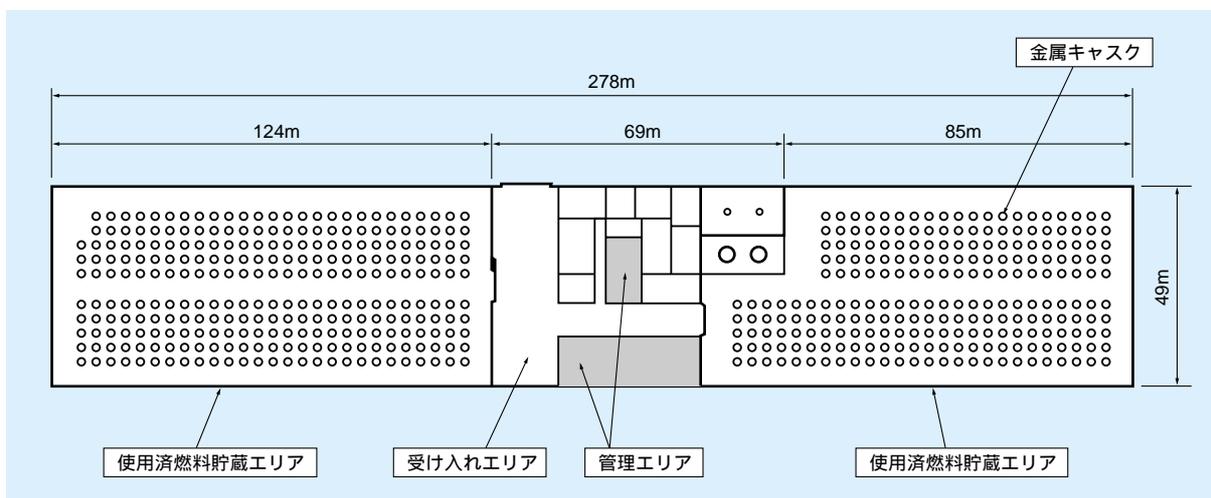


図8-2-2 キャスク貯蔵施設の概要(貯蔵容量 5,000tU)

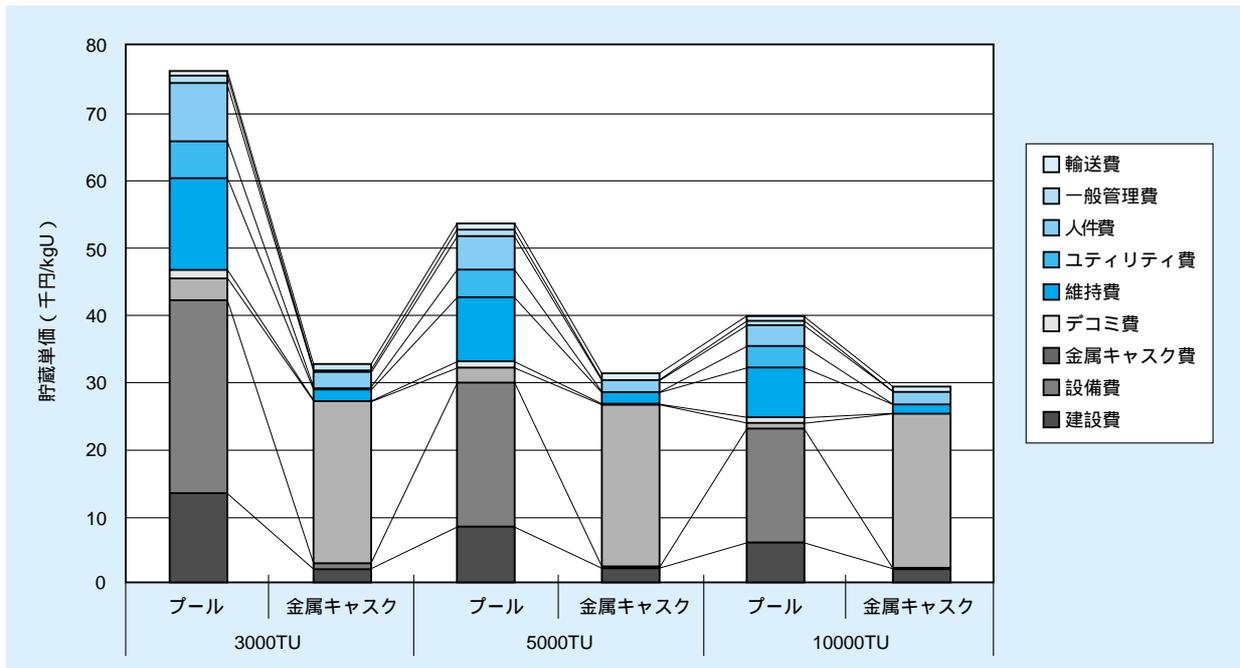


図8-2-3 貯蔵単価の比較

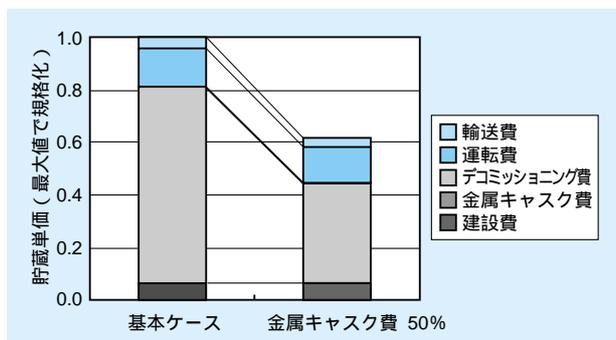


図8-2-4 カスク費用と貯蔵単価

表8-2-1 貯蔵コスト [円/kWh]

貯蔵容量	3,000tU		5,000tU		10,000tU	
	5年	15年	5年	15年	5年	15年
カスク	0.095	0.058	0.091	0.056	0.085	0.052
プール	0.214	0.132	0.150	0.092	0.112	0.069

■：平成10年6月11日通産省原子力部会で報告

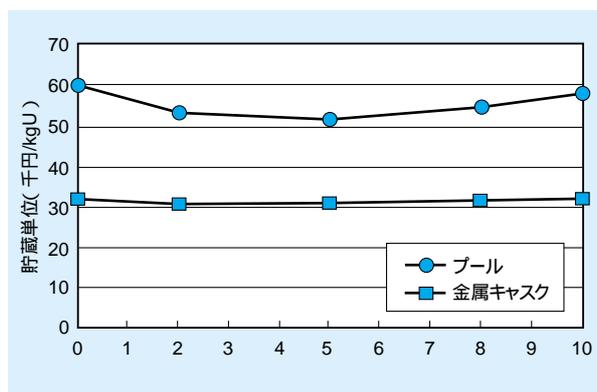


図8-2-5 割引率に関する感度解析(5,000tU)

## 8-3 金属キャスク貯蔵技術確証試験 - 通常時健全性 -

当所では、わが国における使用済燃料のキャスク貯蔵に関する研究を昭和58年度より鋭意実施してきた。本研究では、「使用済燃料のキャスク貯蔵に関する研究成果を総合的かつ系統的に整理・集大成し、総合的な考察を加え、キャスク貯蔵技術の安全性を明らかにし、その許認可に資する事」を目的として下記の成果を得ている<sup>(1)</sup>。

### 8-3-1 使用済燃料の健全性

貯蔵キャスク内の使用済燃料の温度を精度よく求めるための解析手法(改良ABAQUSコードを使用)を開発し、実物大の貯蔵キャスクで検証した。また、貯蔵中の使用済燃料の健全性を支配する因子が被覆管のクリープ(内圧による膨れ)変形であるとし、過度な(1%以上の)クリープ変形を抑制する限界温度の評価手法を提案した。

### 8-3-2 貯蔵キャスクの密封性能<sup>(7)</sup>

#### (1) 長期健全性

貯蔵キャスクの密封部に使われる金属ガスケットの漏洩率変化に関して、温度による加速試験の結果に基づき、長期密封性能の評価手法を提案した。これにより、金属ガスケットは百年以上の間、所期の密封性能を維持することを予測した。

また、2種類の実物大蓋部モデルを用いた密封性能確証試験を開始し、試験開始から約8年以上が経過したが(図8-3-1参照)、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ることが確認された。また、本試験は、一定温度で実施したのであり、実貯蔵時の使用済燃料の崩壊熱の経年変化に伴うキャスク温度低下を考慮すると、現時点において約23年に相当する密封性能の健全性が示されたと考えられる。

#### (2) 環境温度変化が密封性能に及ぼす影響

キャスク温度は、貯蔵環境温度の季節変動に伴って

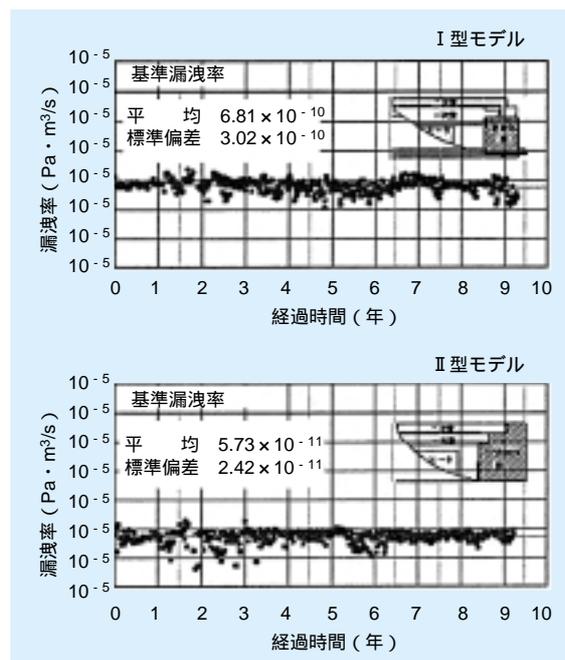


図8-3-1 金属ガスケットの長期密封性能試験

変化するため、蓋ガスケット部温度の年変動に相当する温度サイクルを繰り返し与える温度サイクル試験を行い、温度変動が密封性能へ及ぼす影響を確認した。

その結果、繰り返し数60回(60年に相当)の範囲では、密封性能に変化がないことが確認された。したがって、貯蔵期間中において、貯蔵環境の温度変化の密封性能への影響はないものと考えられる。

### 8-3-3 貯蔵施設の除熱性能

当所では、乾式の自然空冷式中間貯蔵施設について、これまでに除熱評価手法の確立を目指し、試験・研究を実施してきた<sup>(18)、(19)、(20)、(21)</sup>。

当所が最初に試験・研究した施設の形状は、天井の高い施設(以降「従来方式施設」という)であったが、現在では、建設コスト低減と建設期間短縮を目的として天井を低くした施設(以降「スタック方式施設」という)が検討されて、本報告では、この新しい施設を対象とした研究成果を紹介する<sup>(6)(7)(8)</sup>。図8-3-2にスタック方

式施設の形状を示す。スタック方式施設については、除熱性能が確認されていないことから、除熱評価が必要となっている。

(1) 除熱性能試験

スタック方式施設の施設内熱流動現象を評価し、熱的健全性を考慮して施設の基本形状(天井高さおよびスタック高さ)を検討するために、実規模施設の1/5縮尺模型を用いた試験を行った。なお、模型と実規模施設との間で浮力と慣性力の比であるリチャードソン数(Ri数)を一致させ、更に施設内を流れる冷却空気の流れが十分乱流になる条件で試験をすることにより、実規模施設と熱流動上相似の現象を再現した。その結果、以下の事が明らかとなった。

- 1) スタック高さとRi数の関係を求め、Ri数をパラメータとした試験を行った。貯蔵部内の熱流動現象は、Ri数に大きく依存することが分かった。また、除熱上必要なスタック高さを検討した。
- 2) 天井高さをキャスク高さの約1.5倍(1.6m)から約3倍(3.0m)まで変えた試験を行い、天井高さが貯蔵部内の熱流動現象に及ぼす影響および天井温度を調べた。その結果、天井高さは、キャスクの除熱特性に、ほとんど影響を及ぼさないことが分かった。しかしながら、天井高さにより天井温度が変化することから、天井のコンクリート温度を評価して、天井高さを決める必要があることが分かった。
- 3) キャスク表面近傍では、浮力による上昇流の他に吸気口から流入する水平方向の吹きつけ流が付加されている。この結果、キャスクの熱伝達率は、従来用いられてきた垂直平板自然対流(層流)の評価値より

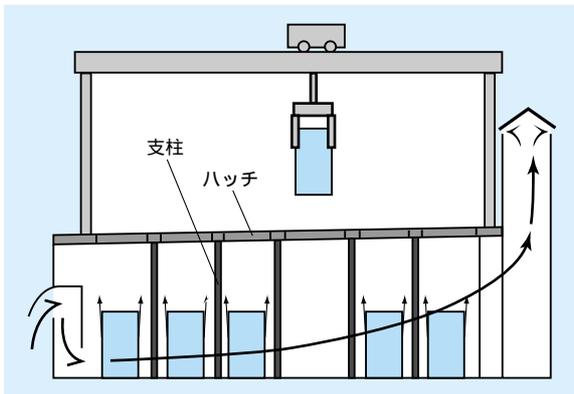


図8-3-2 キャスク貯蔵施設の断面図

も大きくなることが分かった。

- 4) 図8-3-3は、試験結果に相似則を適用して、実規模施設貯蔵部内の空気温度分布を予測したものである。

(2) 除熱性能試験解析

1/5縮尺模型試験で見られた諸現象の詳細把握と、除熱性能解析手法の高度化を目的として、試験解析を行った。

ここでは、貯蔵部内の熱流動現象を対象とした全体解析および最も高温となる最終列キャスクを対象とした詳細解析を行った。なお、詳細解析では、キャスク周囲の熱流動現象およびキャスク表面温度を評価した。解析に当たっては、当所でこれまでに開発してきた手法に基づいて、更に空間分解能を向上させたメッシュ分割法およびSkew-Upwind法<sup>注1)</sup>を導入した。これにより以下の結果を得た。

1) 全体解析結果

図8-3-4に試験解析で得られた貯蔵部内の温度分布の一例を示す。吸気口から流入した空気は最上流側のキャスクに衝突し、一部上昇するものの、主流は、最終列キャスク方向へ床を沿って流れた。また、天井部付近での戻り流、貯蔵部内の最下流部での淀みなど、試験で観察された現象が再現されている。解析の結果、貯蔵部内の温度分布、流速分布ともに試験値と良く一致した。更に、天井高さの低いケースの解析では、キャスクで加熱された高温空気が天井付近に留まり、天井の広い範囲が高温化することが分かった。

2) 詳細解析結果

キャスク後背部では、流れのはく離現象が生じた。

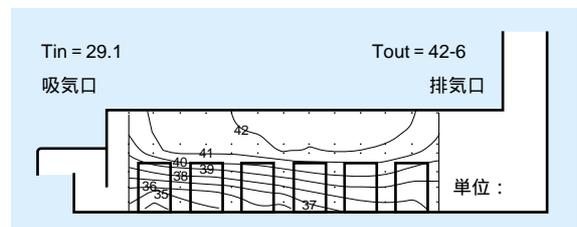


図8-3-3 実規模施設貯蔵部内の空気温度分布(相似則を適用した予測値)

注1) : この方法は流跡線法あるいは特性曲線法と呼ばれるもので、上流側差分点の中に斜め方向の格子点情報も含めるため、数値計算において重要となる接線(流れに垂直)方向の数値粘性を大幅に低減できる。

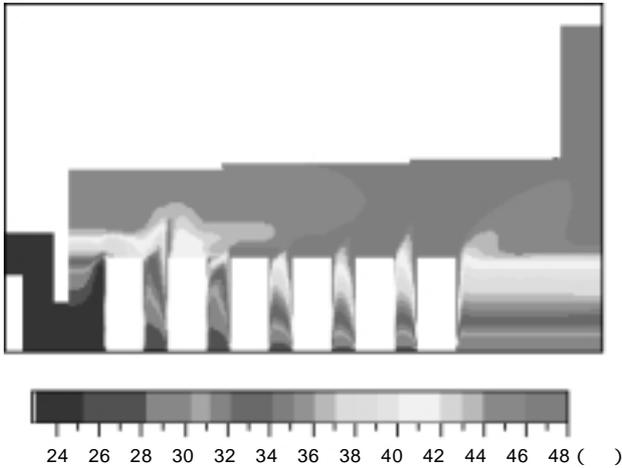


図8-3-4 貯蔵部の温度分布（試験解析）

\*巻末のカラー頁を参照。

キャスク表面温度は、解析では試験結果と比べて周方向の温度差が大きくなった。これは、詳細解析での境界条件に全体解析で得られた温度・流速データを用いているが、解析では水平方向流速を大きく評価しているため直交流による除熱が過度に評価されたものと考えられる。

#### 8-3-4 チャンネルボックス付き使用済燃料の貯蔵<sup>(9)</sup>

従来、BWRタイプの使用済燃料は、チャンネルボックスと燃料集合体を分離した後、個々に貯蔵・管理しているが、当所では、チャンネルボックス付き使用済燃料の合理的な貯蔵に向けた試験データを取得した。

## 8 - 4 金属キャスク貯蔵技術確証試験 - 異常時健全性 -

### 8-4-1 貯蔵キャスクの取扱中の落下時の健全性<sup>(1)</sup>

貯蔵キャスクが取扱中に誤って、貯蔵施設のコンクリート床上に落下しても、キャスクの構造的健全性および密封性能が維持されることを、実物大キャスクを用いた試験により確認した。また、衝撃解析コードDYNA - 3Dに、当所での既開発のコンクリートの破壊モデルを組み込んだコードを開発し、その評価手法を提案した。

また、鋳鉄製キャスクの材料データを取得整備し、衝撃による脆性破壊について評価する手法を提案し、実物大キャスクの試験により検証した。これにより、JISの材料規格<sup>(10)</sup>やIAEAの脆性破壊評価基準<sup>(11)</sup>が策定された。

### 8-4-2 地震時の健全性<sup>(10)</sup>

(1) 地震により貯蔵建屋が崩壊し、貯蔵キャスク上に

重量物が落下しても、キャスクが堅固な強度を有することから、その構造的健全性および密封性能が維持されることを実験により明らかにするとともに、衝撃解析コードDYNA - 3Dによる解析手法を提案した。

(2) 建屋倒壊に伴い瓦礫中に貯蔵キャスクが埋没した場合には、使用済燃料等は異常な温度上昇を示すが、使用済燃料等の健全性が維持されうる限界時間の評価手法を提案した。これにより、埋没により空気の流れが閉ざされた場合にも、埋没後、ガレキ類を撤去して対流を回復する時間的余裕があることを示した。

(3) 縦置きされた貯蔵キャスクは最大規模(S<sub>2</sub>クラス)の地震に対しても転倒しないことを解析・試験により明らかにした。

## 8 - 5 高燃焼度・MOX 使用済燃料貯蔵技術

将来の動向としては軽水炉の高燃焼度化が順調に進展し、今後発生する使用済燃料は、高燃焼度燃料が主体になると予想される。さらには、高速増殖炉の実用化の遅れに伴い、軽水炉におけるプルサーマル利用の方針が決定され、貯蔵の対象として従来の燃焼度の低い使用済燃料以外に、高燃焼度燃料と混合酸化物(MOX)燃料を想定しておく必要が生じている。これらの使用済燃料は初期濃縮度が高く、放射能、発熱量が高いので、従来技術のままでは貯蔵密度の低下、ひいては貯蔵コストの上昇が避けられない。

本研究では、「軽水炉燃料の高燃焼度化、軽水炉におけるプルサーマル利用の本格化に対応するため、これらの燃料を対象とした貯蔵コストの低減を目指す事」を目的として下記の成果を得ている。

### 8-5-1 使用済高燃焼度燃料・MOX 燃料の基本特性<sup>(12)、(23)</sup>

BWRおよびPWR燃料について、ORIGEN-2による線源評価を実施した。特に、MOX使用済燃料では、ウラン使用済燃料に較べて、中性子放出率が約18倍と顕著に増加するほか、発熱量なども2倍程度に増加する事が示された。

### 8-5-2 燃焼度クレジットの検討並びに使用済燃料特性試験<sup>(12)</sup>

高燃焼度・MOX使用済燃料などに対する貯蔵技術の高度化のため、実際の高燃焼度、MOX使用済燃料を用いた照射後試験により、

- ・使用済燃料の核種組成評価
- ・使用済燃料の線源評価
- ・使用済燃料の健全性評価

などに寄与する各種データを取得した。特に、核種組成評価および線源評価において、現在広く用いられて

いるORIGEN2コードを対象として、高燃焼度、MOX使用済燃料に対する評価精度を明らかにした。また、MOX使用済燃料の照射後試験により貯蔵時に問題となる被覆管の内面腐食量や、温度上昇時の核分裂性ガス放出挙動などについて、従来のウラン燃料と同等か同等以上の健全性が担保出来る事を示した。

キャスク等の貯蔵施設の設計の合理化への寄与が期待される燃焼度クレジットについて導入方策を検討し、燃料棒の軸方向の燃焼度分布や運転パラメータのキャスク反応度への影響を解析し、これらの各種のバイアスを等価均一燃焼度の概念で統一的にとりまとめ得る可能性を示した。また、幾つかの燃焼度クレジット導入方策を比較評価し、導入のためのフロー・チャートを明らかにした。

### 8-5-3 高性能バスケット用中性子吸収構造材の材料特性<sup>(13)</sup>

①ボロン含有ステンレス鋼、②ボロン含有3層クラッド材(ボロン含有ステンレス鋼/銅/ボロン含有ステンレス鋼)、③ボロン含有アルミニウム合金、を対象にバスケット用中性子吸収構造材料としての適用性を検討するとともに、基準化等に必要な材料データを整備した。

#### ① ボロン含有ステンレス鋼

ボロンの添加により0.2%耐力と弾性率は増加、引張強度、延性、衝撃値、曲げ変形性等は減少した。特に1.4wt%のボロンを含有した材料は引張強度、衝撃値の著しい低下が認められた。クリープ特性、疲労特性、熱的性質等はあまり変化が見られなかった。組織的には折出したボロン化合物の圧延方向への分布が見られたが、材料特性の顕著な異方性は認められなかった。また、溶接部では、溶接施工性は母材のSUS304鋼と変わらず、母材部と比較して引張強度の変化は見られなかったが、曲げ変形性の低下が認められた。バスケット用構造材としてのボロン含有ステンレス鋼では、延性確保の観点からボロンの添加は1.2wt%程度以下がの

ぞましいと考えられる。

## ② ボロン含有3層クラッド材

引張強さはボロン含有ステンレス鋼との複合則の成立が示され、曲げ性の低下が認められた。また、溶接部でも曲げ性の低下が認められた。伝熱性能はボロン含有ステンレス鋼と比較して、著しい向上が認められた。

## ③ ボロン含有アルミニウム合金

ボロンの添加により、衝撃吸収エネルギー、伸び、曲げ性等の低下が確認されたが、引張強度、硬さおよび熱的性質等は母材とほとんど変わらなかった。また、母材が熱処理型の A6061 合金であるため、1000 時間の温度履歴付与後では、引張強度、0.2 % 耐力は初期の半分以上に低下することが確認された。温度履歴付与により、吸収エネルギーは増加が認められた。温度履歴付与による強度低下は、バスケットの設計時においては十分に配慮する必要がある。

本研究で試作したボロン含有ステンレス鋼、ボロン含有アルミニウム合金それぞれについて、ボロンの添加による延性の劣化が確認された。これは、添加したボロンが、ステンレス鋼中においてもアルミニウム合金中においてもほとんど固溶せず、その大部分が化合物として母相中に析出するためである。できるだけ細かく分散析出するように製造時に制御することが、材料特性を向上させる上での今後の課題である。

また、ボロン含有アルミニウム合金では、ボロン系化合物の析出による熱中性子吸収効果の低下も予想された。今後、これらの材料を使用する場合には、このような特性を理解した上で適用することが重要である。

## 8-5-4 高性能バスケットの伝熱特性試験<sup>(12)</sup>

3層クラッド材(ボロン含有ステンレス鋼/銅/ボロン含有ステンレス鋼)からなる高性能バスケットの除熱性能が従来タイプのステンレス鋼製バスケットに比べて向上することをスケールモデルの試験体を用いた伝熱試験により確認した。すなわち、本試験体系の場合、3層クラッド材からなるバスケットを用いた伝熱試験では、中心位置の模擬発熱体の最高温度が 249 となり、ステンレス鋼製のバスケットを用いた場合に比較して約 85 下回ることが確認された(但し、充填ガスは

ヘリウムで横置き姿勢の場合)。

さらに、3層クラッド材を構成している材料間の熱膨張係数の違いによる不具合等は認められないとともに、バスケットには、熱応力に起因するひび割れも認められなかった。

## 8-5-5 密封部の耐食性評価<sup>(12)</sup>

### 1) 蓋と本体間の腐食によるボルトの押し上げ効果

キャスク貯蔵中に蓋部と胴部(本体)との間に結露等による腐食が生じると、その腐食生成物の成長によりボルトが押し上げられ、密封性能に影響を与えることが考えられる。そこで、腐食生成物の成長に伴うキャスク蓋部とキャスク胴部(本体)との間の面圧の経時変化を実験時に求め、これにより実機の 40 年間(貯蔵期間)における面間隔の広がりを推定し、密封性能への影響を評価した。

その結果、40 年相当の貯蔵期間では、ボルトが降伏応力を越えて破断に到ることはなく、また、面間隔の広がりによってキャスクの気密性が失われることはないと考えられる。

### 2) 蓋、本体とガスケット間の腐食寿命

自然環境暴露試験および加速環境下での腐食試験を行い、加速倍率を求めるとともに、求めた加速倍率を加速環境下での密封部小モデル試験結果に適用し、実機の自然環境における 40 年間(貯蔵期間)の密封性能を予測した。その結果、40 年相当の貯蔵期間では、密封健全性が失われることはないと考えられる。

## 8-5-6 金属キャスク破壊強度評価手法の高度化<sup>(12)</sup>

### (i) 破壊靱性値に及ぼす破壊モードの影響検討<sup>(14)</sup>

貯蔵キャスク用鋳鉄および鍛鋼の破壊靱性値に及ぼす破壊モードの影響を調べるために、破壊モード試験を行い、鋳鉄、鍛鋼ともに、 $K_{IC} < \text{あるいは}$   $K_{IIC} < K_{IIIC}$ 、 $J_{IC} < \text{あるいは}$   $J_{IIC} < J_{IIIC}$  の関係が得られ、モード I の破壊靱性値が最も低く、最も厳しい評価を与えることが確認できた。

### (ii) 実キャスクを想定した大型構造物としての破壊特性

鋳鉄および鍛鋼の試供体より切出した表面予き裂ならびに板厚貫通予き裂付き試験片を用いて、最も厳しい評価を与える引張負荷および引張曲げ条件下での大型破壊試験を実施し、J - 歪み関係、き裂の取扱い方等、J積分設計曲線を求めるのに必要なデータを取得した。

( iii ) 設計曲線の提案<sup>(15)</sup>

鋳鉄および鍛鋼の各種破壊靱性試験で得られたデータを基に、J値の基準化や、基準歪の設定方法等を検討し、J積分に基づく設計曲線(非線型破壊強度評価式)を提案するとともに、落下事象を例として実機への適用方法を紹介した。

8-5-7 新要素技術を導入した使用済燃料貯蔵方式の経済性比較<sup>(12)</sup>

プール、金属キャスク、ボールド、サイロおよびコンクリートキャスク貯蔵方式の概念設計を行うとともに、上述した要素技術を適用した場合の効果について検討した。

その結果、燃焼度クレジットの導入が貯蔵密度の向上や経済性に大きな効果を及ぼすことがわかった。ただし、燃焼度クレジットの導入は運用等の面で課題も多いことから燃焼度クレジットが導入できない状況ではボロン含有ステンレス等の適用が有効な手段であると考えられる。また、サイロ貯蔵、コンクリートキャスク貯蔵は貯蔵コストが低く有望な方式であることがわかった(図8-5-1)。サイロ貯蔵やコンクリートキャスク貯蔵については海外での実績はあるものの我国ではまだ実用化されていないので、使用済燃料貯蔵方式のオプションを拡げるという観点からも我国での実用化に向けた研究・試験が望まれる。

8-5-8 貯蔵技術の長期健全性

仏では2006年のバックエンド政策決定に向けて、300年間の長期貯蔵研究が行われている<sup>(24)</sup>。

当所では、使用済燃料の岩盤貯蔵概念の予備的検討を行った<sup>(25)</sup>。

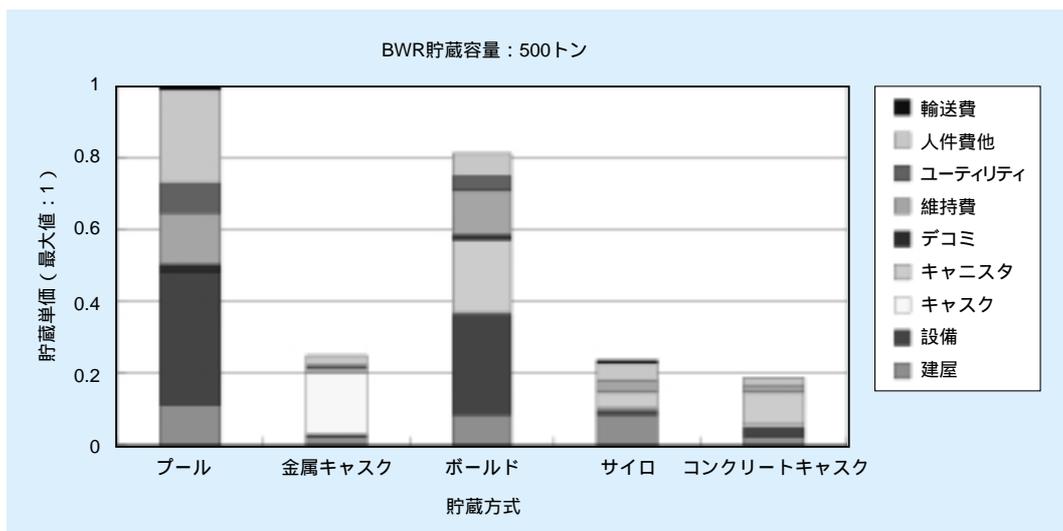


図8-5-1 燃焼度クレジット等の新要素技術を導入した場合の経済性評価例

第 9 章

9

輸送・貯蔵技術に関する基礎的  
研究および将来技術

第9章 輸送・貯蔵技術に関する基礎的研究および将来技術 目次

我孫子研究所構造部 上席研究員 小崎 明郎  
 我孫子研究所構造部 上席研究員 渡部 直人  
 我孫子研究所水理部 主任研究員 亘 真澄  
 我孫子研究所構造部 上席研究員 伊藤 千浩  
 我孫子研究所構造部 主任研究員 白井 孝治  
 我孫子研究所リサイクル燃料貯蔵技術課題推進担当 三枝 利有

9 - 1 金属材料構造物の腐食寿命評価技術 .....95  
 9 - 2 輸送の確率論的安全評価 .....96  
 9 - 3 廃熱・放射線等利用技術 .....97  
 9 - 4 劣化ウランコンクリート技術 .....99  
 9 - 5 輸送・貯蔵兼用キャスクの実用化 .....100  
 9 - 6 コンクリートモジュール貯蔵技術確証試験 .....100

小崎 明郎 (82ページに掲載)



渡部 直人 (1980年入所)  
 当初はバックエンド関連のセメント固化体の各種試験ならびに、コンクリート構造物の耐久性に関する研究を手がける。その後、発電所廃棄物埋設用コンクリートピットの透水性研究を経て、放射性物質輸送のリスク評価研究(輸送のPSA)に従事している。最近は、ヴァーチャルリアリティ技術を活用した輸送の支援システムの研究にも着手した。

亘 真澄 (72ページに掲載)

伊藤 千浩 (8ページに掲載)

白井 孝治 (72ページに掲載)

三枝 利有 (8ページに掲載)

## 9 - 1 金属材料構造物の腐食寿命評価技術<sup>(1)~(4)</sup>

放射性廃棄物等の輸送・貯蔵・処分の各分野では、材料・構造等の長期的な信頼性確保が日増しに重要となり、腐食に対する精度の高い健全性評価が必要となってきた。このため、当所ではバックエンド分野を対象に金属材料の腐食寿命評価技術に関する基礎的研究を実施し、得られた成果や蓄積された試験技術を実機に対する試験・評価等に応用している。以下にその概略を紹介する。

### (1) すきま腐食に関する基礎的研究

腐食評価に際しては、対象とする金属材料が使用環境で腐食を起こし得るのか、あるいは腐食しないのか、また、腐食する場合にはどういった腐食形態(全面腐食、局部腐食(孔食、すきま腐食、応力腐食割れ等))になるのかをまず明らかにする必要がある。

このため、当所では、電気化学的試験により炭素鋼と耐食合金(ステンレス鋼、ニッケル基合金、チタン合金等)について、腐食領域図を作成した。局部腐食の中でも最も安全側の厳しい評価を与えるすきま腐食に関する例を図9-1-1に示す。

図中の境界線よりも下側の領域がすきま腐食を起こさない領域であることを示す。本結果は、平衡論的な手法で得られた結果で、時間とは無関係なことから、同図を用いて使用環境に応じた適切な材料選定を行うことにより、長期間の健全性を確保しうると考えられる。

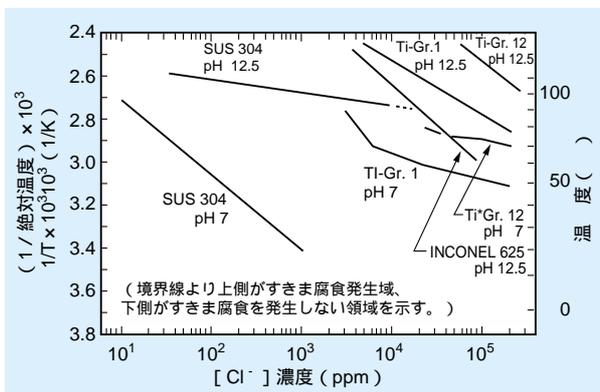


図9-1-1 耐食合金のすきま腐食領域図の例

一方、実際の金属材料の腐食寿命評価においては、すきま腐食が発生した場合にどれだけの余寿命が期待できるかを推定できるようにしておくことも重要であることから、速度論的なすきま腐食寿命評価手法についても研究を進めている。

### (2) MOX新燃料被覆管材料の海中腐食

MOX新燃料輸送物が万が一の海没事故に遭遇し、輸送容器が破損あるいは腐食して容器内部に海水が流入した場合に、燃料被覆管が海中で閉じ込め性能(腐食の観点から)を保持できるの否かについてこれまで明らかになっていなかった。

このため、MOX新燃料被覆管材料( $Zr^{-2}$ および $Zr^{-4}$ )を対象に、局部腐食の中で最も厳しい評価を与えるすきま腐食に関する電気化学試験を行い、海水中で被覆管材料が腐食しない温度条件を平衡論的に明らかにした。

その結果、 $Zr^{-4}$ では海水に近い3.5% Cl<sup>-</sup>水溶液で約145~150℃で、 $Zr^{-2}$ では10% Cl<sup>-</sup>水溶液で165℃で、すきま腐食が停止した。

一方、実際のMOX新燃料被覆管の海没時の温度(海水が被覆管に接触した時の温度)は約100℃以下と考えられるため、海没してもすきま腐食を起こす心配がないことが明らかとなった。

### (3) 輸送容器の海中腐食<sup>(3)</sup>

万が一輸送物が海没すると、いずれ腐食により容器本体と蓋とのすきまを介して核種が外に漏れ出すことも考えられるが、これまで容器の腐食挙動や容器本体と蓋とのすきま間隔に腐食がどう影響するか等の実データがほとんどなかった。このため、被ばく線量評価で用いる輸送容器のバリア効果<sup>注1)</sup>に及ぼす腐食の影響を調べた。

海中に浸漬暴露(最大約1年間)させた輸送容器の密

注1) : 海没した輸送容器から核種が外に漏れ出す量が容器本体と蓋とのすきま間隔に依存し、すきま間隔が小さい程流出量が抑えられる効果を容器のバリア効果という。容器のすきま間隔は腐食前で10μmと設定し、海没後もこの値が保持されるとこれまで仮定していたが、腐食前後ともに実データによる裏付けがなかった。

封部を模擬した小モデル試験体(縮尺1/5)を定期的に引上げて密封性能を調べる(図9-1-2)とともに、切断・解体して腐食量を実測した。その結果、①約1年間はゴムガスケットによって密封性が保持されること、②容器本体と蓋とのすきま間隔は約1年間の浸漬後においても1~3 $\mu$ mの小さな値を示し、仮にゴムガスケットが劣化して密封機能を失っても、環境影響評価での設定値10 $\mu$ mを余裕を持って確保できることが明らかとなった。

#### (4) 使用済燃料貯蔵容器の貯蔵中における海塩粒子腐食<sup>(4)</sup>

使用済燃料貯蔵容器が長期間の貯蔵中に潮風(海塩粒子)により腐食し、密封性能にどう影響するかを調べるために容器密封部の1/5縮尺モデル試験体や、実機と同じガスケット材料を挟み込んだすきま腐食試験片によ

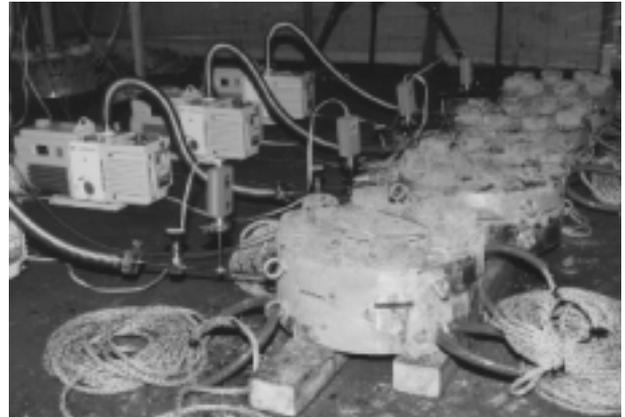


図9-1-2 海中浸漬後の密封性能測定状況

る潮風環境加速試験ならびに自然環境暴露試験を行い、金属製貯蔵容器は貯蔵期間40年に対して十分裕度を持って密封健全性を確保できることを明らかにした。

## 9 - 2 輸送の確率論的安全評価

放射性物質輸送の安全性を評価するために、IAEA輸送規則に基づく数多くの試験あるいは解析が実施されており、これらは「決定論的安全評価」と呼ばれている。これに対して、原子力発電所などを対象に、想定される事故シナリオを論理的に分析し、その発生確率を求める「確率論的安全評価(PSA)」が実施されており、放射性物質輸送でも各国でPSAが試みられている。

当所では、我が国における放射性物質輸送のPSAを確立するために、体系的な手法を構築するとともに、現実の輸送を対象とするケーススタディにより、同手法の適用性を検討してきた<sup>(5)-(8)</sup>。また、PSAの中の一つの方法論として、輸送に伴うリスク(被ばく線量と確率の積)を直接求める計算コード(例えばINTERTRAN2)が開発されており、今後規制への取り込みが議論されている。

当所では、我が国の放射性物質輸送に適用可能なPSA手法を確立するとともに、輸送のリスクを計算するINTERTRAN2コードの適用をはかる事を目的に下記の研究成果を得ている。

### (1) 事故シナリオ分析手法の構築

事故進展を分析するためのイベントツリー手法と事故原因を分析するためのフォールトツリー手法を組み合わせることにより、輸送の事故を分析する手法を構築した。

### (2) リスクカーブの検討

輸送の安全性に関する指標の一例として、リスクカーブの作成方法を確立し、トンネル火災時の輸送物への入熱量に関するリスクカーブを作成した(図9-2-1)。

### (3) INTERTRAN2の適用性研究

IAEAの国際共同研究の中で開発されているINTERTRAN2コードについて、発電所廃棄物コンテナの輸送を対象としてケーススタディを実施し、同コードが適用可能であることを確認した。

### (4) 輸送リスクのゆらぎ評価方法の提案

INTERTRAN2などのリスク評価コードは、現実には入力変数の変動(「ゆらぎ」と称す)にともない、出力としての被ばくリスクも分布を有する。そこで、統計データより確率分布を作成し、Monte Carlo法に替わる効

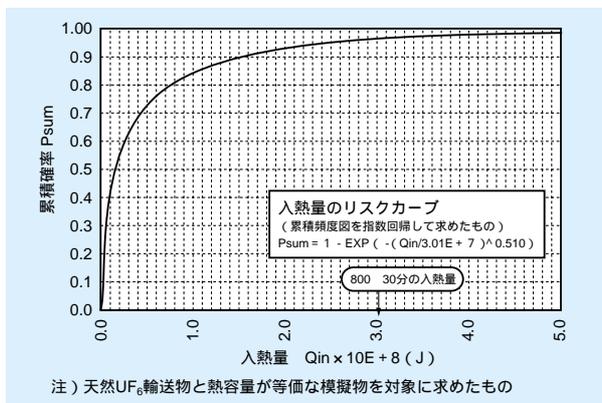


図9-2-1 トンネル火災のリスクカーブ(例)

率的なサンプリング技法(Latin Hypercube Sampling)を用いることにより、被ばくリスクを求める手法を提案した。さらに、現実の新燃料輸送を対象とするケーススタディを実施し、被ばくリスクの分布を求めた(図9-2-2)。

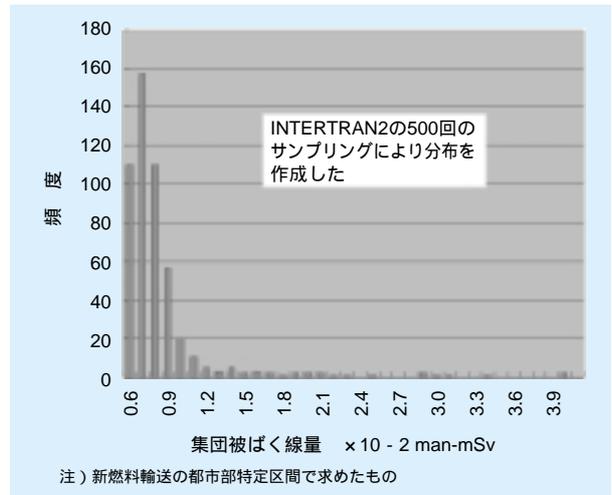


図9-2-2 INTERTRAN2入力変数のゆらぎに伴う被ばく線量分布

## 9 - 3 廃熱・放射線等利用技術

貯蔵中の使用済燃料からは、長期間に亘って熱と放射線が放出される。これまで、これらのエネルギーを利用する貯蔵施設概念はなかったが、エネルギーの有効利用の観点から、使用済燃料の熱・放射線を利用するシステムについてフィージビリティスタディを行った。

検討対象とする貯蔵方式は、敷地外の大容量貯蔵を想定して乾式貯蔵施設(自然循環型)とした。また、乾式貯蔵施設にはいくつかの方式があるが、本検討では、廃熱や放射線利用のし易さを考慮してポルト貯蔵方式を対象とした。

### 9-3-1 廃熱利用技術

使用済燃料乾式貯蔵施設で廃熱回収を行う場合、使用済燃料を収納した容器を冷却した空気から熱エネルギーを回収する方法が安全かつ効率的である。貯蔵部は77本の収納管(一つの収納管内に4体のPWR使用済燃料集合体を収納した貯蔵容器が一つ収納されている)

が一つの貯蔵区画を形成しており、除熱機能は各区画毎に担保される(1区画の発熱量は306kW)。貯蔵施設には、廃熱回収を行うための熱交換器が煙突部に取り付けられており、熱交換器内で昇温された水はそのまま利用先に送られるか、あるいはヒートポンプによってさらに昇温され利用先に送られる(本検討では利用先は特定しないものとする)。このようなシステムに対し、冷却空気温度および燃料被覆管最高温度を計算し、除熱性能上問題がないことを確認した。

ポルト貯蔵施設の冷却空気流量は、使用済燃料からの発熱により暖められた空気のドラフト力と冷却空気流路の圧力損失のバランスから求まる。この場合、熱交換器の温度効率を設定し、熱交換器の循環水側の入口温度10℃、出口温度15℃として、施設内を流れる冷却空気の流量および温度を求めた。さらに、この冷却空気温度を境界条件として、収納管内の温度を半径方向二次元断面の熱伝導解析によって求め、燃料被覆管の最高温度を評価した。その結果を表9-3-1に示す。

以上の結果から、使用済燃料被覆管温度等が制限値

表9-3-1 廃熱回収機能付き貯蔵施設の除熱計算結果

項目	計算結果	制限温度
燃料被覆管最高温度	299	約350
貯蔵部入口空気温度	26.2	-
貯蔵部出口空気温度	39.2	65
冷却空気流量	23.5kg/s	-

以下となっており、本来貯蔵施設が持つ除熱安全性を損なわない廃熱回収システムを構築することが可能であることが明らかとなった<sup>(9)</sup>。

### 9-3-2 放射線利用技術

放射線は管理を誤ると人体や環境に悪影響を及ぼすが、安全に管理・運用すれば様々な用途に利用が可能である。産業界では、ガンマ線源 (Co-60等) や電子線による照射利用が数多くなされているが、本検討ではガンマ線源に代わる線源として使用済燃料を収納した容器が使えるかどうかを評価した。

照射を行う方法として、使用済燃料を収納した容器 (一つの容器にPWR使用済燃料集合体1体を収納) をある本数照射専用の場所に移動し、容器の間に被照射物 (被照射物は特定しないものとする) を通すことで照射を行うものとした。その場合の照射場における空気吸収線量率を計算 (QAD-CGGP2コードを使用) により求めた。

文献調査及び照射施設での調査から、照射事業では、照射場における線量率が10kGy/h程度であることが明

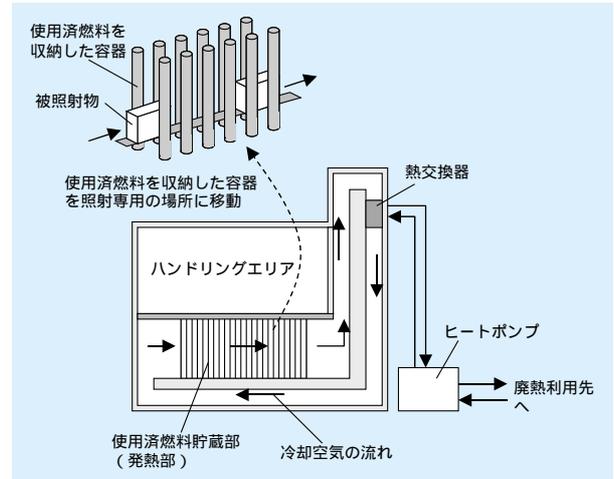


図9-3-1 廃熱放射線利用貯蔵施設概念図

らかとなっている。本検討では、容器の本数をパラメータとして計算を行ったところ、配列を2×7列にすると最大線量率が約11.1kGy/hとなり、照射施設として必要な線量率が得られることがわかった<sup>(10)</sup>。

以上の結果より、廃熱放射線を利用する貯蔵施設 (図9-3-1) が実現可能なことが明らかとなったが、経済性や回収した熱エネルギーの有効な利用方法、事業としての被照射物の選定等を今後さらに検討する必要がある。

### 9-3-3 金属廃棄物の再利用技術

将来、廃炉に伴い発生する解体放射性金属廃棄物を有効利用する、使用済燃料貯蔵カスクの製造可能性と課題を明らかにした<sup>(11)</sup>。

## 9 - 4 劣化ウランコンクリート技術<sup>(4)</sup>、<sup>(12)</sup>、<sup>(13)</sup>

軽水炉型原子力発電所の燃料としては核分裂性のウラン235が0.7%含まれている天然のウランを3%程度に濃縮したものが用いられている。一方、この濃縮の過程でウラン235の濃度が天然の存在比0.7%より減少した、劣化ウラン(Depleted Uranium)と呼ばれるウランが生成される。この劣化ウランは比重がきわめて大きい(18.7)という特徴を持つ。一般に比重が大きな材料はガンマ線遮へい材として優れているため、使用済燃料貯蔵キャスク等への有効利用が望まれる。

本研究では、ペレット状の劣化ウランを、中性子遮へい材として利用されることの多いコンクリートに骨材の代替物として混入した重量コンクリート〔以下、劣化ウランコンクリート(Depleted Uranium Concrete: DUC)と呼ぶ〕を製作し、圧縮強度試験および遮へい性能試験を実施して、これらの性能を明らかにするとともに技術的な成立性について検討した。

圧縮強度試験結果より、劣化ウランペレットの分布が均一であれば比重が6程度でかつ所要の圧縮強度が得られることがわかった。また、遮へい性能試験の結果、劣化ウランコンクリートは明らかに普通コンクリートに比べて遮へい能力が高く、かつ、見かけ比重に見合う線遮へい性能を有していることを確認した。これらの結果より劣化ウランコンクリートが構造材および高性能の遮へい材として技術的に成立する見通しを得た。さらに、試験に対して劣化ウランペレットを均一のモデル化し、遮へい解析コードDOT3.5を用いて遮へい解析を行い、解析手法の適用性を確認した。

また、実構造物の製作を考えた場合、ワーカビリティを確保しつつ劣化ウランペレット分布の均一性を確保するため流動性のある程度抑えなければならない。ここでは、小型ブロック状のものを製作し劣化ウランペレットの分布状態を観察した。その結果、材料の均

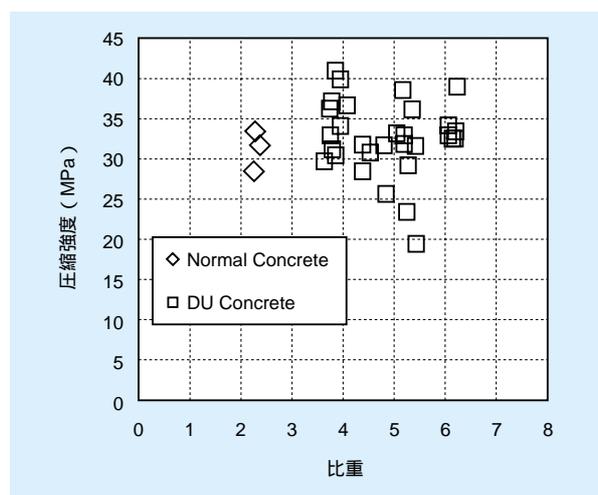


図9-4-1 劣化ウランコンクリートの強度特性

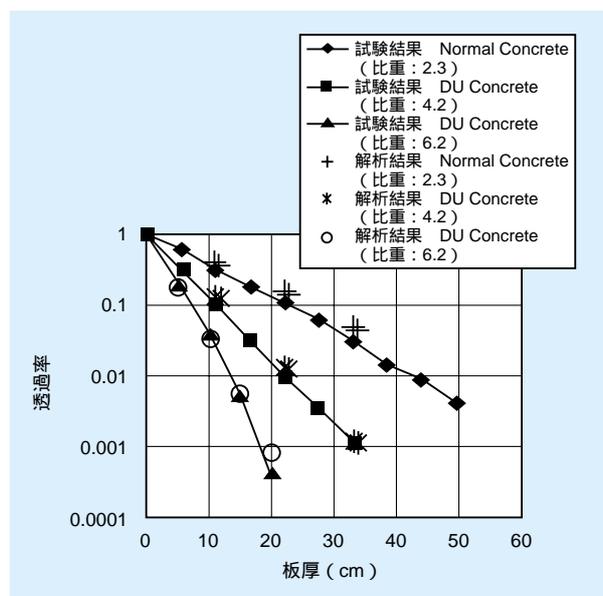


図9-4-2 劣化ウランコンクリートの遮へい性能

一性を実現するためには、施工方法に何らかの工夫が必要であることが示唆された。

## 9 - 5 輸送・貯蔵兼用キャスクの実用化

使用済燃料貯蔵に関する今後の課題として輸送・貯蔵兼用キャスクの実用化がある。輸送・兼用キャスクとは、同一のキャスクで、使用済燃料の輸送(発電所から貯蔵施設、貯蔵施設から再処理施設)と貯蔵の要件を満たす機能を持つキャスクのことをいう。さらに、一般的には、貯蔵後、蓋を開放すること無しに、輸送に供することのできるキャスクのことをいう。このようなキャスクのメリットとしては、輸送と貯蔵に同一のキャスクを用いることで、コスト低減を図れること、および蓋の開放作業がなくなることで、作業従事者の被ばく線量を低減できることにある。

わが国では、すでに輸送キャスクおよび貯蔵キャス

クについては実用化され実績があるが、この兼用キャスクを我が国で実用化するためには、技術的な観点から、貯蔵終了後にキャスクや燃料が輸送可能な状態すなわち輸送キャスクに関する要件が満たされていることを明らかにする必要がある。例えば、貯蔵期間中にキャスクの構成部材の、使用済燃料からの発熱や放射線による経年劣化を評価する必要がある。

これまでに得られた知見によれば、貯蔵期間中に想定される環境条件では、材料の劣化はほとんどないという結果が得られているが、更なるデータの蓄積が必要である。

## 9 - 6 コンクリートモジュール貯蔵技術確証試験<sup>(14) ~ (25)</sup>

平成10年6月の通商産業省総合エネルギー調査会原子力部会中間報告において、使用済燃料がリサイクル燃料資源と位置づけられ、この資源を有効に利用できるように再処理を行うまで中間的に貯蔵することとし、2010年までに発電所敷地外貯蔵施設を実用化することが示されてから急速に実用化に向けての気運が高まってきた。

現在では、金属キャスク貯蔵が実用化段階を迎えつつあるが、使用済燃料の貯蔵の緊急性を考慮すると、経済的な観点からコンクリートモジュール貯蔵の実用化を図る必要がある。海外では、既にコンクリートモジュール貯蔵が認可され、運転中である(図9-6-1は、米国で運転中のコンクリートモジュール貯蔵施設の例)。

コンクリートモジュール貯蔵施設は、原子力発電所から取り出された使用済燃料をキャニスタと呼ばれる金属製の輸送・貯蔵兼用の密封容器に収納し、鉄筋コンクリート構造物で貯蔵する方式であり、コンクリートキャスク、横型コンクリートサイロ、コンクリートボルトの3形式に大別される。



(コンクリートキャスク貯蔵施設：ANO発電所)



(横型コンクリートサイロ貯蔵施設：Ocone発電所)

図9-6-1 米国で運転中のコンクリートモジュール貯蔵施設

コンクリートモジュール貯蔵方式は、

- ・鉄筋コンクリートを適用したモジュール構成であるため、材料単価が安価で初期投資が小さく、金属キャスクと同様に必要に応じて貯蔵容量を拡張できる。
- ・自然空冷方式であるため、保守が容易である。
- ・輸送・貯蔵兼用のキャニスタの採用により、輸送キャスクが繰り返し使用できる。

等の特徴を有しており、経済的な貯蔵対策として期待されている。

図9-6-2に、キャニスタの概要を示す。キャニスタの形状は、外径が約1.7m、長さが約4.9m、重量が約15-19トン、溶接で2重蓋を取り付けた構造であり、内部を不活性状態に保持するためヘリウムガスを封入する。

図9-6-3に、コンクリートキャスクの概要図を示す。キャスク下部に設けた開口部から冷却空気を取り入れ、キャニスタ周囲での冷却空気の自然対流効果により、キャニスタ内で発生する使用済燃料の崩壊熱を除去する方式である。コンクリートキャスクの形状は、外径が約3.5m、高さが約5.8m、重量が約120トンである。

当所では、このような状況の中、敷地外貯蔵施設の実用化の推進に資するため、経済的なコンクリートモジュール貯蔵技術の実用化研究を推進中であり<sup>(14)~(23)</sup>、更なる合理化を含め長期貯蔵中の健全性について確認し、使用済燃料の中間貯蔵に関するコンクリートモジュール貯蔵技術の確立及び原子燃料サイクルの円滑な推進に貢献する構想である。

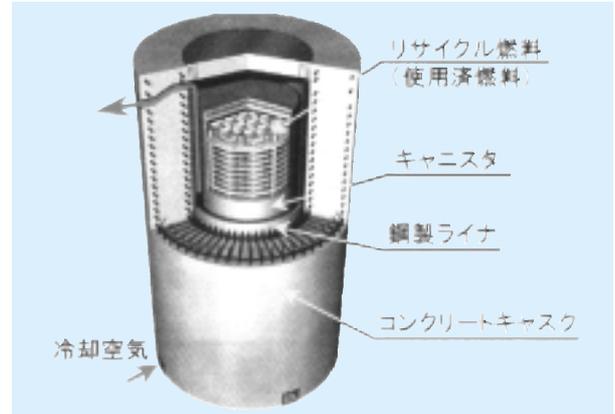


図9-6-3 コンクリートキャスクの概念図

米国等と異なり、わが国は海岸での潮風環境下でのコンクリートキャスクの耐久性評価や、コンクリート等の温度制限上、高精度な除熱設計評価手法等が必要とされる。

図9-6-4に、コンクリートモジュール貯蔵技術確証試験の全体研究概略フローを示す。コンクリートモジュール貯蔵施設のコンクリート構造物や金属キャニスタの構造強度部材については、設計貯蔵期間中の温度、放射線等の環境、並びにその環境下での経年変化に対して信頼性のある材料を選定し、その必要とされる強度・性能を維持し、必要な安全機能(密封性能、未臨界性、遮へい性能等)を失うことのないように設計する必要がある。また、長期にわたる貯蔵期間中の使用済燃料被覆管の健全性や貯蔵終了後の輸送の安全性に対する評価手法の確立も望まれている。

当所では、コンクリートキャスク等のコンクリートモジュール貯蔵技術について、

- ① キャニスタ等の金属容器・構造材の健全性評価、
- ② キャニスタに収納されている使用済燃料や被覆管等の燃料健全性評価
- ③ キャニスタを包蔵するコンクリート容器・構造材の健全性評価

を実規模または縮尺モデルを用いた確証試験を実施している。さらに、これらモジュールを集合させた貯蔵システムについての検討・評価も併せて実施することにより、わが国に適したコンクリートモジュール貯蔵技術の確立を図っていく。

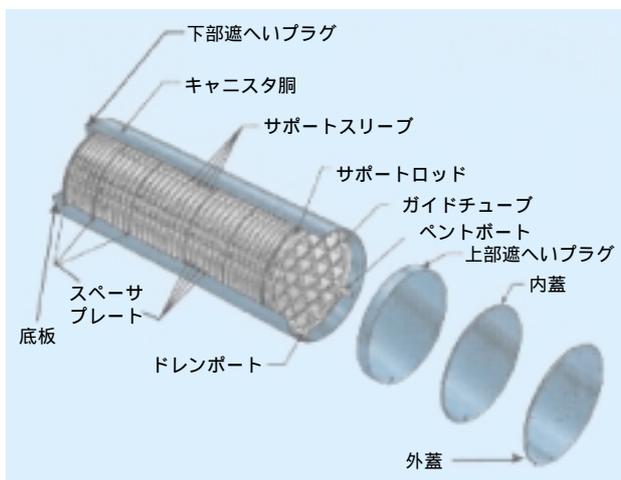


図9-6-2 輸送・貯蔵兼用キャニスタの概要

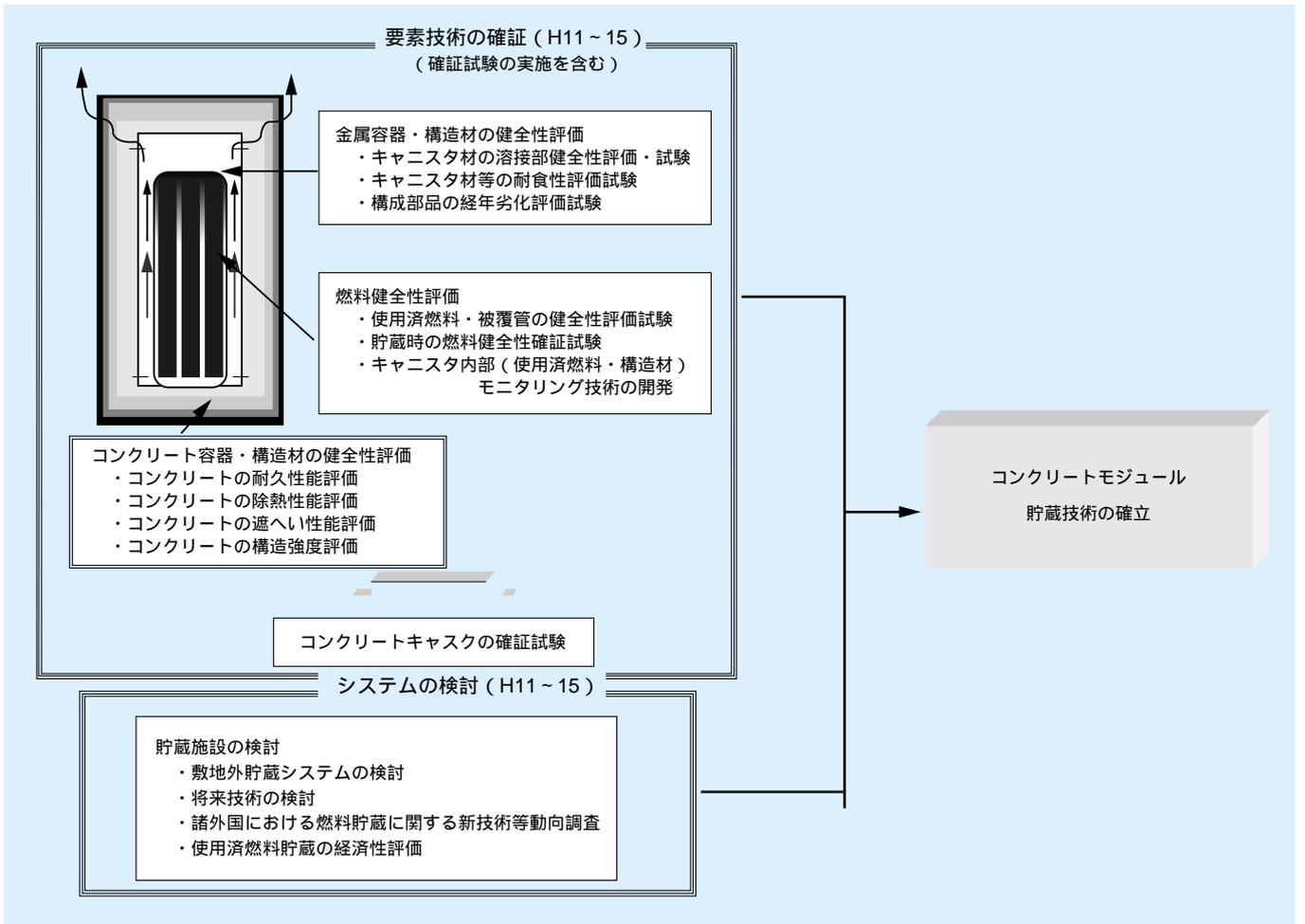


図9-6-4 コンクリートモジュール貯蔵技術確証試験の全体研究概略フロー

# 第IV部

海外との協力

第

# 10

章

研究交流

## 第10章 研究交流 目次

我孫子研究所高レベル・TRU廃棄物処分技術課題推進担当 河西 基  
我孫子研究所地質部 上席研究員 馬原 保典  
我孫子研究所地質部 上席研究員 五十嵐敏文  
我孫子研究所地質部 主任研究員 長谷川琢磨  
企画部原子力推進担当 部長 横山 速一  
我孫子研究所リサイクル燃料貯蔵技術課題推進担当 三枝 利有

10 - 1	スウェーデンSKB .....	105
10 - 2	英国AEAテクノロジーおよびスイスPSI .....	109
10 - 3	米国サンディア国立研究所 .....	109

---

河西 基（8ページに掲載）

馬原 保典（50ページに掲載）

五十嵐敏文（18ページに掲載）

長谷川琢磨（18ページに掲載）

横山 速一（8ページに掲載）

三枝 利有（8ページに掲載）

## 10 - 1 スウェーデン SKB

SKB(スウェーデン核燃料・廃棄物管理会社)は、結晶質岩(花崗岩)のサイトであるエスポ・ハードロック地下研究施設(HRL)において、高レベル放射性廃棄物処分技術に関する国際共同原位置試験研究を1986年から実施してきている。これまでに、事前調査期(1986～1990)を経て、建設期(1991～1994)ではアクセストンネル掘削にともなう水理地質構造の調査・試験が、また操業期第1段階(1995～1998)では、地下研究施設において地下水流動や核種移行等に関する基本特性の試験、解析が行われてきた。一方、本格的な地下研究施設がまだ存在しないわが国にとっては、サイト選定や処分施設の設計・安全評価等に必要な調査・評価技術を海外の地下研究施設での原位置試験研究に適用し、その手法を確立・実証したり、必要なデータを取得することが重要になっている。

このため、電気事業の立場より、合理的な処分の実現に必要な技術の確立を目指している当所では、この国際共同研究に1991年より参加し、HRLにおけるデータ・情報を取得するとともに、当所が開発してきた種々の調査・解析技術の適用・実証と体系化を図っている。

これまでに得られた主な研究成果は以下のとおりである。(図10-1-1、表10-1-1)

### (1) サイト特性の調査・評価技術

#### ① サイト特性の調査・評価技術の体系化

地表からのボーリング調査、地下施設の建設中および建設後の各種試験・調査を通じて、地質構造、水理特性、地化学、物質移行および力学的安定性の評価項目ごとに、技術の適用性に関する体系的な取りまとめを行い、今後のサイト特性調査手法に関する技術的基礎を得た。

#### 当所開発技術の実証

当所で開発した地質・地下水調査技術を全長約

3500m、深さ約460mの地下研究施設に適用し、手法の有効性を確認した。

・断層活動性年代測定手法：ESR法による測定を行い、今後さらに詳細な検討が必要であるものの、断層の活動年代を直接把握する上では有効であること等が示された。

・地下水年代測定手法：溶存希ガスや安定同位体を天然トレーサーとする地下水年代測定調査を行い、トンネル掘削に伴うバルト海の海水侵入や地下水化学環境変化状況が把握できた。また、地下水年代を推定するためのヘリウム蓄積法は、百万年を超える非常に古い地下水の年代測定に有効であることが検証された。(図10-1-2)

・単一孔式地下水流速流向測定：地下460m深度のトンネル内の斜め30度単一ボーリング孔内で地下水流速流向計を適用し、割れ目帯(1m程度の幅)では年間10m前後の高流速の流れが計測されたが、それ以外の母岩中では有意な流れの無いことが把握され、塩水環境における適用性が検証された。(図10-1-3)

### (2) 天然バリア性能評価手法の実証

当所で開発した割れ目系岩盤中での地下水流動および物質移行に関する解析コード(FEGM/FERM)をトンネル掘削に伴う地下水位低下や水質環境変化への影響予測に適用し、国際共同試験の解析評価タスクを通じて、当所計算コードが割れ目・破砕帯内における地下水流動や物質移行の解析に十分な実用性を有することを確認した。

今後は、現在進められている詳細な地下水流動・物質移行に関する試験研究や処分施設性能の実規模模擬実証試験に対して、引き続き当所技術を適用・実証してゆくとともに、貴重な原位置試験データ等の入手を図ってゆく。

表10-1-1 エスポHRL国際共同研究（操業期）における各種原位置試験

試験項目	目的	試験の概要
TRUE試験 (Tracer Retention Understanding Experiment)	単一割れ目を対象にした地下水流動・トレーサー移行試験により、割れ目系岩盤内での放射性核種の移行と遅延に関するプロセスを明らかにし、核種移行モデルの信頼性向上を図る。	<ul style="list-style-type: none"> <li>TRUE detailed scale試験： 単一割れ目の5m程度のスケールでの物質移行と吸着現象を対象とし、透水試験、トレーサー試験、樹脂注入による割れ目開口幅試験などを実施。</li> <li>TRUE block scale試験： 10～50m規模の岩体における割れ目ネットワーク通じての物質移行を対象とした試験。</li> </ul>
ベントナイトの長期性能試験	緩衝材として用いられるベントナイトの長期的な止水性、膨潤特性、変形・流動特性などの性能を明らかにする。	圧縮ベントナイトブロックの中心にヒーターを通した試験体を直径0.3m、深さ約4mの鉛直ボーリング孔の中に設置し性能を試験する。
プロトタイプ処分施設試験	処分施設全体のバリア性能を試験・実証（実演）する。	地下450mのTBMトンネルの最先端部に6mの間隔で直径1.6m、深さ8mの処分孔を4孔と2孔を設置した2つの試験区間を設け、それぞれにヒーター付きの模擬処分容器が収納される。埋戻し材、緩衝材および周辺岩盤の温度・圧力分布、応力・変位状態や水分・化学変化特性などを10～20年継続して測定する。
REX試験 (酸化還元反応試験)	還元環境にある地下深部岩盤が、処分施設の建設や操業により、いったん酸化環境になるため、その影響と岩盤の酸素消費能力等を評価する。	溶存酸素を含む水を割れ目に注入し、割れ目充填鉱物によって酸素がどのように消費されるかなどの特性を観測する。
RNR試験 (原位置での核種の吸着・溶解試験)	地下水環境下での核種の吸着、溶解特性に関する原位置試験技術の開発し、特性を明らかにする。	トンネル内に掘削したボーリング孔内に大型の原位置試験装置（CHEMLAB）を製作して埋め込み、原位置で酸化還元環境、コロイド状態、微生物学的環境、溶存ガス等の条件を考慮させたカラム試験を行う。
二相流試験 (Two Phase Flow)	地下水に気体が含まれる場合の、岩盤の透気・透水性能を評価する。	ボーリング孔からの湧水量等を異なる水圧下で測定し、これらの関係からガスの発生や透水性の低下等の特性を明らかにする。
埋め戻しプラグ試験 (Backfill & Plug Test)	坑道の埋め戻し材の選定、埋め戻し方法の開発およびプラグの性能等を評価する。	トンネル内において、締め固めないTBM掘削ずり、締め固めた掘削ずり等の異なる6種類の埋め戻し材の性能を試験・比較する。
定置技術の実証 (Demonstration of Deposition Technology)	処分孔への廃棄体および緩衝材の定置および廃棄体の回収が適切に行われることを確認するための試験。	トンネル内の処分孔に模擬廃棄体と緩衝材を定置し、さらに回収する一連の作業を実規模で模擬的に試験・実演する。

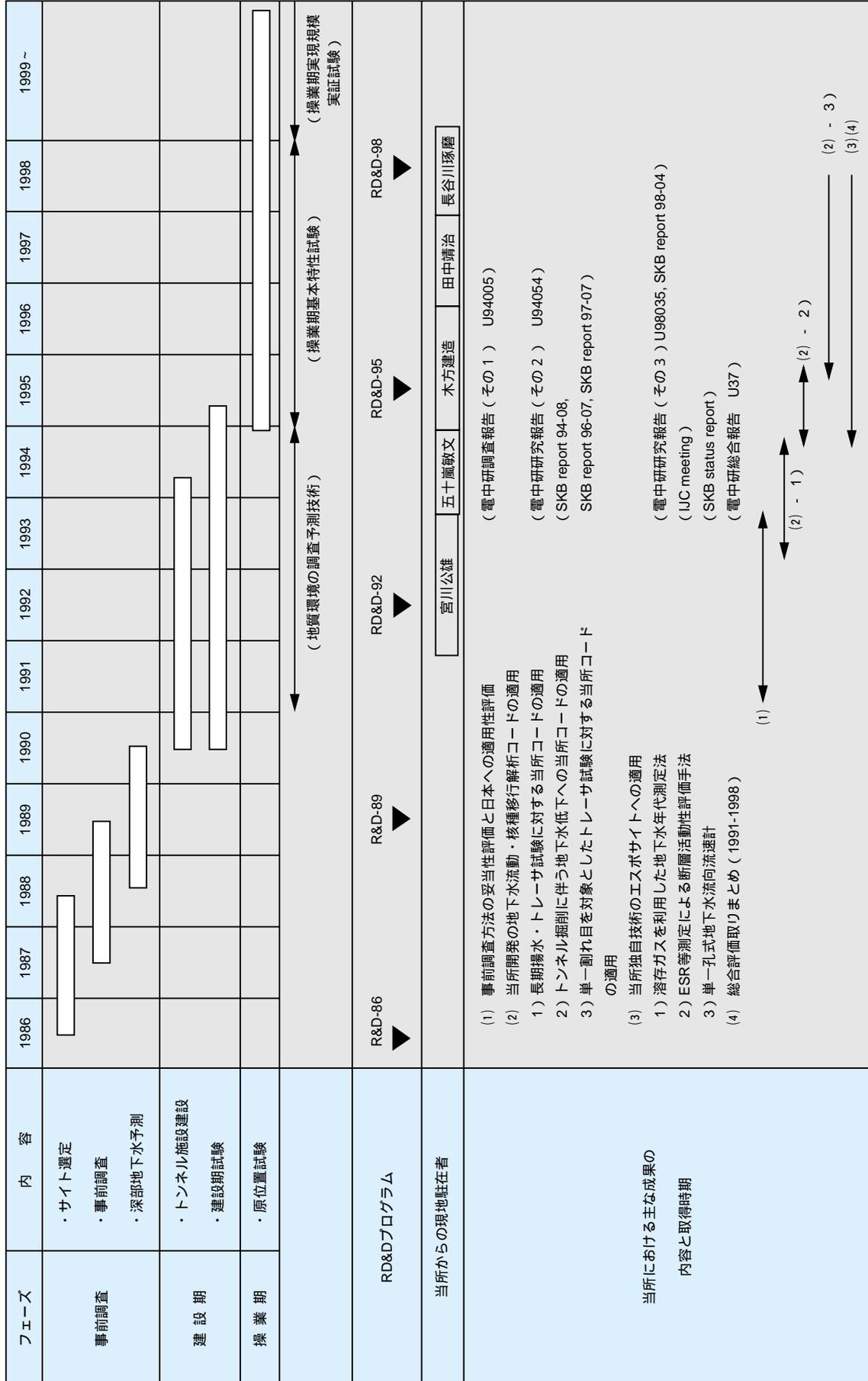


図10-1-1 エスボHRL国際共同原位置試験研究スケジュールと当所の参加状況

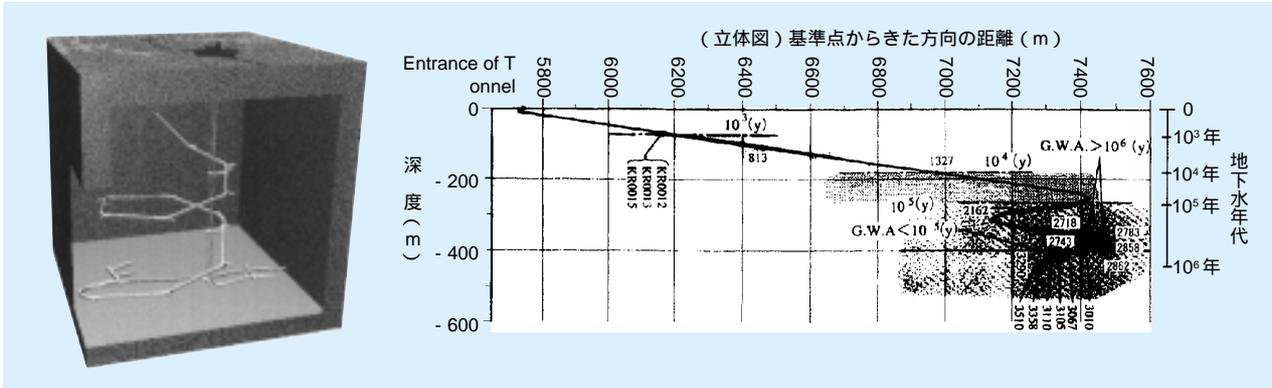
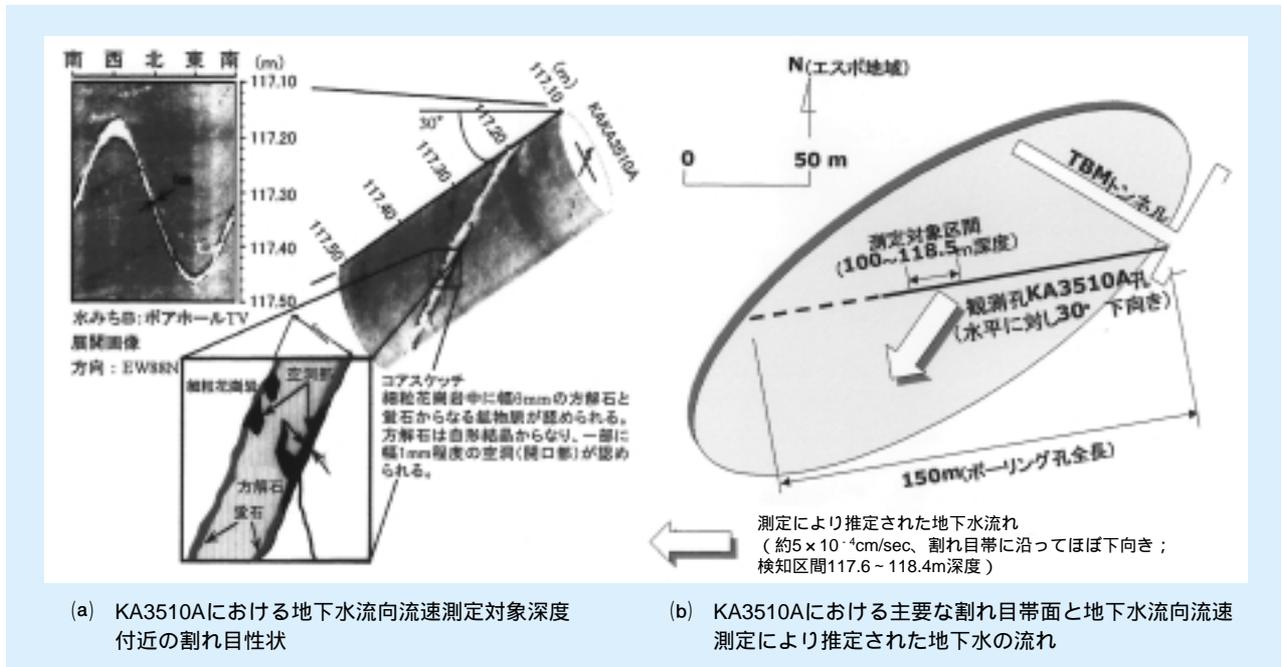


図10-1-2 スウェーデンSKBとの共同研究における地下水年代測定結果例  
(ヘリウム蓄積法によって推定したエスボ地下実験施設トンネル  
内における地下水年代測定)



(a) KA3510Aにおける地下水流向流速測定対象深度  
付近の割れ目性状

(b) KA3510Aにおける主要な割れ目帯面と地下水流向流速  
測定により推定された地下水の流れ

図10-1-3 当所開発の地下水調査技術の適用実証例

## 10 - 2 英国 AEA テクノロジー およびスイス PSI

TRU 廃棄物処分研究においては、セメント材料への放射性核種収着機構の解明を最重要課題として進めている。このためには、セメント材料への放射性核種の収着実験が不可欠である。当所においては、アクチニド元素を使用した実験ができないことから、これらの実験に多くの経験を有する AEA テクノロジーおよび PSI 研究所との共同研究を実施している。

AEA テクノロジーとの共同研究は平成 9 年度から開始し、平成 11 年度までに OPC(普通ポルトランドセメント)、OPC/BFS(高炉スラグセメント) および HFSC(ポゾラン材料高含有セメント)へのアクチニド元素(トリウム、ウラン、ネプツニウム、プルトニウム、アメリカシウム)の 5 核種)の収着データを幅広く採取した。また、セメントコロイドの生成試験を実施してきた。試験は AEA テクノロジーのハウエル研究所にて実施されている。主な共同研究の結果は前述のとおりである。

これらの共同試験においては当所で調整したセメントおよび変成セメントを AEA テクノロジーに輸送し、放射性核種収着試験に供した。AEA テクノロジーでの試験実施にあたっては、当所から研究員を長期派遣し、実際に多くの試験に携わることで試験手法を把握し試験結果の過った解釈を防止した。また、当所では FP 核種を用いた試験を実施し、AEA テクノロジーでの試験結果の比較評価を行い、試験結果の解釈を補完した。今後、コロイドへの TRU 核種の収着試験等を継続実施

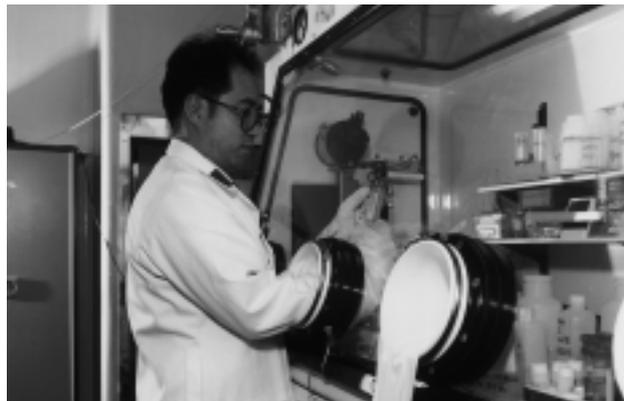


図10-2 AEAテクノロジーハウエル研究所における放射性元素を用いた試験の様子(セメント水和物へのアクチニド元素収着実験を窒素充填グローブボックス内で実施)

していく予定である。

一方、PSI 研究所との共同研究は平成 12 年度より開始する。PSI 研究所では、セメント材料への放射性核種収着機構解明研究の一環としてセメント材料の溶解・再沈澱にともなう放射性核種の収着および、収着後の放射性核種の固定化に興味を持っており、当所の興味と一致したことから共同研究を進めることとした。平成 12 年度から 3 年間の共同研究を行い、CSH 等の生成/再沈殿過程で放射性核種と共沈化合物を形成することによる核種固定化の効果、および陰イオン交換性のあるセメント構成鉱物による放射性核種含有鉱物の生成の確認等を計画している。

## 10 - 3 米国サンディア国立研究所

当所は、1999 年 7 月に、米国サンディア国立研究所と原子燃料サイクル・バックエンド分野における「研究協力協定」を締結した。本「研究協力協定」は、通商産業省 資源エネルギー庁 原子力産業課と米国エネルギー省(DOE)カールスバッド地区事務所の間で締結された、核廃棄物管理技術に関する情報交換を促進する協定に基づくものであり、同協定において、実施に当

たり協力機関に指定されている当所および米国サンディア国立研究所との間で、原子燃料サイクル・バックエンド分野における研究協力活動を促進することを目的として締結された。

本「研究協力協定」における活動には、原子燃料サイクル・バックエンド分野における、情報交換、技術的専門家の交流、共同研究、相互に合意される他の活

動、が含まれている。

上記の背景には、廃棄物隔離プラント(WIPP)の許認可取得・運転開始がある。米国エネルギー省(DOE)カールスバッド地区事務所(CAO)は、サンディア国立研究所(SNL)の支援を得て、ニューメキシコ州カールスバッドにあるWIPPでの処分について、米国環境省(EPA)の最終承認を得た。これにより、WIPPは世界で初めて、政府の規制当局が承認するTRU廃棄物処分場になり、平成11年4月に運転開始した。DOE/CAOおよびSNLが、WIPP計画の実用化に開発した技術は、わが国の放射性廃棄物の貯蔵、輸送、処分に適用できるものである。これらの技術と能力には次のものが含まれる。

- ・サイト特性の調査・評価
- ・実規模原位置試験
- ・人工バリアの設計と性能評価
- ・地質/地質工学、地下水理学、地質化学

- ・放射性廃棄物貯蔵の安全評価
- ・放射性廃棄物処分の安全評価
- ・放射性廃棄物輸送容器
- ・規則適合性評価と相互関係
- ・一般公衆との相互関係

これまでに、原子燃料等の輸送の分野で、使用済燃料輸送物の表面汚染問題でサンディア国立研究所の協力を得て、わが国から仏への輸送時に計測された表面汚染の技術的原因解明を行った。また、欧州からわが国に初めて輸送されたMOX新燃料輸送物について、耐圧性能試験評価や仮想海没時の環境影響評価研究報告書について、サンディア国立研究所の国際レビューを受け、円滑な国際輸送に資する事ができた。

今後は、放射性物質の処理・処分や使用済燃料貯蔵の分野(貯蔵後のキャスク・キャニスタの輸送時健全性等)でも研究交流し、相互の研究を効果的に推進していく考えである。



図10-3-1 サンディア国立研究所における輸送物試験体の落下試験及び火災試験

# お わ り に

理事 我孫子研究所長 加藤 正進



20世紀は「開発と成長の世紀」と言われる。特に第二次大戦以降の産業の発展、人口爆発、化石燃料を中心とするエネルギー消費の急激な増大などに伴い、地球規模の環境問題や資源・食料問題などが顕在化しつつあり、地球の有限性を否応なしに実感せざるを得ない状況となってきた。このため21世紀においては、地球の有限性を認識し、地球環境と調和した発展を目指すことがますます重要となり、循環型社会への転換が求められる時代となる。

このような観点から、温室効果ガスの排出など環境負荷が少なく、再処理によりウラン資源を有効に活用できる原子力発電は、循環型社会における極めて有効なエネルギー供給システムの一つとして期待できる。

本レビューでは、原子力発電の着実な推進を図るうえで鍵となる、放射性廃棄物の処理・処分技術など原子燃料サイクルバックエンド技術に関して、当所の最近の研究成果を紹介させていただいた。バックエンド技術の開発には、サイエンス・テクノロジー・エンジニアリングに関する様々な知見が必要であり、この成果は、当所の研究力の結集とともに各方面のご協力、ご指導により得られたものである。関係各位に深く感謝申し上げます。

わが国のバックエンド対策は、原子力発電環境整備機構の設立により新しい展開を迎えつつあり、当研究所もさらに積極的に技術開発に取り組む所存である。今後とも関係各位のご指導、ご鞭撻をお願いする次第である。

## 引用文献・資料等

### 第2章

- (1) 田中和広、千木良雅弘：「わが国の地質環境の長期的変動特性評価（その1） - 将来予測の基本的考え方と課題 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U96027（1997）
- (2) 田中和広、遠田晋次、上田圭一、千木良雅弘：「わが国の地質環境の長期的変動特性評価（その2） - 隆起・沈降特性評価手法の提案と適用性検討 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U96028（1997）
- (3) 近藤浩文、田中和広、金子克哉：「わが国の地質環境の長期的変動特性評価（その3） - 東北日本を対象とした火山活動の時空分布特性評価 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U97067（1998）
- (4) 幡谷竜太、田中和広：「OSL法、TL法、ESR法による段丘堆積物の年代測定 - 光曝実験と年代既知段丘堆積物の年代測定 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U99063（2000）
- (5) 田中和広、馬原保典、中田英二、長谷川琢磨、宮川公雄、遠田晋次、千木良雅弘：「兵庫県南部地震の地下水挙動」、(財)電力中央研究所 研究報告U99066（2000）
- (6) 五十嵐敏文、田中靖治：「難透水性岩盤の透水および溶質移行特性（その1） - 岩石マトリックス中の透水および溶質移行に関する室内試験 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U95054（1996）
- (7) 木方建造、大山隆弘、馬原保典：「圧密型岩石抽水装置の製作と深部堆積岩への適用」 応用地質、40（1999）
- (8) 馬原保典、田中和広、田中靖治、宮川公雄、谷口公一：「天然溶存希ガスを用いた地下水調査法の提案（その2） - 水中トラック法を用いた溶存ラドン測定による地下水流れの検出 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U95039（1996）
- (9) 宮川公雄、田中和広、井上大栄、大沢英昭、柳澤孝一、山川稔：「東濃鉱山における花崗岩の断列系の特性調査と岩盤評価（その2） - ボアホールテレビジョン装置による深部岩盤割れ目の分布特性 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U91014（1991）
- (10) 宮川公雄、田中靖治、田中和広：「水みち推定を目的としたフローメータ検層の適用性評価」、(財)電力中央研究所 研究報告U91014（1997）
- (11) 田中和広、宮川公雄：「ボアホールテレビジョン装置の地下深部地質調査への適用」 応用地質、32（1992）
- (12) 田中和広、宮川公雄、千木良雅弘、鈴木浩一、駒田広也、河西基、馬原保典、五十嵐敏文、田中靖治、安池慎二：「深部地質・地下水環境の特性評価 - 結晶質岩を対象とした調査・評価法の体系化 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U32（1998）
- (13) 田中靖治、駒田広也、大隅多加志：「高精度多機能型透水試験装置の開発」、(財)電力中央研究所 研究報告U9（1992）
- (14) Tanaka, Y., Motojima, I., "Estimation of spatial distribution of hydraulic conductivities using the data of the crosshole sinusoidal pressure tests" Proc. of the 3rd. Int. Conf.on Nucl. Eng.(1995)
- (15) Komine, H. and Ogata, N. : Prediction for swelling characteristics of compacted bentonite, Canadian Geotechnical Journal, Vol.33, No.1, pp.11-22, 1996.
- (16) Komine, H. and Ogata, N. : Experimental study on swelling characteristics of compacted bentonite, Canadian Geotechnical Journal, Vol.31, No.4, pp.478-490, 1994.
- (17) 小峯秀雄、緒方信英：「高レベル放射性廃棄物処分のための緩衝材・埋戻し材の膨潤評価式の提案 - 砂とベントナイトの配合割合およびベントナイト中の陽イオンの種類・組成の影響 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U99013（1999）
- (18) Komine, H. and Ogata, N. : Experimental study on swelling characteristics of sand-bentonite mixture for nuclear waste disposal, Soils and Foundations, Vol.39, No.2, pp.83-97, 1999.
- (19) 小峯秀雄、緒方信英：「放射性廃棄物処分のための砂・ベントナイト混合材料の膨潤特性とその評価法」、(財)電力中央研究所 研究報告U96029（1997）
- (20) 小峯秀雄、緒方信英、菅原宏：「砂とベントナイトの混合材料の透水係数」、土木学会第46回年次学術講演会講演概要集（第3部門）、pp.884-885、1991.
- (21) Komine, H., Ogata, N. Horie, Y., Ishii, T. and Nishio, S. : Permeability and mechanical properties of bentonite-sand mixture for sealing LLW repositories, Trans. 11th international conference on structural mechanics in reactor technology, Vol.SD1 pp.271-276, 1991.
- (22) 小峯秀雄、緒方信英：「砂・ベントナイト混合材料の長期透水特性」、土木学会第53回年次学術講演会講演概要集（第3部門-B） pp.584-585、1998
- (23) 大江俊昭、塚本政樹、藤田智成：「高レベル廃棄物地層処分の人工バリアシステムの安全評価」、(財)電力中央研究所 総合報告T92、平成5年4月
- (24) 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」、(財)電力中央研究所 研究報告U96045、平成9年3月
- (25) 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, 191(1991)
- (26) JSS Project, JSS Project Phase IV,
- (27) Tsukamoto, M., Ohe, T., Fujita, T., Hesbol, R. and Hermansson, H.-P., Diffusion of radionuclides in

- compacted bentonite : Results from combined glass dissolution and migration tests, Mat. Res. Soc. Symp. Proc. 353, 291 ( 1995 )
- (28) Ohe, T., Tsukamoto, M., Geochemical properties of bentonite pore water in HLW repository condition, Nucl. Technol. 118, 49 ( 1996 )
- (29) 大江俊昭、安俊弘、池田孝夫、菅野毅、千葉保、塚本政樹、中山真一、長崎晋也 : 「高レベル放射性廃棄物処分システムの初期過渡状態の解析」、日本原子力学会誌35、420 ( 1993 )
- (30) 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」、(財)電力中央研究所 研究報告T90011、平成2年11月
- (31) Dzombak, D. A, Morel, F. M., " Surface Complexation Modeling, Hydrous Ferric Oxide ", Willey Interscience, New York, 1990.
- (32) Sposito, G., " The Surface Chemistry of Soils ", Oxford University Press, New York, 1984.
- (33) 塚本政樹、大江俊昭、藤田智成、Hesbol, R., Hermansson, H.-P. : 「高レベル放射性廃棄物地層処分時人工バリア安全評価コードの検証」、(財)電力中央研究所 研究報告T91077、平成4年6月
- (34) Ohe, T., Tsukamoto, M., Fujita, T., Hesbol, R. and Hermansson, H.-P., Temperature and pH dependence of neptunium(V) sorption on bentonite. Proceeding of 1993 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation. Prague, Czechoslovakia. Vol.1, p.197 ( 1993 )
- (35) Tsukamoto, M., Ohe, T., Fujita, T., Hesbol, R., Hermansson, H.-P., Diffusion of neptunium(V) in loosely compacted bentonite., Radiochimica Acta, 66/67, 397( 1994 )
- (36) 藤田智成、塚本政樹、大江俊昭、中山真一、坂本義昭 : 「含鉄鉱物へのネプツニウムの吸着挙動評価」、(財)電力中央研究所 研究報告T93100、平成6年5月
- (37) Fujita, T., Tsukamoto, M., Ohe, T., Nakayama, S. and Sakamoto Y., Modeling of neptunium(V) sorption behavior onto iron-containing minerals. Mat. Res. Soc. Symp. Proc. 353, 965( 1995 )
- (38) 塚本政樹 : 放射性廃棄物地層処分の安全性研究における放射性核種の移行挙動解析 - 表面錯体生成モデルの適用の試み - 、保物誌、31, 297( 1996 )
- (39) Tsukamoto, M., Fujita, T., Ohe, T., Mechanistic modeling for description of actinide sorption at the buffer materials/water interface, J. Nucl. Mat., 248, 333 ( 1997 )
- (40) Fujita, T., Tsukamoto, M., The effect of carbonate ions on sorption of Europium onto iron oxides, Mat. Res. Soc. Symp. Proc. 465, 781( 1997 )
- (41) 塚本政樹、藤田智成 : 「高レベル放射性廃棄物地層処分におけるオーバーパック腐食生成物へのTRUおよびFPの吸着挙動」、(財)電力中央研究所 研究報告U97030、平成9年10月
- (42) 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」、(財)電力中央研究所 研究報告T92011、平成4年12月
- (43) 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, Proceeding of 1995 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation. Berlin, Germany. Vol.1, pp.807-813( 1995 )
- (44) Tsukamoto, M. and Fujita, T., The role of corroded iron overpack materials on the radionuclide release from engineered barrier systems for high-level waste disposal, 1999 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation. Nagoya( 1999 )
- (45) 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 )
- (46) (財)電力中央研究所、電気事業連合会 : 高レベル放射性廃棄物地層処分の事業化技術、1999
- (47) 五十嵐敏文、塚本政樹、藤原啓司、植田浩義、池田孝夫、斎藤茂幸 : 「高レベル放射性廃棄物処分の事業化技術 - その8 処分施設のバリア性能評価手法と安全評価 - 」、原子力バックエンド研究、Vol.5、No.2、pp.169-198、1999
- (48) 五十嵐敏文、田中靖治、河西基、宮川公雄 : 「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2) - 長期揚水・トレーサ移行試験に対する3次元スミアード割れ目モデルの適用 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U94054、1995
- (49) 田中靖治、宮川公雄、五十嵐敏文 : 「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5) - トンネル掘削が地下水流動に与える影響に関する数値解析 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U99064 ( 2000 )
- (50) 田中靖治、駒田広也、河西基、伊藤洋 : 「透水係数の空間分布を考慮した確率論に基づく地下水流動解析手法の開発」、(財)電力中央研究所 研究報告U94024 ( 1994 )
- (51) Tanaka, Y., Hasegawa, T. and Kawanish, M. : Numerical analysis with FEGM/FERM for TRUE-1 non-sorbing tracer tests, SKB International Cooperation Report 97-07, 1997.
- (52) 河西基、田中靖治、五十嵐敏文 : 「高レベル放射性廃棄物

物地層処分の天然バリア性能評価手法の開発（その1） - 割れ目系岩盤中の地下水流動解析手法 - 」（財電力中央研究所 研究報告U93054（1994）

- (53) 河西基、五十嵐敏文、田中靖治：「高レベル放射性廃棄物地層処分の天然バリア性能評価手法の開発（その2） - 割れ目系岩盤中の熱および核種の移行解析手法 - 」（財電力中央研究所 研究報告U94053（1995）
- (54) Igarashi, T., Tanaka, Y. and Kawanishi, M. : Application of three-dimensional smeared fracture model to the groundwater flow and the solute migration of LPT-2 experiment, SKB International Cooperation Report 94-08, 1994.
- (55) Tanaka, Y., Miyakawa, K., Igarashi, T. and Shigeno, Y. : Application of three-dimensional smeared fracture model to the hydraulic impact of the Aspo tunnel, SKB International Cooperation Report 96-07, 1996.
- (56) 田中靖治、長谷川琢磨、五十嵐敏文、宮川公雄：「結晶質岩中の単一割れ目を対象としたトレーサー試験および解析」、第30回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集、pp.253-257、2000
- (57) 馬原保典、五十嵐敏文、宮川公雄、田中靖治、木方建造、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3） - トンネル掘削が及ぼした地下水環境の動的変化 - 」（財電力中央研究所 研究報告U98035（1999）
- (58) Mahara, Y., Igarashi, T., Miyakawa, K., Kiho, K., Tanaka, Y. and Hasegawa, T. : Dynamic changes in groundwater conditions caused by tunnel construction at the Aspo Hard Rock Laboratory, Sweden, SKB International Cooperation Report 98-04, 1998.
- (59) 五十嵐敏文、馬原保典：「自然環境中の安定同位元素を用いた放射性核種分配係数測定法の提案」、（財電力中央研究所 研究報告U95025（1996）

### 第3章

- (1) 共同作業チーム（核燃料サイクル開発機構、電気事業連合会）：「TRU廃棄物処分概念検討書」、平成12年3月
- (2) 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」、（財電力中央研究所 研究報告U99044（2000）
- (3) Iriya, K., et al. : The Study on Applicability of HFSC for Radioactive Repositories, Proc. ICEM 99, 1999.
- (4) 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 - 溶解によるセメント水和物変質の影響 - 」（財電力中央研究所 研究報告U99045（2000）
- (5) 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」、（財電力中央研究所 研究報告U97106、平成10年8月

- (6) 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 - セメントからのコロイドの発生とその特性評価 - 」（財電力中央研究所 研究報告U99057（2000）
- (7) K. Iriya, et al., The Study on Applicability of HFSC for Radioactive Repositories, Proc. ICEM 99（1999）
- (8) 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」、（財電力中央研究所 研究報告U99046（2000）

### 第4章

- (1) 広永道彦：「放射性廃棄物処分の将来展望とコンクリート技術」、日本コンクリート工学協会誌Vol.37, No.3,（1999）
- (2) 広永道彦、遠藤孝夫：「モルタルの硫酸ナトリウム反応による劣化機構に関する実験的検討」、電力中央研究所 研究報告U93009（1993）
- (3) 平井光之、広永道彦、他：「飽和モルタル試験体の透気特性 - 破過圧の定義 - 」、土木学会全国大会概要集、（2000）
- (4) 広永道彦、平井光之、他：「飽和モルタル試験体と細孔径分布との関係に関する考察」、土木学会全国大会概要集、（2000）
- (5) 広永道彦、河西基：「劣化の進行を考慮したコンクリート構造物の長期止水性能評価手法の提案」、（財電力中央研究所 研究報告U95062（1996）
- (6) 馬原保典、河西基、垣内弘幸、五十嵐敏文、佐伯明義：「地球化学的手法を用いた地下水流動調査手法の提案 - 六ヶ所サイトの地下水流動特性の把握 - 」、（財電力中央研究所 研究報告U95044、平成8年3月
- (7) 駒田広也・馬原保典・河西・五十嵐敏文・志田原・満木：「低レベル放射性廃棄物陸地処分の安全評価手法の開発」、（財電力中央研究所 総合報告U15（1999）
- (8) 河西基・田中靖治・五十嵐敏文：「放射性廃棄物処分に関わる地下水流動・核種移行解析手法の開発」、日本地下水学会秋期講演会（1995）

### 第5章

- (1) 廣永道彦、河西基、金津努、尾崎幸男、隅谷尚一：「解体コンクリートの再利用方策」、第5回動力・エネルギー技術シンポジウム、日本機械学会、平成8年11月
- (2) 廣永道彦、河西基、尾崎幸男：「解体廃棄物の再利用成立性に関する検討」、第6回動力・エネルギー技術シンポジウム、日本機械学会、平成10年11月
- (3) M. Hironaga, S. Ozaki, M. Hirai, et al., "Development of Decommissioning-Recycle Simulator for Nuclear Power Station", Eighth International Conference on Nuclear Engineering, Baltimore Maryland USA, April, 2000
- (4) 廣永道彦、尾崎幸男、他：「解体コンクリート廃棄物の

再利用成立条件に関する検討」、第7回動力・エネルギー技術シンポジウム、日本機械学会、平成12年11月

- (5) 廣永道彦、尾崎幸男、他：「原子力発電所における廃止措置・リサイクルシミュレータの開発」、第7回動力・エネルギー技術シンポジウム、日本機械学会、平成12年11月

## 第6章

- (1) 馬原保典：「溶存希ガスを用いた地下水年代測定法の開発 - 溶存希ガス地下水調査法の体系化 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U97052 (1998)
- (2) 馬原保典、中田英二、田中和広、長谷川琢磨、三浦大介：「火山活動が高レベル処分のための天然バリアの地下水環境に及ぼす影響評価 - 火山活動-文献調査と岩手山における地下水調査 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U99062 (2000)
- (3) 藤田英樹、野口聡、広永道彦：「アーウィン系低アルカリ性セメントの開発」、(社)日本原子力学会 1998年秋の大会
- (4) 「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溶融処理技術」、(財)電力中央研究所 総合報告、W12 (1998年)

## 第7章

- (1) 小松進一、他：「高燃焼度使用済燃料輸送物の規則適合試験と評価手法の提案」、(財)電力中央研究所 研究報告U98010 (1998)
- (2) 白井孝治、伊藤千浩：「返還廃棄物用輸送容器の落下衝撃に対する健全性の検討 - 容器と収納物の連成落下衝撃簡易解析手法の開発 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U88068 (1989)
- (3) 山川秀次、巨真澄：「放射性物質輸送容器の熱解析用CRISCATコードの開発」、(財)電力中央研究所 研究報告U93006 (1993)
- (5) Wataru M. et al., "Safety of the Package of Natural UF6 under Fire Conditions", Proc. PATRAM 95, Vol.4, 1995, pp.1563-1570.
- (6) Sert G. et al., "TENERIFE Program: Thermalphysical Behavior of UF6 in a Transport Container under Fire Conditions", Proc. PATRAM 95, Vol.4, 1995, pp.1595-1602.
- (7) Kosaki A. et al., "Material Properties of a natural UF6 Transport Cylinder Vessel at High Temperature", Int. J. of Radioactive Materials Transport, Vol.5, Nos.2-4, 1994.
- (8) Shirai K. et al., "Mechanical Evaluation of a Natural UF6 Transport Cylinder Vessel at High Temperature", SMiRT14, Div.L, Lyon, France, 1997.
- (9) 津旨大輔、他：「MOX新燃料の輸送時安全性評価 - 輸送

物の仮想的海没時被ばく線量評価 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U98029 (1999)

- (10) Tsumune, D. et al., Estimated radiation dose from a MOX fuel shipping package that is hypothetically submerged into sea. RAMTRANS, in printing.
- (11) Watabe, N., et al., An Estimation Method of Marine Accident Probability for Exclusive-Use Ships., RAMTRANS, Vol.9 111-121, 1998.
- (12) 伊藤千浩、他：「MOX新燃料の輸送時安全性評価 - 輸送容器の耐水圧性能 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U98027 (1999)
- (13) 伊藤千浩、他：「MOX新燃料の輸送時安全性評価 - 燃料被覆管の耐水圧性能 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U98028 (1999)
- (14) 津旨大輔、他：「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」、(財)電力中央研究所 研究報告U99007 (1999)
- (15) 山川秀次：「放射性物質輸送物の海面火災条件下における熱的健全性 - 船倉ハッチカバー材料の熱特性 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U98067 (1999)
- (16) 山川秀次：「同上 - 高レベルガラス固化体輸送物の熱的健全性 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U99031 (2000)

## 第8章

- (1) 三枝利有、他：「原子力発電所構内キャスク貯蔵の検討」(財)電力中央研究所 総合報告No.U27、(1993)
- (2) 総合エネルギー調査会原子力部会中間報告：「リサイクル燃料資源中間貯蔵の実現に向けて」平成10年6月11日
- (3) 通商産業省資源エネルギー庁冊子：「使用済燃料の中間貯蔵について」(1999)
- (4) 山地憲治、長野浩司、三枝利有：「使用済燃料乾式貯蔵技術の検討・評価 - 各種貯蔵技術の経済性比較 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告L87001 (1987)
- (5) 「原子力発電所使用済燃料貯蔵技術確証試験」成果報告書 (平成9年度通商産業省委託研究)平成10年3月、(財)電力中央研究所、U999710 (1998)
- (6) 竹田浩文、古賀智成、巨真澄、坂本和昭：「キャスク貯蔵施設の除熱性能の実証に関する研究 - スタック方式施設の除熱試験 - 」、(財)電力中央研究所 依頼報告U99505 (2000)
- (7) 竹田浩文、古賀智成、巨真澄、坂本和昭：「キャスク貯蔵施設の除熱性能の実証に関する研究 - スタック方式施設の除熱試験解析 - 」、(財)電力中央研究所 依頼報告U99506 (2000)
- (8) 竹田浩文、古賀智成、巨真澄、坂本和昭：「使用済燃料用金属キャスク貯蔵施設の除熱特性 - スタック方式施設の除熱特性試験 - 」、原子力学会 2000年秋の大会D41、青森大学
- (9) 白井孝治、巨真澄、三枝利有：「チャンネルボックス付

- き使用済燃料の貯蔵字熱特性評価」、原子力学会 1997 年秋の大会E87、沖縄
- (10) JIS G 5502 :「球状黒鉛鋳鉄品」平成 7 年 7 月 1 日改正、日本工業標準調査会 審議(日本工業規格)
- (11) IAEA Safety Standards Series No. TS-G-1,“ Appendix VI Guidelines for Safe Design of Shipping Packages against Brittle Fracture, Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (1996 Edition) (7 July 2000 Draft)
- (12) 三枝利有 :「使用済燃料貯蔵研究」および松村哲夫 :「使用済燃料貯蔵のための燃焼度クレジット導入方策並びに高燃焼度・MOX燃料特性試験」、平成 9 年度 電力中央研究所 研究発表会 - 原子力部門 - 予稿集
- (13) 安島辰郎、小崎明郎、猪原康人、横山速一 :「高性能中性子吸収構造材を用いた高燃焼度・MOX使用済燃料貯蔵用バスケット」、日本原子力学会誌 Vol.39, No.2, p.156-165 (1997)
- (14) Kosaki, A. and Saegusa, T.,“ Fracture Mode Test of Ductile Cast Iron for Casks”, Proc. 9<sup>th</sup> Int l. Conf. Fracture( ICF-9) Vol.5, p.2471-2478(1997)
- (15) 小崎明郎、三枝利有 :「半楕円表面亀裂付き小型試験片による使用済燃料貯蔵容器材料の延性破壊試験」、原子力学会 1994年秋の大会B62
- (16) 三枝利有、他 :「使用済燃料の乾式貯蔵技術の動向」、日本原子力学会誌、Vol.37、No.8、p.675 (1995)
- (17) 加藤治、伊藤千浩、三枝利有 :「使用済燃料貯蔵キャスクの長期密封性能評価手法の開発」、日本原子力学会誌、Vol.38、No.6、p.95 (1996)
- (18) 坂本和昭、他 :「使用済燃料用金属キャスク貯蔵施設の除熱特性試験」、日本原子力学会誌、Vol.40、No.12、p.966 (1998)
- (19) Sakamoto, K. et al,“ Heat Removal Characteristics of Vault Storage System with Cross Flow for Spent Fuel”, Nucl. Eng. Design, 195, p.57 (2000)
- (20) 坂本和昭、他 :「乾式貯蔵施設の除熱設計評価手法の開発(その 1) - 直交流方式ボルト貯蔵システムの除熱特性試験 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U97047 (1997)
- (21) 坂本和昭、他 :「同上(その 3) - キャスク貯蔵施設の除熱特性試験 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U98003 (1998)
- (22) 坂本和昭、他 :「同上(その 4) - 直交流方式ボルト貯蔵システムの熱流動解析手法の構築 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U98031 (1999)
- (23) 「軽水炉燃料のふるまい」、(財)原子力安全研究協会(平成 10年)
- (24) 三枝利有 :「使用済燃料の乾式中間貯蔵の現状と課題」、原産セミナー予稿集、日本原子力産業会議(平成12年)
- (25) 小松進一、三枝利有、五十嵐敏文 :「使用済燃料の岩盤貯蔵概念の予備的検討」、(財)電力中央研究所 研究報告 U98002 (1998)
- (26) 三枝利有 :「わが国における使用済燃料貯蔵研究と今後の課題」、原子力eye、Vol.44、No.4、p.14 (1998)

## 第 9 章

- (1) 小崎明郎 :「炭素鋼の腐食寿命評価(その 1) - 自然水環境における実測腐食領域図とすきま腐食電位 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U94044 (1995)
- (2) 小崎明郎、猪原康人 :「耐食合金のすきま腐食発生条件の評価 - 自然水環境におけるすきま腐食領域図 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U97029 (1997)
- (3) 「プルトニウム輸送容器等安全性実証試験 - 仮想海没事故時の輸送容器の腐食評価 - 」1999年度成果 (財)電力中央研究所 我孫子研究所 (2000)
- (4) Ohe, K. and Saegusa, T. : "R&D Program of Spent Fuel Storage Technology : CRIEPI's perspective", Proc. Spent Fuel Management SeminarXVII, Jan. 12-14, 2000, Washington D. C.
- (5) 渡部直人 :「放射性物質輸送の確率論的安全評価(その 1)」、(財)電力中央研究所 研究報告U93036 (1994)
- (6) 渡部直人、高野裕 :「放射性物質輸送の確率論的安全評価(その 2)」、(財)電力中央研究所 研究報告U97008 (1997)
- (7) 渡部直人、鈴木浩 :「放射性物質輸送の確率論的安全評価(その 5)」、(財)電力中央研究所 研究報告U98037 (1999)
- (8) 渡部直人 :「放射性物質輸送の確率論的安全評価(その 6)」、(財)電力中央研究所 研究報告U99058 (2000)
- (9) 巨真澄、他 :「使用済燃料貯蔵時の廃熱エネルギー利用のフィージビリティスタディ」、(財)電力中央研究所 研究報告U97023 (1997)
- (10) 巨真澄、他 :「使用済燃料貯蔵時の放射線エネルギー利用のフィージビリティスタディ」、(財)電力中央研究所 研究報告U97024 (1997)
- (11) 大江耕一郎、加藤治、三枝利有 :「原子力発電所の解体金属廃棄物のキャスクへの再利用の予備的検討」、(財)電力中央研究所 調査報告U98060 (1999)
- (12) 伊藤千浩、白井孝治、服部清一 :「劣化ウランを混入した重コンクリートの実用化の検討」、(財)電力中央研究所 研究報告U94002 (1994)
- (13) 伊藤千浩、他 :「劣化ウランを混入した重量コンクリートの圧縮強度と遮へい性能」、(財)電力中央研究所 研究報告U989602 (1998)
- (14) 三枝利有、他 :「使用済燃料のコンクリートキャスクによる貯蔵技術確証試験の概要」、原子力学会 2000年秋の大会D27、青森大学
- (15) 白井孝治、他 :「コンクリートキャスクの耐熱性能に関する検討(1) : 高温下における材料物性試験評価」、原子

力学会 2000年秋の大会D28

- (16) 上野学、他：「同上(2)：RC円筒構造物の熱応力試験評価」、原子力学会 2000年秋の大会D29
- (17) 上野学、他：「同上(3)：RC円筒構造物の温度ひび割れ解析評価」、原子力学会 2000年秋の大会D30
- (18) 亘真澄、他：「同上(4)：RC円筒構造物や2層円筒構造物の熱応力試験評価」、原子力学会 2000年秋の大会D31
- (19) 奥村愛一郎、他：「コンクリートキャスクの遮へい性能に関する検討(1)：ひび割れが遮へい性能に及ぼす影響」、原子力学会 2000年秋の大会D32
- (20) 柳下拓也、他：「同上(2)：キャスク配列が遮へい性能に及ぼす影響」、原子力学会 2000年秋の大会D33
- (21) 奥村愛一郎、他：「同上(3)：MCNP-4Bによる分散低減法の適用と計算誤差評価」、原子力学会 2000年秋の大会D34
- (22) 松村卓郎、他：「コンクリートキャスクの耐久性能に関する検討(1)：高温下における耐久性試験評価」、原子力学会 2000年秋の大会D35
- (23) 長野浩司、他：「使用済燃料貯蔵の技術変遷に関する理論的考察」、原子力学会 2000年秋の大会D36
- (24) 笹原昭博、他：「使用済燃料の貯蔵時の健全性評価試験(2)」、原子力学会 2000年秋の大会M31
- (25) 白井孝治、他：「コンクリート強度のひずみ速度依存性

の定式化(その1) - ホブキンソン棒法式衝撃試験方法の適用と圧縮強度試験結果 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U97046(1998)

## 第10章

- (1) 宮川公雄：「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1) - 事前調査期のサイト特性調査の考え方とその手法 - 」、(財)電力中央研究所 調査報告U94005(1994)
- (2) 五十嵐敏文、田中靖治、河西基、宮川公雄：「同上(その2) - 長期揚水・トレーサー移行試験に対する3次元スミアード割れ目モデルの適用 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U94054(1995)
- (3) 馬原保典、五十嵐敏文、宮川公雄、田中靖治、木方建造、長谷川琢磨：「同上(その3) - トンネル掘削が及ぼした地下水環境の動的変化 - 」、(財)電力中央研究所 研究報告U98053(1999)
- (4) 河西基、他：「同上(その4) - サイト特性の調査・評価技術と天然バリア性能評価手法の実証 - 」、(財)電力中央研究所 総合報告書U37(2000)



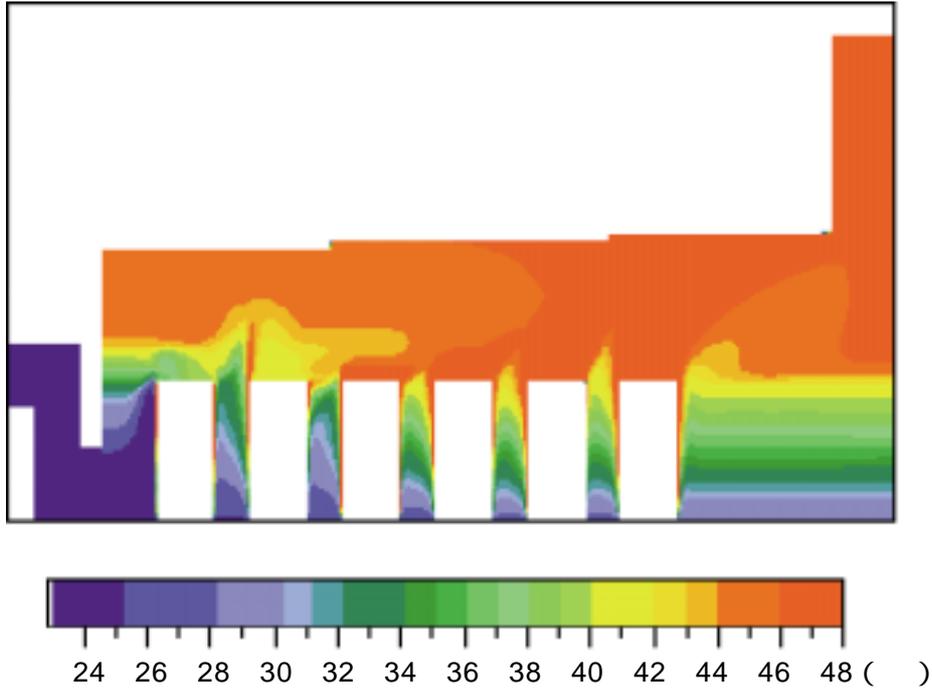


図8-3-4 貯蔵部の温度分布（試験解析）

\* 本文89頁を参照。



## 既刊「電中研レビュー」ご案内

- No. 32 「人間と技術の調和に向けて ヒューマンファクター研究 」1995. 3
- No. 33 「放射線ホルミシス 研究の意義と取り組み 」1996. 3
- No. 34 「ガスタービン研究 高効率発電の主角を担う 」1997. 1
- No. 35 「地下の探査・可視化技術」1997. 5
- No. 36 「送電線コンパクト化技術の開発 高分子材料の適用 」1998. 3
- No. 37 「乾式リサイクル技術・金属燃料FBRの実現に向けて」2000. 1
- No. 38 「大気拡散予測手法」2000. 3
- No. 39 「新時代に向けた電力システム技術」2000. 6

## 編集後記

電中研レビュー第40号「原子燃料バックエンドサイクルの確立に向けて」をお届けいたします。

本号では「巻頭言」に関西電力株式会社常務取締役岸田 哲二様をお願いいたしました。ご多忙中にもかかわらず快くご寄稿いただき、心からお礼を申し上げます。

エネルギー資源の少ないわが国が21世紀にふさわしい循環型社会を実現していくためには、温室効果ガス排出量の少ない原子力発電を基幹電源に位置付け活用していくことが合理的です。そのためには一般の人々からも信

頼されるバックエンドサイクル技術を着実に確立していくことが重要です。そのような観点から当所では研究を推進してきています。

本レビューでは、バックエンドサイクル研究について、当所の最近の成果を取りまとめました。

電力各社をはじめ関係諸機関の方々の一助になれば幸いです。

本冊子についてのご意見をお待ちしております。



---

## 電中研レビュー NO.40

平成12年11月14日

編集兼発行・財団法人 電力中央研究所 広報部  
〒100-8126 東京都千代田区大手町1-6-1 [大手町ビル7階]  
☎ (03) 3201-6601 (代表)  
E-mail: [www.pc-ml@criepi.denken.or.jp](http://www.pc-ml@criepi.denken.or.jp)  
<http://criepi.denken.or.jp/index-j.html>  
印刷・株式会社 電友社

---

本部 / 経済社会研究所 〒100-8126 東京都千代田区大手町1-6-1 ☎ (03) 3201-6601 我孫子研究所 〒270-1194 千葉県我孫子市我孫子1646 ☎ (0471) 32-1181  
狛江研究所 / 情報研究所 / 原子力情報センター 横須賀研究所 〒240-0196 神奈川県横須賀市長坂2-6-1 ☎ (0468) 56-2121  
ヒューマンファクター研究センター / 低線量放射線研究センター / 事務センター 赤城試験センター 〒371-0241 群馬県勢多郡宮城村苗ヶ島2567 ☎ (027) 283-2721  
〒201-8511 東京都狛江市岩戸北2-11-1 ☎ (03) 3480-2111 塩原実験場 〒329-2801 栃木県那須郡塩原町関谷1033 ☎ (0287) 35-2048

---



古紙配合率50%の再生紙を使用しています