

ISM 0914-7896

DENCHUKEN REVIEW

電中研レビュー 原子燃料サイクルの確立を目指して

NO.20 1989.2

電中研レビュー 第20号 ● 目 次
原子燃料サイクルの確立を目指して
編集担当●原燃サイクルプロジェクトチーム 総括リーダー 福田佐登志
原燃サイクルプロジェクトチーム 運営担当課長 塩見 哲

巻頭言	日本原子力発電株式会社 取締役副社長 田中 好雄	1
はじめに	電力中央研究所 常務理事 永倉 正	6
第1章 原子燃料サイクル研究への取り組み		
1-1	●原子燃料サイクル確立に向けての我が国の動向	9
1-2	●電力中央研究所の原子燃料サイクルの研究の概要	12
第2章 原子燃料サイクル施設計画推進のための技術開発		
2-1	●原子燃料サイクルの動脈としての輸送技術	17
2-2	●発電所廃棄物の安全で合理的な貯蔵・処分技術	23
2-3	●返還廃棄物の安全で合理的な貯蔵技術	29
2-4	●原子燃料サイクル諸施設建設のための環境への影響評価	34
第3章 使用済燃料の貯蔵のための技術開発		
3-1	●使用済燃料の貯蔵のための技術開発	41
第4章 高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術的可能性の検討・評価		
4-1	●高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術的可能性の検討・評価	53
第5章 将来に向けての新技术——分離と消滅技術——		
5-1	●長半減期核種の分離と消滅処理技術の開発	65
関連する主な研究報告書等		73

かんとうげん



我が国における原子力の研究開発は、戦後その研究開発を平和目的に限って着手し、既に30余年が経過した。

この間に原子力発電の開発については、最初の発電が開始されてから現在までの20有余年の間に約2,800万kWが運転に入り、しかもここ5年越し70%以上の好成績を納め、世界的にも高い評価を得ている。62年度の発電電力量は全体の約30%を占め、主力電源の地位を確実なものとした。さらに昨年後半には島根2号と泊1号が試運

転に入り、志賀発電所が本格着工の運びとなるなど、今年の年頭初から俄かに熾烈となった草の根的反対運動に曝されながらも、多少の遅れはあるとしても着々と開発が進められている。関係の方々の御努力に敬意を表したい。また新規立地地点の開拓については、山口県上関町の誘致の正式な申し入れ、珠洲地区の立地事前調査の石川県への申し入れにみられるように逐次明るい見通しとなってきている。

このように発電所の立地、建設、運転が計画に沿って進められるのと平行して、原子燃料サイクルを確実にすることは不可欠かつ緊要なことである。このため永年の懸案であった燃料サイクル施設を青森県六ヶ所村に設置する決定がなされ、いわゆる3施設の建設計画が民間の事業として現在進行中である。即ち3施設のうちウラン濃縮施設については既に事業として許可されて本格着工が開始され、低レベル放射性廃棄物埋設施設については現在安全審査中である。また再処理施設については、事業指定申請の準備中で近く申請がなされる運びである。しかしながら反原発の動きは相変わらず活発で地元の情勢は予断を許さない。

次に技術の面では、ウラン濃縮は原子燃料公社の頃から研究が開始され、その後動力炉・核燃料開発事業団に引継がれ、20年以上にわたって開発されてきたマレージング鋼を用いた遠心分離法の技術が採用されているが、更に効率を高めるため強化プラスチック材（CFRP）を用いた遠心分離法が急ピッチで研究開発されている。またレーザー濃縮法による研究も官民協同の研究組合が創設され、その緒に就いたところである。濃縮技術は現在のところ海外からの導入は全く考えられないことから我が国独自の開発がなされ、2000年以降必要とする役務の3割前後は自給すべきであるとの悲願に支えられて意欲的に推進されている。再処理の技術は既に動燃事業団の東海工場においてフランスの技術を導入し、施設の建設と10年以上の運転経験を持っている。このことを踏まえてその蓄積された技術の移転を図りつつ、日本原燃サービス株式会社はフランスから別途新たに技術を導入し、年800トンの処理能力を持つ工場を建設運転する計画である。即ち国内外の相互補完的技術によることになっている。

原子燃料サイクルに関連して、去年は国際的に懸案となっていた2つの課題が解決された。そのひとつは日米原子力協力協定が改定され昨年7月に発効したことであり、他のひとつは核物質の防護条約が国会で承認されたことである。

これによって民間の再処理工場の建設運転や高速増殖炉及び軽水炉でのプルトニウム燃料の利用が円滑に行われることとなる。新日米原子力協力協定は両国の政府ならびに関係者の並々ならぬ努力によってレーガン政権下で成立をみ、永年の念願であった包括同意方式によって原子力発電計画は勿論のこと燃料サイクルのプロジェクトについても承認される仕組となった。しかしながら、このことはまた新たな従来と異なった交渉ごとを積み残

すことにもなっている。それはプルトニウムの空輸或いは海上輸送上の問題であり、その解決のため一層の努力が望まれる。

新年を迎えて米国では新しい政権が発足するが、大統領主席補佐官にニューハンプシャー州知事が任命されるとの報道もあり、従来より強力な原子力推進政策が採られるものとみられる。大統領選挙の終わった昨年11月、レーガン大統領はひとつの重要な行政命令に署名、即日発効した。それは、連邦緊急管理庁（FEMA）が州または地方政府に替って避難計画を作成しそれをNRCに提出すればNRCの運転許可の条件を満たすというものであった。これを受けて発効後約1ヶ月経た12月、FEMAはニューハンプシャー州にあるシーブルック発電所の避難計画を承認し、翌日NRCは条件付で運転開始を許可した。発電所はマサチューセッツ州との州境にある。また同日付でピルグリム、コマンチピーク両発電所も運転を許可された。

電力中央研究所は原子燃料サイクル技術の確立、特に3施設に対して不断の協力を進めておられるが、その研究開発の一助ともなればと思ひ、最新の国内外情勢の一部について記述させていただいた。

研究開発から事業への応用、さらにその事業を確立するという大規模な、過去に殆ど経験のないタイプのプロジェクトの成功を祈って止まない。（1989年、年頭において）

日本原子力発電株式会社 取締役副社長

田中好雄

〔電力中央研究所 参与〕

電中研「原子燃料サイクル関連研究」の歩み（昭和30年～56年）

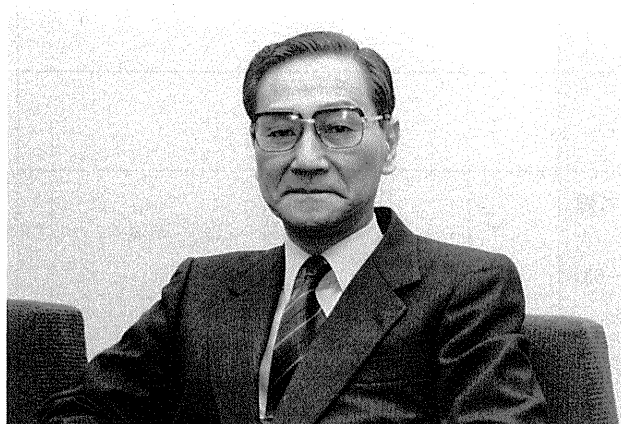
昭和 (西暦)	電力中央研究所	所 外
30 (1955)	原子力発電に関する調査研究を開始	第1回原子力平和利用国際会議 日本原子力研究所の設立 原子力三法成立
31 (1956)		日本原子力産業会議の発足 原子力委員会の発足
32 (1957)		原子力委員会が初の原子力白書を公表
42 (1967)	低レベル廃棄物の固形処理研究を開始	動力炉・核燃料開発事業団の発足
45 (1970)	廃棄物海洋処分と減容の研究を開始	
46 (1971)		動燃事業団・東海再処理工場の建設開始
47 (1972)		米国 EPRI 設立
48 (1973)		通産省に資源エネルギー庁を設置
49 (1974)	環境放射能の研究を開始（49～63）	
50 (1975)	放射性廃棄物固化体の基準化の研究を開始	原子力委員会が原子炉施設周辺の被ばく線量目標値を決定
51 (1976)	使用済燃料海上輸送の安全評価の研究を開始 極低レベル環境放射能実験装置が完成	科学技術庁に原子力安全局を設置
52 (1977)	使用済燃料輸送容器信頼性実証試験を開始（52～62）	動燃事業団・東海再処理工場の運転開始
53 (1978)	原子燃料物質の陸上輸送安全評価の研究を開始	原子力安全委員会の発足
54 (1979)	大型輸送容器特別研究室を設置	
55 (1980)	返還廃棄物の輸送・貯蔵研究を開始	日本原燃サービス株式会社の発足
56 (1981)	日米共同で使用済燃料貯蔵の研究を開始（56～57） 民間再処理工場のための研究開発に参加（56～59）	日米再処理交渉が合意 原子力安全委員会が初の原子力安全白書を公表

電中研「原子燃料サイクル関連研究」の歩み（昭和57年～63年8月）

昭和 (西暦)	電力中央研究所	所 外
57 (1982)	低レベル廃棄物陸地処分安全評価の研究を開始	
58 (1983)	国内における使用済燃料貯蔵研究を開始	
59 (1984)	JSS（日本、スイス、スウェーデン）プロジェクト研究（ガラス固化体からの核種の浸出性検討）を開始（59～63） 中・低レベル廃棄物、 α 放射能の非破壊測定法の研究を開始（59～63） 海域中への拡散予測手法の開発（59～61） 分離・消滅処理技術に関する調査を開始 電中研—EPR I ワークショップ開始	
60 (1985)	原燃サイクルバックエンドP.T.による推進体制を組織 高レベル廃棄物処分の研究を開始 鋳鉄キャスク品質保証（QA）研究会を設置し、QA研究を開始（61～63） 再処理施設の建設に伴う環境放射能影響評価研究を開始	日本原燃産業株式会社の発足 電力供給全体に占める原子力発電の比率が石油火力発電を追い抜く IAEA 輸送規則が改訂 原子力安全委員会「高レベル廃棄物等安全研究年次計画」策定 原子力委員会「放射性廃棄物処理処分方策について」発表 電事連「高レベル放射性廃棄物検討委員会」設置
61 (1986)	原燃サイクルバックエンドP.T.をフロントエンドも含めた原燃サイクルP.T.として組織強化 返還廃棄物輸送容器信頼性実証試験を開始（61～67） 再処理安定運転技術の基礎研究に着手 天然UF ₆ 安全輸送研究を開始 発電所廃棄物安全輸送研究を開始 返還廃棄物貯蔵施設の健全性評価研究を開始 高速飛来物に対する諸施設の健全性評価研究を開始（61～63）	通産省より原子力発電21世紀ビジョンを発表 COGEMAより返還廃棄物の最終仕様を提示 再処理施設安全審査指針（原子力安全委員会）を公布 通産省「高レベル放射性廃棄物処分対策小委員会」設置 科学技術庁「地層処分研究開発5ヶ年計画」策定
62 (1987)	使用済燃料貯蔵日米シンポジウムを開催 使用済燃料貯蔵技術確証試験を開始（62～66） 長半減期核種の分離・消滅処理技術の開発に本格的に着手 使用済燃料貯蔵に関する電中研—EPR I 共同研究を開始（62～65） ガラス固化体の浸出試験法に関する国際協力研究（EC ラウンドロビンテスト）開始（62）	原子力委員会より「原子力開発利用長期計画」を発表 BNFLより返還廃棄物の最終仕様を提示 科学技術庁フェニックスプロジェクト研究開始
63 (1988)	使用済燃料貯蔵国際シンポジウムを開催 100トン実規模鋳鉄キャスクの落下試験を公開実施 JSS 共同研究の成果報告会を開催 長半減期核種の消滅処理に関するEC 超ウラン元素研究所および米国ロックウェル・インターナショナル社との共同研究を開始	科学技術庁オメガ計画（分離・消滅処理技術研究開発長期計画）開始

は じ め に

電力中央研究所 常務理事 永倉 正



我が国の原子力発電は、極めて優れた稼働率を背景に、今や総発電電力量の3割を占めるに至っており、また、六ヶ所村原子燃料サイクル諸施設の建設計画が愈々本格的段階に入っている。

しかしながら、ソ連のチェルノブイリ事故を契機として、昨年来、草の根的な新しい形での反原子力運動が広がりを見せ、原子力を取り巻く環境は非常に厳しい情勢にある。

一方で、CO₂やフロンガスの増加による温室効果問題や酸性雨問題など、地球規模の環境問題がクローズアップされ、特に地球の温暖化対策として、CO₂排出量を大幅に削減することが先進国に求められている。この対策としては、省エネ、CO₂発生が少ない燃料への切替、CO₂の回収等が考えられるが、環境への影響の少ない原子力の選択も、結果として現実的、効果的な解決策の一つとなっていくと考えられる。

何れにしても原子力は、エネルギーセキュリティ、経済性の両面から、優れたエネルギー源として重要な役割を果たしていくことが一層求められていくであろう。そして今後は、これまでの軽水炉定着の時代から、今や原子燃料サイクルを確立させる時代、さらに近い将来のFBR実用化を目指す時代に入ったといえよう。

このような認識にたつて、当所は電気事業の現状を踏まえて将来を展望し、長期的視野にたった原子力研究開発戦略を持って研究を推進している処である。即ち、原子力を取り巻く不透明な環境に柔軟に対応できるよう、原子燃料

サイクルに関して、想定されるいくつかのシナリオについて検討をし、当所の研究の位置づけを明確にして、研究の方向に誤りのないよう進めている。

以上の考えのもとに、当所は、平和利用に徹し、安全性の万全の確保と経済性の一層の向上を図り、社会から信頼感をもって受入れられる原子力開発を基本目標として、

1. 当面重視すべき課題として、

- ①電気事業が進めているFBR実証炉実現のための研究
- ②六ヶ所村原子燃料サイクルの施設の建設・輸送に寄与する研究
- ③使用済燃料貯蔵技術確立のための研究
- ④軽水炉技術高度化のための研究

以上を精力的に進めており、また

2. 長期的に将来を展望し、

- ①万全の安全性を確保し、軽水炉より安い革新型FBRを目指す研究
- ②高レベル廃棄物を安全に隔離し、処分する技術確立のための研究
- ③高レベル廃棄物から長半減期の核種を分離し、消滅する技術の研究

を重点分野として鋭意推進中である。

本報告においては、その技術の確立の重要性が益々高まっている原子燃料サイクル、特にバックエンド技術について、当所における研究開発の現状と主な成果について紹介することとする。

バックエンド技術については、当所は昭和40年以来研究を進めてきており、現在に至るまで、電気事業および国に寄与する種々の成果を得ている分野であり、現在も最も重点をおいている研究の一つである。

当所は、広範囲に亘る専門能力を全所的に糾合した「原燃サイクルプロジェクトチーム」による推進体制のもとに、電気事業、国ならびに内外の関連機関と密接に連携をとり、効果的な研究の推進に努めており、原子燃料サイクルの確立に向けてなお一層の努力を傾注していく所存である。

第 1 章

**原子燃料サイクル研究
への取り組み**

第1章 原子燃料サイクル研究への取り組み ● 目次

原燃サイクルプロジェクトチーム 総括リーダー 福田佐登志
原燃サイクルプロジェクトチーム 運営担当課長 塩見 哲

1-1 原子燃料サイクル確立に向けての我が国の動向	9
1-2 電力中央研究所の原子燃料サイクルの研究の概要	12

1-1 原子燃料サイクル確立に向けての我が国の動向

我が国の原子力発電は、1985年に、電力供給全体に占める比率においてついに石油火力発電を追い抜き(総発電電力量で火力25%に対し原子力26%)、1987年には全発電電力量の31.7%を占めるにいたった。しかも世界でトップレベルの安定した高い稼働率(設備利用率で76%、我が国独自の定期検査制度を考慮すると実質的に100%に近い稼働率)で運転されるにいたった。原子力開発利用長期計画(原子力委員会1987年6月)によれば、2030年には原子力発電の電力量比率は約60%に、開発規模は10,000万kWを超えると予測している(図1-1-1)。

すなわち、我が国の原子力発電の開発利用は、1955年原子力3法の成立と共に研究開発を開始して以来今日までの30年間に亘る「軽水炉定着時代」から「原子燃料サイクル確立・定着時代」に入り、やがてくる「FBR実用化時代」に備える時代を迎えたといえる(表1-1-1)。まさに、将来を展望した原燃サイクル戦略の確立が極めて重要な時代となっている。

原子燃料は図1-1-2に示されるように、原子炉を中心に1つのサイクルを構成している。つまり、ウラン鉱石を精錬、イエローケーキを転換、六フッ化ウランを濃縮、二酸化ウランを成形加工する工程を経て原子燃料となるが、原子炉で燃やした後の燃料(使用済燃料)についてもこの中には新たに生まれたプルトニウムや燃え残りのウランが存在するため、これを再処理によって回収、加工することで、再び原子燃料として利用できる。この原子燃料サイクル(略して「原燃サイクル」という輪は、現在我が国では、燃料の成形加工の分野が事業化されているものの、濃縮や再処理などの重要な分野は海外に依存している状況にある。

その個々の状況は次のとおりである。

軽水炉の燃料の原料として必要な天然ウランについては、2000年頃までの必要量については長期購入契約等により確保してきているが、今後の所要量を確保するためには、多様な方策によるなお一層のウラン資源の安定確保に努力する必要がある。

ウラン濃縮については、1991年頃の運転開始を目的に青森県六ヶ所村において1,500トン^{swu}/年の商業プラントの建設計画を進めており、2000年過ぎには3,000トン^{swu}/年程度の規模として、国内需要の1/3が自給できる予定である。

軽水炉用ウラン燃料加工については、技術上の問題はなく十分に事業体制が確立されており、今後、経済性の向上に努めると共に燃料の高性能化を図っていくことが望まれている。

原子燃料サイクルの要とも言うべき再処理については、1990年半ば頃に800トン/年の商業民間第一再処理工場と当面3,000トンの貯蔵能力をもつ使用済燃料貯蔵施設を青森県六ヶ所村に建設し、2000年頃には、国内で発生する使用済燃料の1/2程度を国内で処理する体制が整う予定である。民間第二再処理工場については、使用済燃料の貯蔵状況、ウラン価格の動向、プルトニウム需要動向等を勘案し、その具体化が進められるが、2010年頃の運転開始を目的としている。

放射性廃棄物の処理・処分のうち、原子力発電所から発生する低レベル廃棄物については、青森県六ヶ所村の埋設施設において1991年頃から貯蔵を開始する予定になっている。一方、使用済燃料の再処理によって発生する高レベル廃棄物については、安定な形態に固化(ガラス固化)した後、

再処理事業者が30～50年間程度冷却のための貯蔵を行った上で、国の責任により地下数百メートルより深い地層中に処分することを基本的な方針としている。その時期は2030年頃からとされており、それまでに具体的方策を明確にしていくことになっている。

電気事業では、日本原燃サービスと日本原燃産業の二つの株式会社を設立して①再処理工場、②ウラン濃縮工場、③低レベル放射性廃棄物埋設施設を建設運転することになっている。

さらに、再処理工場に付属する施設として、我が国が仏・英に委託した使用済燃料の再処理の結果発生し返還されてくる廃棄物、さらには六ヶ所村の再処理工場運開後に発生

する再処理廃棄物を貯蔵する施設なども建設される予定である。

この計画の実現によって、我が国の原燃サイクルの輪は確立し、従来のウラン利用に加えて、プルトニウム利用が可能になる。このことは、エネルギー資源のほとんどを海外に依存している我が国にとって準国産と言える原子力資源を持つことになり極めて意義が大きい。

* swu (分離作業単位) : ウランを濃縮する際に必要となる仕事量を表す単位。例えば100万kWの原子力発電所が1年間に使う濃縮ウラン(約30トン)の生産には約140トン swuが必要とされる。

ケース I ●2000年～2030年の GNP 年平均伸び率を 2.5%とした場合

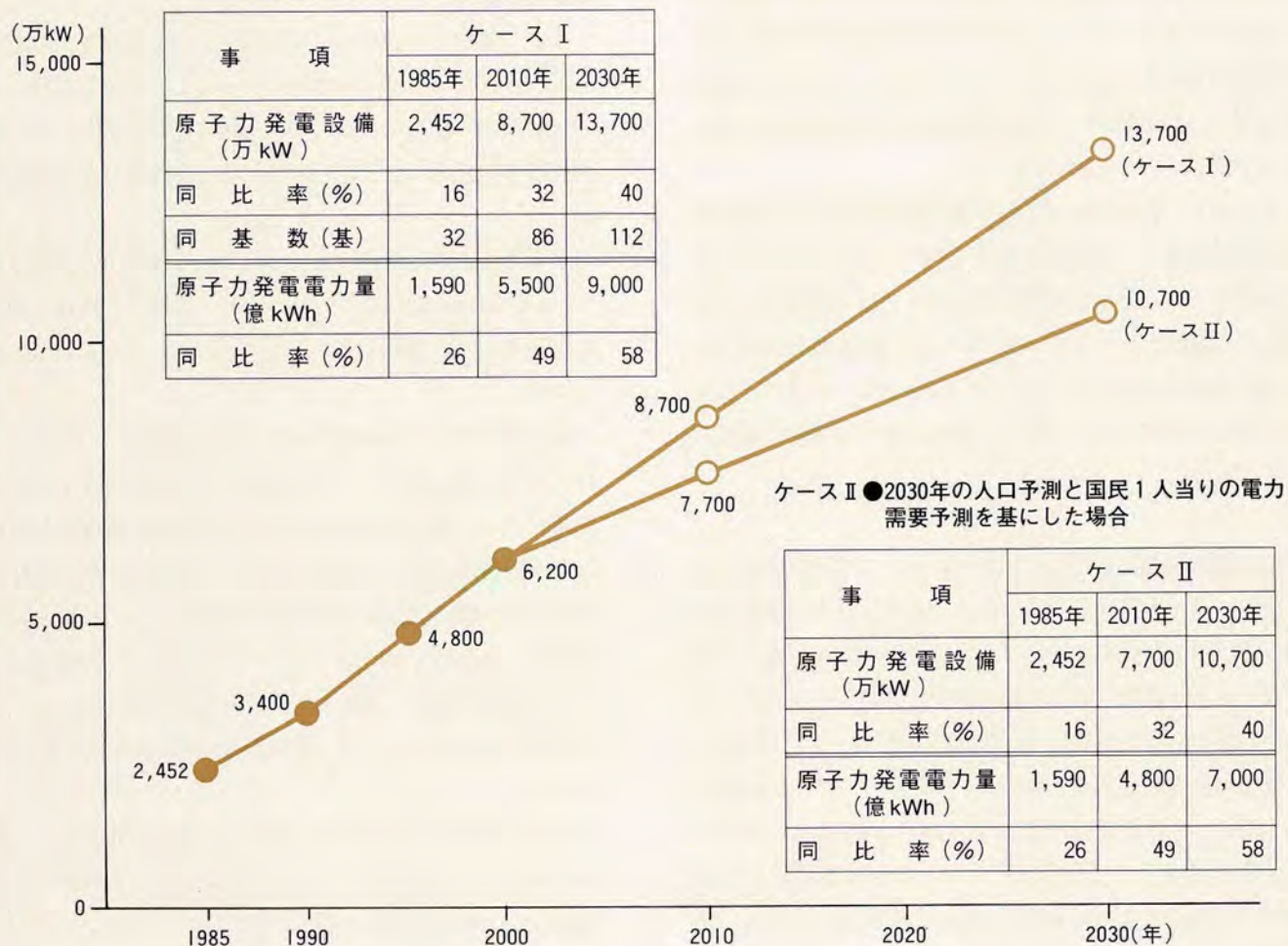


図1-1-1 2030年までの原子力発電規模の見通し

表1-1-1 我が国の原子力発電の開発利用計画

段 階	期 間	時 代 名	特 長
第 1 段 階	1955～1985 (30年間)	軽水炉定着時代	軽水炉による原子力発電が定着し、原子燃料サイクルは技術開発段階にある。
第 2 段 階	1986～2010 (25年間)	原子燃料サイクル 確立・定着時代	軽水炉は高度化を図り、FBR は実用化に向けて開発する。 原子燃料サイクルは国内に定着する。
第 3 段 階	2011～2030 (20年間)	FBR 実用化時代	FBR は実用化される。 原子燃料サイクルは発展する。

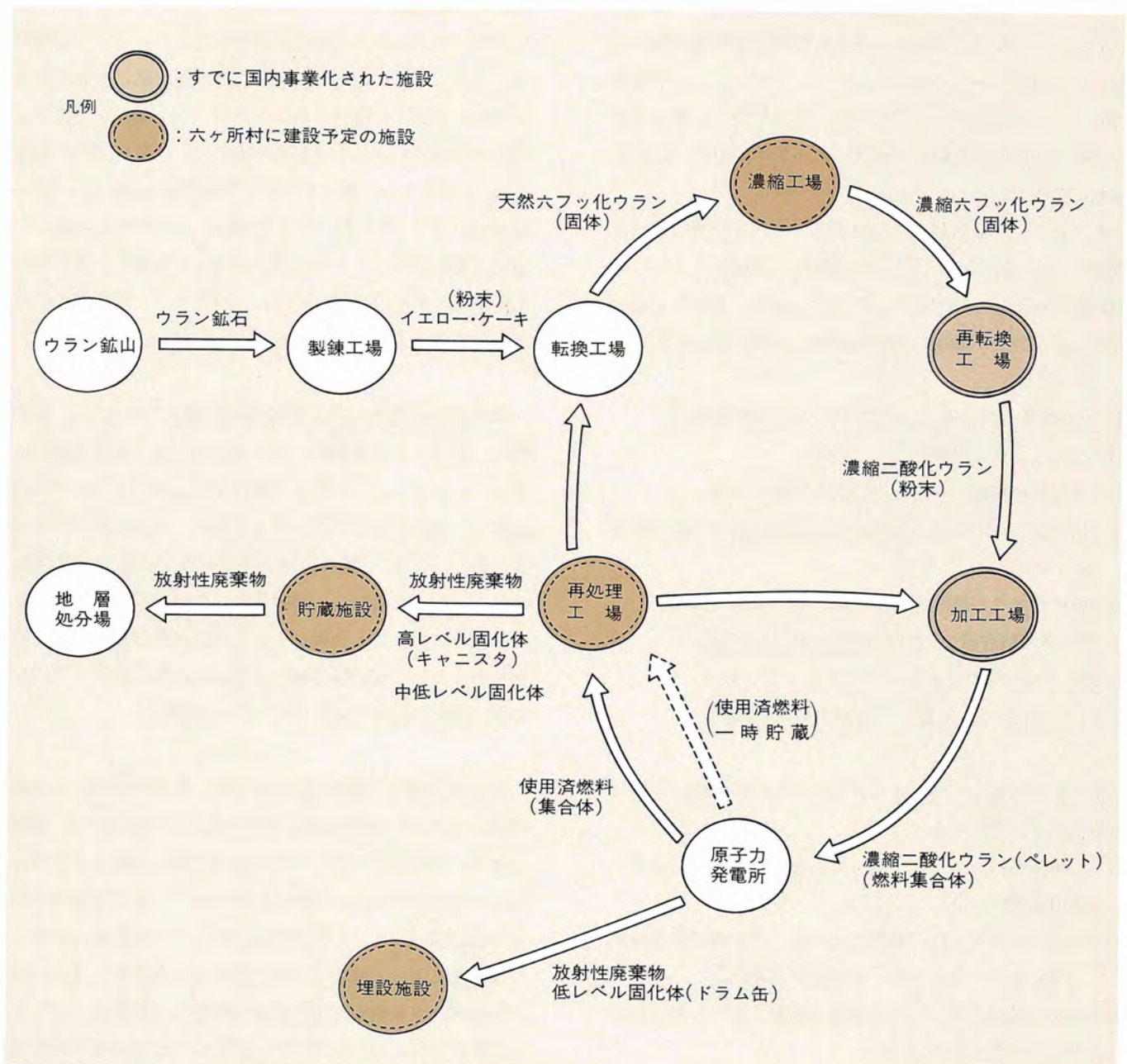


図1-1-2 原燃サイクルの輪を結ぶ「六ヶ所村計画」

1-2 電力中央研究所の 原子燃料サイクルの研究の概要

原燃サイクル確立の重要性がますます高まっている情勢の下で、当所では、広範囲にわたる専門能力を全所的に組織した「原燃サイクルプロジェクトチーム」による推進体制のもとに、国、電気事業ならびに関連機関と密接に連携をとり、効果的、有機的に時代のニーズに即応した研究の推進に努めている。

すなわち、長期展望に立った原燃サイクル戦略に基づき、原燃サイクル確立にむけた短期的問題、原燃サイクルの将来動向を展望した2000年に至る長期的問題、を解決するための次の4分野7課題に焦点をおき、研究を推進している。

I. 「原燃サイクル施設計画推進のための技術開発」

- ① 原燃サイクルの動脈としての輸送
- ② 発電所廃棄物の安全で合理的な貯蔵・処分
- ③ 仏・英よりの返還再処理廃棄物貯蔵施設等の健全性評価
- ④ 原燃サイクル施設建設に必要な立地・環境調査

II. 使用済燃料貯蔵の早期実現のための技術開発

III. 高レベル廃棄物地層処分の可能性検討・評価

IV. 長半減期核種の分離・消滅処理技術の開発

原子燃料輸送については、青森県六ヶ所村に原燃サイクル諸施設が完成すると、

- ① 使用済燃料の再処理工場には、各原子力発電所からの使用済燃料、
- ② 再処理廃棄物の貯蔵施設には、仏、英の再処理工場からの高レベルをはじめとする返還廃棄物、
- ③ ウラン濃縮工場には、米国等の転換工場からの天然六フッ化ウラン(UF₆)、
- ④ 発電所廃棄物の埋設施設には、各原子力発電所からの

低レベル廃棄物、

などが、海上あるいは陸上輸送されてくる。これらの原燃サイクルに係わる輸送は、原子力施設間を結ぶ動脈であり、安全に、効率よく輸送できることが、六ヶ所村を中核とした我が国原燃サイクルの完結の要となる重要な課題である。このため当所では、極めて広範囲の輸送物を対象に、設計・解析およびモデル試験・実規模試験などの研究を実施し、電気事業の原燃サイクルの確立に資すると共に、国の安全基準策定、安全評価等に寄与し、原燃サイクル計画の円滑な実現に資することを目標としている(第2章1節参照)。

原子力発電所から出る低レベル廃棄物については、現在数10万本のドラム缶に固めたものが発電所に保管されているが、これを1ヶ所に集めて貯蔵するのが六ヶ所村の埋設施設で、当所はその実現に向けて鋭意研究を推進している。すなわち、発電所廃棄物の陸地処分でも最も重要な安全評価に役立つ手法を確立し、埋設事業の許認可取得のための資料の作成に資した。今後は更に合理的処分方式について研究を進めるとともに輸送容器を兼ねられる大型パッケージの研究開発を進めている(第2章2節参照)。

再処理廃棄物の貯蔵施設には、仏、英より返還される廃棄物と、同地区の再処理工場から出てくる廃棄物が、貯蔵される。再処理廃棄物のうち、貯蔵上特に重要となるのは高レベル廃棄物(ガラス固化体)であり、これは含まれている放射エネルギーが多く(1体当たり80万キュリー程度)、またこの放射能によって発生する崩壊熱により高温になる。このような高レベル廃棄物を数10年間貯蔵する施設についてその信頼性評価に必要な耐震性、除熱性や耐衝撃性等の研究を推進した(第2章3節参照)。

立地・環境調査については原燃サイクル諸施設の安全審査に具体的に対応するため、地質・地盤、地下水、地震活動性、大気・海象などの調査や調査結果の評価に当所は積極的に協力している(第2章4節参照)。

使用済燃料貯蔵技術については、当所はかねてより最適な時期に必要なプルトニウム量を供給するのが最も合理的・経済的であり、それまでは使用済燃料を一時貯蔵するという選択が、原燃サイクルに柔軟性を与えると考え、他に先がけて、1980年より本研究に着手した。原子力委員会においても、原燃サイクルの現実的オプションの一つとして位置づけており、電気事業にとっても至近年の問題として、その必要性が認識されてきた。このため、電気事業による許認可取得に資するよう使用済燃料貯蔵の研究を鋭意推進している(第3章参照)。

高レベル廃棄物地層処分については、21世紀を展望した、より長期的な視点から重点をおかねばならない課題であることから、我が国の立地条件下で高レベル廃棄物地層処分の可能性を技術・経済の両面から、まず概略評価し、その結果から浮きぼりにされた諸問題について本格的に取り組み、合理的な処分技術の確立を目指した研究を進めている(第4章参照)。

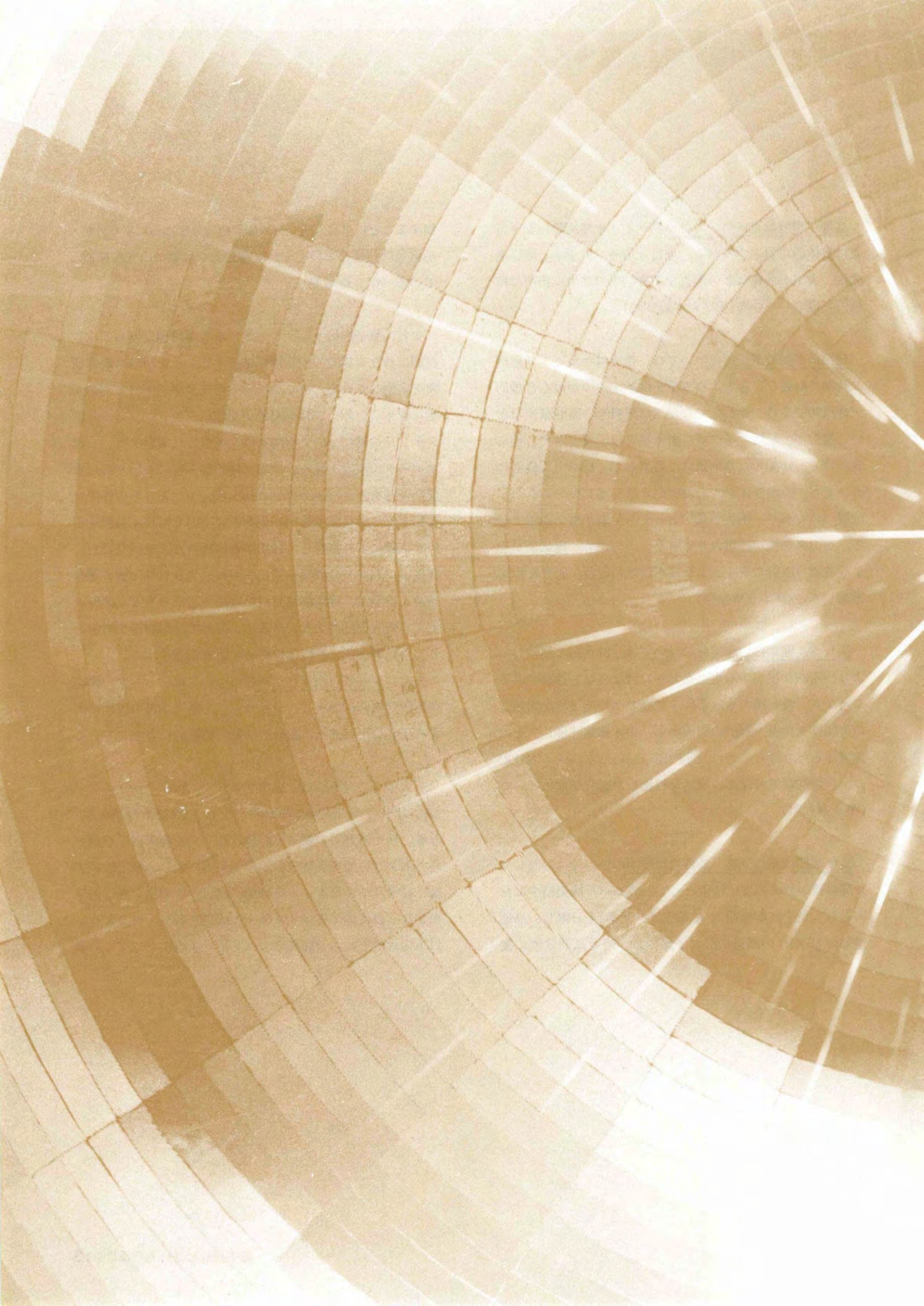
長半減期核種の分離・消滅処理技術については、高レベル廃棄物処分の高度化技術として、高レベル廃棄物中に含有される長半減期核種(主に超ウラン元素)を分離し、高速増殖炉(FBR)の燃料に混ぜて燃やし、短半減期核種に変

換することにより、高レベル廃棄物処分为容易にする分離・消滅処理技術についてその早期確立を目標に研究を推進している(第5章参照)。

なお、原子燃料サイクルの要である再処理に関しては、長期にわたる施設の安定運転に資することを目的に鋭意研究を実施している。今までに再処理施設構造部材の寿命予測に資するため、燃料溶解槽を対象にジルコニウムや各種ステンレス鋼について溶解条件を模擬した実験を行い、腐食データの取得を図ると共に、再処理工程において特に重要な役割を担うパルスカラム抽出機について、その性能を支配する流動状況や抽出挙動などについて可視化装置を用いた実験により把握し、抽出挙動解析コードを開発した。今後は、これらの成果を基に、パルスカラム抽出機の運転監視・管理法、機器構造材料の寿命予想など安定運転を支える研究を推進する。さらに、高燃焼度燃料等を対象とした再処理技術の高度化のための研究に着手する。

また、レーザー法ウラン濃縮については、レーザー濃縮技術研究組合に加入し、レーザー、分離セル等の研究に関する研究員を派遣し、組合の活動に積極的に参加している。

このように当所では、原燃サイクル、特にバックエンド技術に関し、発電所廃棄物処理・処分、返還廃棄物の輸送・貯蔵、使用済燃料の輸送・貯蔵、高レベル廃棄物の貯蔵・処分および再処理環境放射能の予測等に関し、健全性の実証、技術基準の策定、安全評価、設計の合理化など、電気事業ならびに国に寄与する種々の成果を着実に得ており、以下の章でそれらの詳細について紹介することにする。●



第 5 章

5

**原子燃料サイクル施設計画推進の
ための技術開発**

第2章 原子燃料サイクル施設計画推進のための技術開発 ● 目 次

原燃サイクルプロジェクトチーム 運営担当部長 満木 泰郎
 狛江研究所 発電プラント部 次長 西宮 昌
 我孫子研究所 副所長 江刺 靖行
我孫子研究所 立地部 地質研究室 主査研究員 志田原 巧
 我孫子研究所 耐震構造部 材料研究室長 大沼 博志
 耐震構造部 材料研究室 主査研究員 尾崎 幸男
 我孫子研究所 水理部 地下水理研究室長 駒田 広也
 水理部 環境水理研究室長 片野 尚明

2-1	原子燃料サイクルの動脈としての輸送技術	17
2-2	発電所廃棄物の安全で合理的な貯蔵・処分技術	23
2-3	返還廃棄物の安全で合理的な貯蔵技術	29
2-4	原子燃料サイクル諸施設建設のための環境への影響評価	34

2-1 原子燃料サイクルの 動脈としての輸送技術

2-1-1 総 説

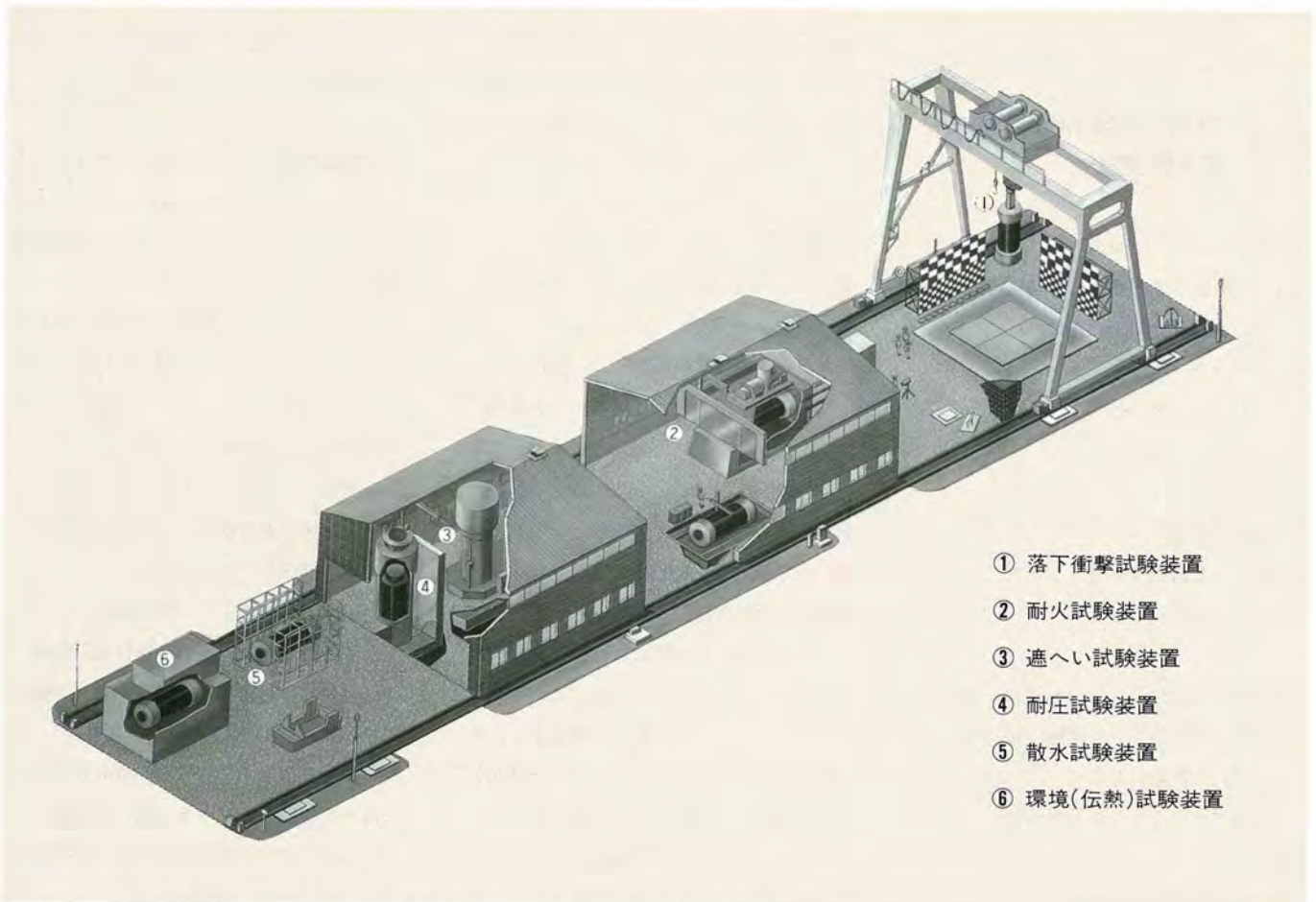
我が国の輸送に係わる研究は、1965年頃から、国の研究機関により、スケールモデル試験体等を用いた各種基礎実験に始まり、衝撃や火災に対する基礎データの蓄積および試験方法の具体化等が検討されてきた。

また、大学、メーカー等も参加し、輸送研究の基礎が築かれた。

1975年頃から科学技術庁では、使用済燃料輸送容器の健全性実証とパブリックアクセプタンス (PA) 対策の観点からの信頼性実証試験を計画し、当所が受託し、実施した。すなわち実規模大の輸送容器を用いて、法令に定められた一連の試験が可能な世界

でも例を見ない「大型の実証試験設備」を横須賀研究所内に設置し(図2-1-1)、学識経験者等専門家の協力を得て、1977年より1988年までの11年間に亘り、本受託研究を実施した。

図1-1-2に示したように、原燃サイクルに関する輸送は、サイクルの途中で原子燃料が様々な形状や性質を変えるため、それ



- ① 落下衝撃試験装置
- ② 耐火試験装置
- ③ 遮へい試験装置
- ④ 耐圧試験装置
- ⑤ 散水試験装置
- ⑥ 環境(伝熱)試験装置

図2-1-1 キャスク健全性実証試験設備(電中研横須賀研究所構内、科学技術庁受託)

それぞれの性質に合わせた最も適切な輸送容器を用いることになる。そのため当所では、原燃サイクル諸施設への輸送研究として、六フッ化ウラン、新燃料、使用済燃料、放射性廃棄物等の極めて広範囲の「輸送物（輸送容器と収納物）」を対象に輸送物の設計・解析・評価、モデル試験、実規模試験など、開発・実証的な研究を実施し、原燃サイクル施設計画の円滑な実現に資することを目標としている。

また、放射性物質輸送時の安全評価については、動燃再処理工場運開にむけて国および電気事業の委託をうけ、1976～1977年に使用済燃料の「日の浦丸」による海上輸送時の安全評価を行うとともに、二酸化ウラン、六フッ化ウラン、発電所廃棄物の陸上・海上輸送時の安全評価を実施してきた。

2-1-2 放射性廃棄物等の輸送の安全性実証

前述したように、原燃サイクル諸施設には様々な形態の放射性物質が輸送されている。このうち、当所では主に

- ① 天然六フッ化ウラン
- ② 濃縮六フッ化ウラン
- ③ 使用済燃料
- ④ 発電所廃棄物
- ⑤ 返還廃棄物

を対象とした研究を実施してきた。以下にその概要を示す。

天然六フッ化ウラン の輸送は、青森県六ヶ所村の商業用ウラン濃縮工場の建設に伴い本格的に開始される。

天然六フッ化ウランは放射性物質としては危険性が非常に小さいものの、水分と反応すると化学的毒性を有するフッ化水素等が発生する。そのため、放射性以外の副次

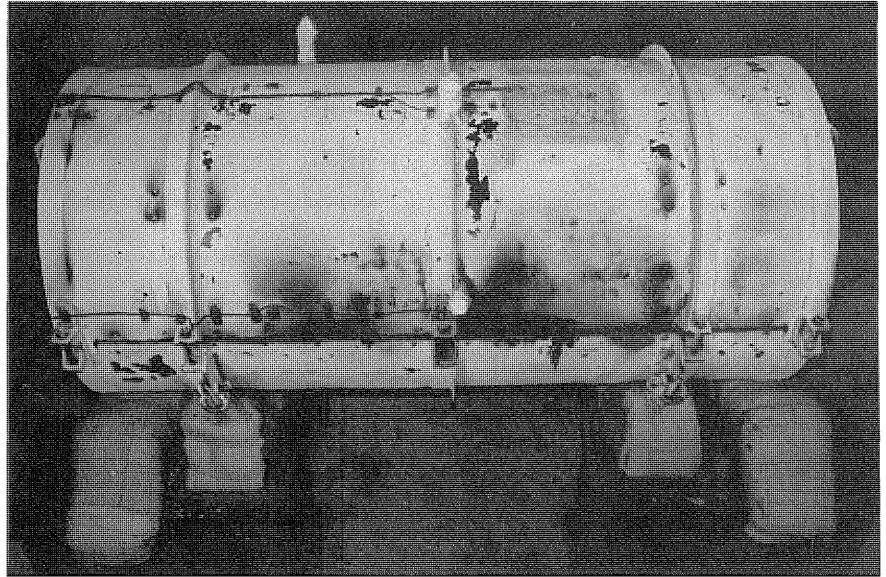


図2-1-2 六フッ化ウラン輸送容器の耐火実験後の状況

的危険性に対して事前に検討しておく必要があり、耐火条件等の厳しい試験条件を課すことがIAEA（国際原子力機関）で検討されている。このようなことから、当所では、先行的に火災時の輸送物の安全評価に必要な諸検討を実施し、実際の輸送に備えている。

濃縮六フッ化ウラン の輸送については、現在我が国には商業用のウラン濃縮工場が無いことから、海外で濃縮された六フッ化ウランが船舶により輸入され、国内の再転換工場に陸上輸送されている。この濃縮六フッ化ウランは天然六フッ化ウランと異なり、輸送中に臨界に達しないことを保証する必要がある核分裂性輸送物となるため、輸送中の事故条件に耐える能力を実証する“特別の試験条件”が課せられる。

当所はこのような厳しい条件に対して安全であることを実証するための研究を科学技術庁から受託し、実物大の輸送容器とその保護容器を用いた火災に対する安全余裕確認試験などを実施した(図2-1-2)。

さらに、安全余裕度を確認するという目的から、前述した“特別の試験条件”に加えて、より厳しい火災温度、および火災継

続時間を採用した試験も実施し、濃縮六フッ化ウラン輸送物は十分な安全余裕を有していることを確認している。また、この研究を通じて解析手法が確立され、その後の研究開発等に活用されている。

使用済燃料 は、燃え残ったウランやプルトニウムおよび高放射能の核分裂生成物などを含んでいることから、これらの輸送容器は頑丈に作られている。

我が国にはまだ大規模な商業用の再処理工場が無いことから、一部が東海村の再処理工場へ輸送されているが、大部分は仏・英の再処理工場に輸送されている。今後、六ヶ所村に商業用の再処理工場が建設されると、各原子力発電所からの使用済燃料は本施設に輸送されることになる。

当所が、1977年より科学技術庁から受託した使用済燃料輸送容器信頼性実証試験では、実規模大の50トンおよび100トン級の輸送容器を用いた“一般の試験条件”“特別の試験条件”および“3,000mの深さへの海没を模擬した耐水圧試験”を実施し、1987年度に使用済燃料輸送容器の健全性実証をすべて終了した(図2-1-3)。

このような実規模大による一連の試験研

究は世界でも例を見ないもので、欧米諸国および国際原子力機関（IAEA）からも高く評価され、世界的にも安全輸送に多大の貢献をした。

発電所で発生する低レベル廃棄物の輸送については、欧州諸国では原子力発電所および再処理施設等で発生した低レベル放射性廃棄物は中間貯蔵施設あるいは処分施設へ IAEA 輸送規則および各国の法令に従って安全に輸送されている。これら欧州諸国での放射性廃棄物の大量輸送に共通的に言えるのは、処分の形態を考慮した上で、輸送システムが構築されていることである。

我が国では六ヶ所村に図2-1-4に示す発電所廃棄物が輸送されることになっており、これらの輸送について、IAEA 輸送規則の産業用輸送物としての適合性評価および健全性実証試験を電気事業で行っている。

これらの研究と、欧州諸国の実績を踏まえて、発電所廃棄物の合理的かつ安全な輸送技術の確立を図る予定である。

使用済燃料の海外再処理に伴って発生する返還廃棄物の輸送に関する研究では、当初、安全輸送の観点から返還廃棄物の仕様が適切かどうかを検討することを目的として、当事者である電気事業が先行して実施してきた。その後、IAEA 輸送規則(1985年版)の国内取り入れに係わる調査・研究、実際の輸送を想定した許認可取得を目的とした調査・研究、返還廃棄物運搬船の設備・構造基準策定に係わる調査・研究および PA 対策を目的とした調査・研究が、国、電気事業等を含めた関係機関によって実施されている。

当所においては、高レベル廃棄物の輸送容器の開発と輸送物健全性試験・評価等に係わる研究を1980年より1985年まで電力共通研究として、また、中・低レベル廃棄物

の輸送研究については、1983年より4ヶ年に亘り研究し、高レベル廃棄物、中・低レベル廃棄物の輸送容器の安全かつ合理的な設計が可能であり、輸送の安全性を十分確保しうることを示すことができた。

また、これらの成果に基づき、1986年にフランス(COGEMA)、1987年に英国(BNFL)より、それぞれ提示された高レベルガラス固化体廃棄物の最終仕様に対する仕様承認取得に必要な技術資料の検討・評価に協力すると共に、1984年より1988年にかけて国が実施した輸送の安全性の検討・評価に必要な技術資料の提供等そのとりまとめに積極的に協力した。なお、輸送の観点からは仕様承認は行わず、実輸送時に安全性の確認を行うことになったが、本成果は後述する貯蔵の観点からの仕様承認に反映された。

また運輸省は、1984年より IAEA 輸送規則への返還廃棄物の適合性評価、運搬船の設備・構造基準に係わる各種の調査・研究を1989年3月を目途に実施しているが、当所も、これに積極的に協力している。

科学技術庁においては、返還廃棄物のうち高レベル廃棄物の輸送容器等の健全性実証試験を計画し、1986年から7ヶ年に亘る研究を当所が受託して、実施中である。

2-1-3 輸送時における安全評価と対策

原子燃料を輸送する場合には、国による安全規制として、一定の基準に基き輸送物の設計等が妥当であること、輸送方法が妥当であること、および実際の輸送が適切に行われることが、それぞれ確認することになっている。

このような安全規制の結果、これまで我が国における放射性物質の輸送は、極少量の放射性物質の輸送まで含めれば年に20万

件以上行われているものの、現在まで輸送中の事故による災害は起きていない。

当所では、1975年ごろより、さらに、より一層の安全を期すための研究として国から受託して各種の原子燃料輸送に係わる輸送時安全評価研究を実施してきた。この輸送時安全評価とは、万が一の輸送事故を想定して、輸送物の健全性評価、放射性物質の環境中での挙動評価ならびに一般の公衆への放射線被ばく評価等の環境影響評価を意味する。

これまで、万が一船舶で輸送される使用済燃料、六フッ化ウランが海没した時の安全評価並びに、二酸化ウランのトラック輸送事故時の安全評価等を行った。この結果、万が一輸送事故が発生したとしても、一般公衆の安全性は十分に確保しうるという研究成果を得ている。

現在は、国や電気事業の要請により、将来輸送が予定されている各種輸送物に対する輸送時安全評価研究を鋭意実施中である。

2-1-4 今後の研究展望

原燃サイクルに係わる輸送研究について、今後は以下に示す3つに大別した項目について、研究を進める。

- (1) 原燃サイクル施設計画の具体化に伴う各種輸送の許認可取得を目的とした実用化研究。
- (2) 使用済燃料の海外再処理によって回収され、我が国に返還される予定のプルトニウムやウラン等のリサイクル燃料輸送に係わる開発・実証研究。
- (3) PA 対策に係わる安全評価、安全対策等の輸送の安全研究。

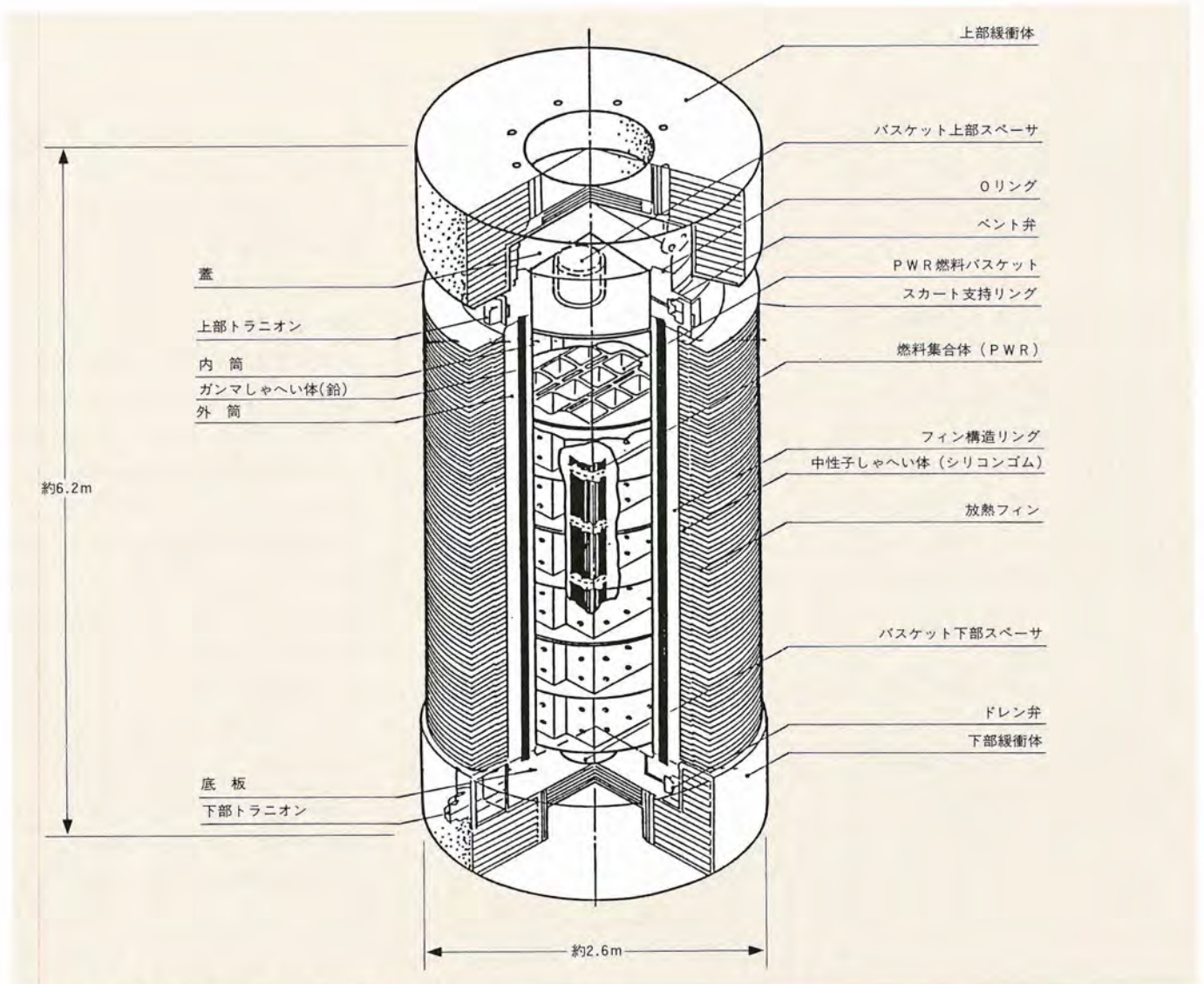


図2-1-3 実証試験用100トン級輸送容器

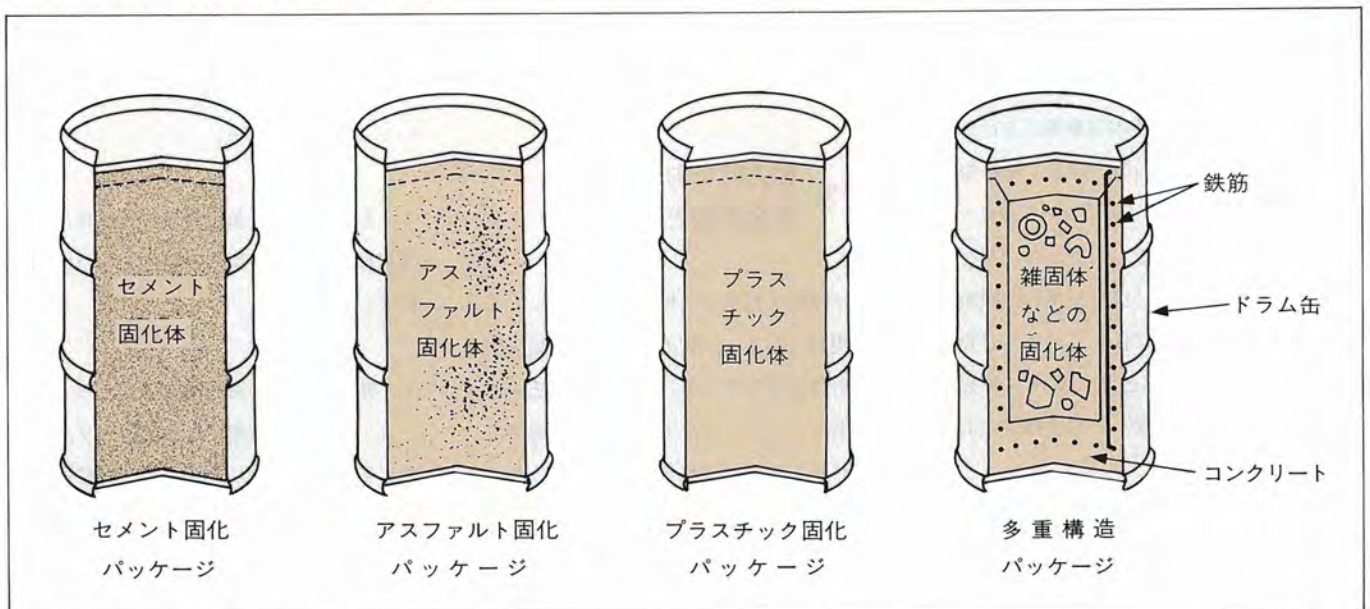


図2-1-4 発電所廃棄物固化パッケージ

技術基準

現行国内輸送規則では、放射性輸送物は、収納される放射性物質の放射エネルギーが少ない順に、L型、A型、B型の三つに大別される(L型輸送物には天然ウランや少量の原子燃料物質、A型輸送物には六フッ化ウラン、二酸化ウランおよび新燃料集合体、B型輸送物には使用済燃料やプルトニウムを含む新燃料などが含まれる)。我が国では現在放射性輸送物の輸送件数の約80%がL型輸送物、約20%がA型輸送物、0.2%弱がB型輸送物である。大部分がL型輸送物である放射性医薬品等のラジオアイソトープで占められており、原子燃料物質は極めて少ない輸送件数となっている。

これらの輸送物については国際原子力機関(IAEA)において定められた輸送規則に基づいて、我が国の技術基準が法令により定められている。現在、国においては1985年版IAEA新輸送規則の国内法令への取り入れの検討を行っており、1990年には法令が改定される見込みである。

現行国内規則における“一般の試験条件”の試験および“特別の試験条件”の試験の技術基準については表A、図Aに示すが、現行国内規則およびIAEA新規則のいずれにおいても、基本的な考え方は、A型輸送物までは、収納物の量と性状を事故時に影響が無いように考慮して定めることにより輸送物の固有の安全性を求めていることである。これに対し、大量の放射性物質を収納可能なB型輸送物では、輸送中重大事故に遭遇しても十分に耐えられるように、極めて強固な輸送容器を用いることにより安全を確保する、というのが基本的な考え方である。

このような考え方で輸送物には各種の技術基準が課せられ、安全に輸送が行われている。

表A 放射性輸送物の基準

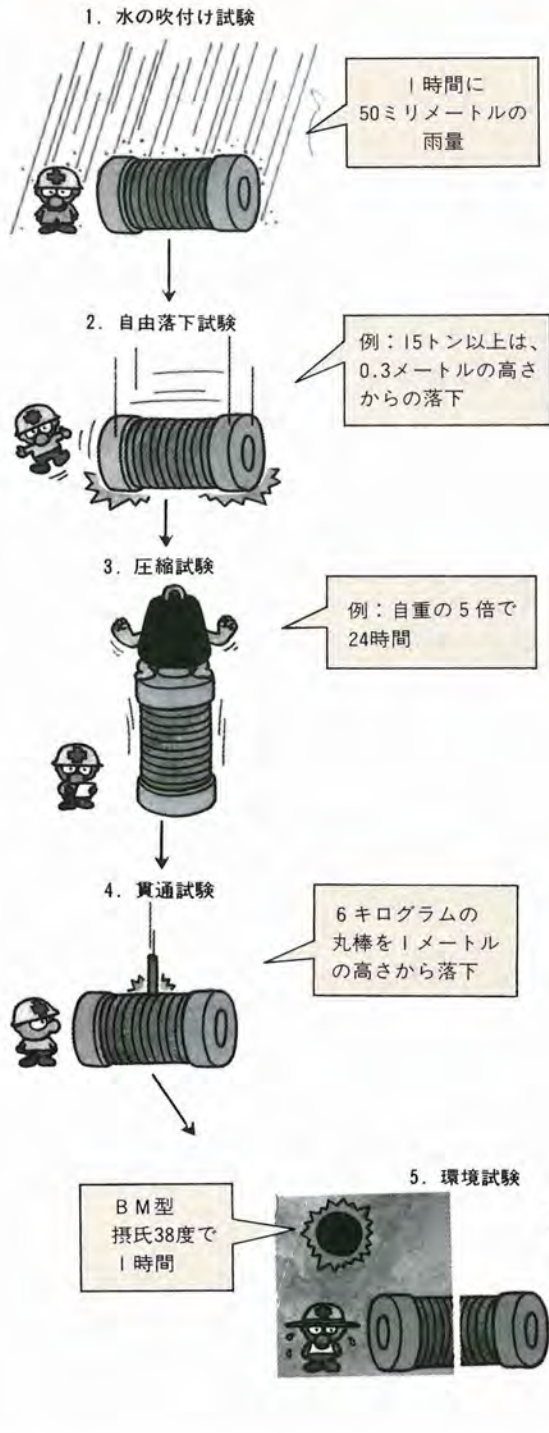
基準	L型	A型	B型	
			BM型	BU型
I 運搬中の状態で				
1. どの辺の大きさも10センチメートル以上	○	○	○	○
2. 取り扱いが容易かつ安全	○	○	○	○
3. 運搬中に亀裂、破損のおそれがない	○	○	○	○
4. シールの貼り付け等の封印	○	○	○	○
5. 表面汚染が許容密度以下	○	○	○	○
6. 漏洩放射線量が基準値以下				
(1) 表面 (ミリレム/時間)	0.5	200	200	200
(2) 表面から1メートル (ミリレム/時間)	—	10	10	10
7. 不必要な物品の収納不可	—	○	○	○
II 一般の試験条件下で				
(1) 表面の許容最大放射線量率 (ミリレム/時間)	—	200	200	200
(2) 放射性物質の許容漏洩量 (1時間あたり)	—	あってはならない	$A_2 \times 10^{-6}$	$A_2 \times 10^{-6}$
(3) 表面の温度が摂氏50度以下	—	—	○	○
(4) 表面汚染が許容密度以下	—	—	○	○
III 特別の試験条件下で				
(1) 表面から1メートルでの許容最大放射線量率 (ミリレム/時間)	—	—	1,000	1,000
(2) 放射性物質の許容漏洩量 (1週間あたり)	—	—	A_2	$A_2 \times 10^{-3}$
(3) 摂氏零下40度 試験	—	—	—	○
IV フィルタ、機械的冷却装置の使用不可	—	—	—	○
V 内部圧力が7キログラム/平方センチメートル(G)以下	—	—	—	○

A₂ : A型輸送物として輸送できる放射エネルギーの限度で、収納する放射性物質の種類(核種)により決められています。

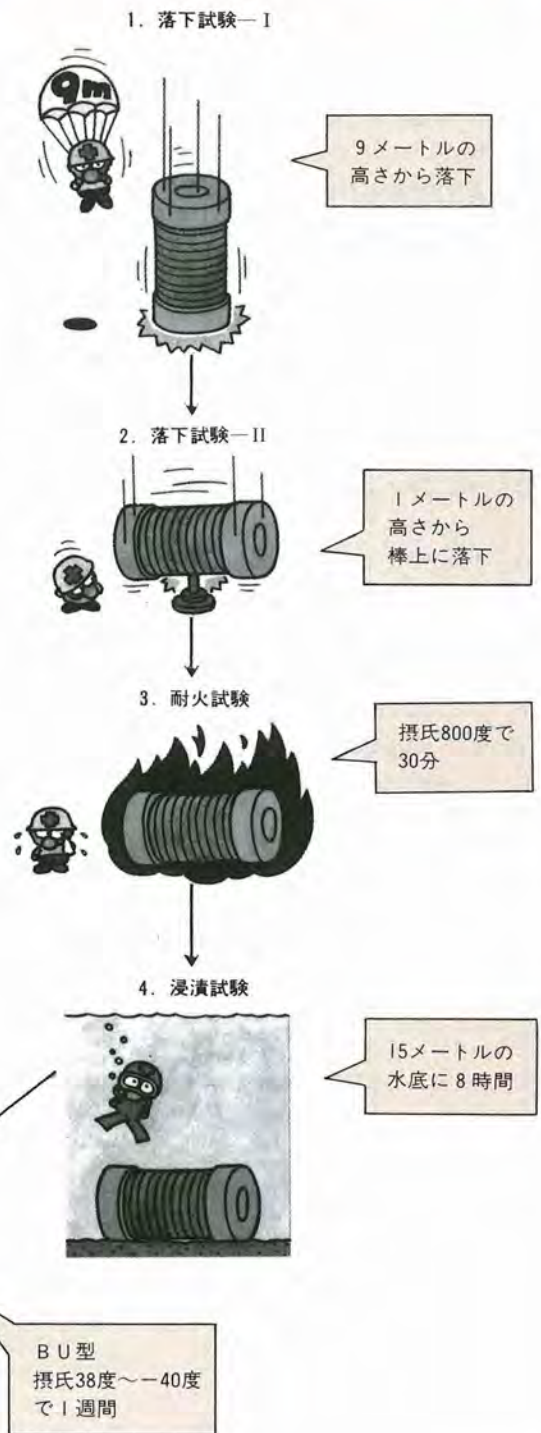
○印 : 基準が適用

ミリレム : 放射線の人体に対する影響の度合を示す単位で、例えば、胸のX線間接撮影1回あたりでは約100ミリレム程度となります。

一般の試験条件



特別の試験条件



図A 輸送物の試験条件（科学技術庁「核燃料輸送容器—その構造と安全性—」より）

2-2 発電所廃棄物の安全で合理的な貯蔵・処分技術

2-2-1 総 説

原子力発電所から発生する放射性廃棄物には、気体状、液体状および固体状のものがあり、いずれも低レベル廃棄物に分類できる。これらの廃棄物は、その性状等に応じて処理され処分される。

当所では、各種の廃棄物のうち固体廃棄物について処理および処分の研究を実施している。まずドラム缶内に固形化材としてセメントを用いて均質に固形化する方法や生成したセメントパッケージについて各種の健全性評価試験を実施してきた。これらの成果は、原子力発電所における廃棄物の処理や国の基準策定に反映された。

また、固形化材としてセメント以外にアスファルトやプラスチックを用いたアスファルト固化パッケージやプラスチック固化パッケージについても各種の評価試験を実施してきた。

引き続き、効率的な処分に資するため、大型容器の開発や発電所において固化処理方法が決まっていない不燃性雑固体の効率的な処理方法の確立のための研究を実施している。

また、電気事業は、青森県六ヶ所村に低レベル廃棄物の埋設施設の設置を計画しており、埋設の実施のためには、その安全性を確かめる必要がある。当所は安全評価上必須のサイトの地質・地下水の調査・評価、

安全評価手法の検証などに積極的に協力している。

2-2-2 貯蔵・処分技術の開発

I. 廃棄物固化体の開発・評価

1. 均質固化パッケージ

濃縮廃液等の液体状や粉体状の廃棄物はセメント、アスファルト、プラスチックなどの固形化材により、ドラム缶中に均質に混練して固化される。これをそれぞれセメント固化パッケージ、プラスチック固化パッケージなどと呼ぶ。均質固化パッケージについての研究は、当所では、他機関に先がけてまずセメント固化パッケージを対象とし、以降アスファルト固化パッケージ、プラスチック固化パッケージについて研究を実施した。すなわち、陸地処分のための各種性能試験（①多段積み重ね試験、②落下試験、③耐荷重試験、④固形化材強度試験）を実施し、我が国で製造されている固化パッケージは、六ヶ所村で計画されている陸地処分に適合する十分な性能を有していることを明らかにした。これらの研究成果は、国の基準策定の際の資料としても用いられた。

また、海洋処分に関しても、高水圧試験装置(最大700kg/cm²)を用いて試験を実施し、国の基準策定に資すると共に、基準の妥当性を評価するため、セメント固化パッケー

ジを試験投棄海域海底(水深6,000m)に3年8ヵ月間放置した後、回収する健全性実証試験により異常のないことを確かめた。

2. 不燃性雑固体等の固化技術の開発

不燃性雑固体等の固化方法の開発や基準整備に資するため、当所では、廃棄物の実態、前処理技術の調査結果をもとに、不燃性雑固体固化パッケージの基本形態として、200ℓドラム缶および角型コンクリート容器について性能評価試験を実施している(図2-2-1)。

試験は、落下試験、積み重ね試験などであり、各種不燃性雑固体廃棄物パッケージの健全性についての結果が得られつつあり、基準策定にも反映している。

II. 鉄筋コンクリート製ピット方式の健全性評価

六ヶ所村計画では、廃棄物埋設施設として鉄筋コンクリート製ピットが計画されており、この施設が放射性核種の漏洩に対するバリアになる。

当所では、バリア性能評価上極めて重要な鉄筋コンクリート製ピット(図2-2-2)に生ずるひびわれについて電力共通研究として実規模大の鉄筋コンクリート製ピットを建設して評価した。

建設した鉄筋コンクリート製ピットを定期的に測定した結果、建設後短期間に発生する可能性のあるひびわれは、建設後1

年半後においても発生しないことを確認した。

また、地震荷重に起因するひびわれの発生について、当所開発の計算コードを用いて解析を行い、設計地震荷重の2.5倍まで

ひびわれが発生しないことを明らかにした。

Ⅲ. コンクリート一体化方式

低レベル放射性廃棄物の処分では、その放射能レベルにより種々の処分方式がとら

れている。我が国においては、国が定める放射能濃度上限値を下回る廃棄物に関しては、鉄筋コンクリート製ピットを用いた処分方式が採用されようとしている。一方、フランスのラマンシュで採用されているモノリスという処分概念をベースとしたコンクリート一体化方式は、岩盤を掘削し、コンクリートの基礎版の上に廃棄物固化体を並べ、そのまわりをコンクリートで固めて処分するという方式であり、代替方式として検討に値するものである。

当所では、本方式の実用化の可能性を検討するため、概略設計を行った。概略設計では、地質・地下水条件、処分する廃棄物固化体とその処分計画、本方式に対する要求機能等の設計条件を仮定し、廃棄物固化体(ドラム缶)を縦積みにした場合と横積みにした場合について試設計を行った。その結果、施工性、経済性、安全性および空間の利用効率の点からも成立性が高いという見通しが得られた。

また、発電所廃棄物の中には、放射能レ

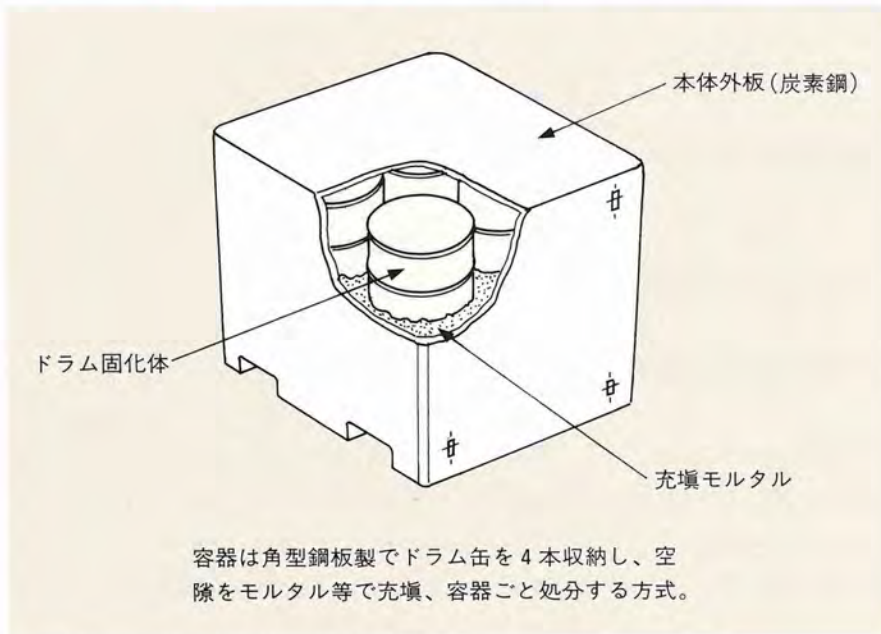


図2-2-1 角型コンクリート廃棄物の構造図

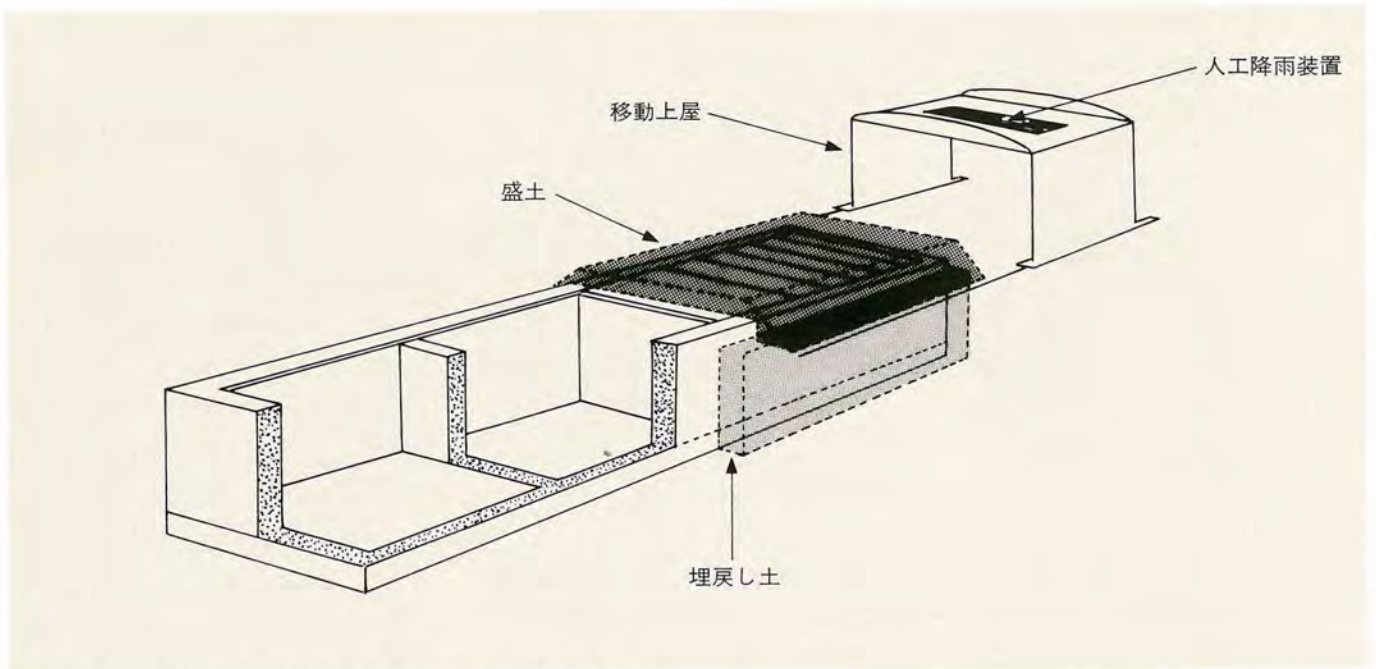


図2-2-2 実証試験用鉄筋コンクリート製ピットの構造図

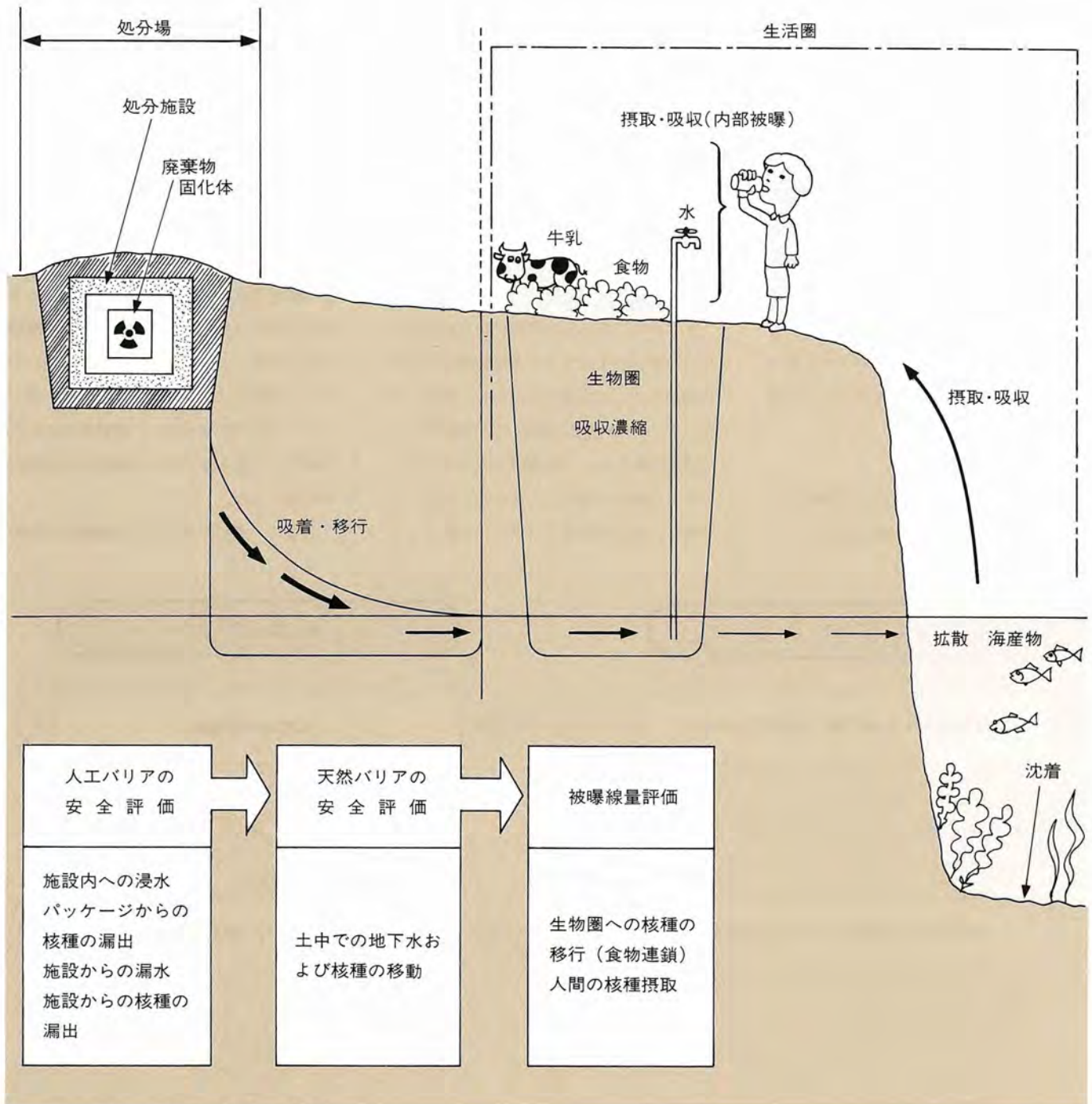


図2-2-3 陸地処分の安全評価の概要

ベルが極めて低く、簡易な処分方式によっても安全上問題とならないものもある。米国では、公衆への放射能の影響が小さい廃棄物を BRC 廃棄物（基準を下回る廃棄物）と定義しており、BRC 廃棄物の処分に関する研究を米国 NRC の要請により EPRI を中心に当所を含めた共同研究として実施している。ここでやっている研究の内容は

以下の各項についてである。

- ① BRC 廃棄物として定義できる廃棄物の種類と量
- ② BRC 廃棄物に含まれる核種の同定や含有量を推定する方法
- ③ BRC 廃棄物による公衆への影響評価
- ④ BRC 廃棄物として処分した場合の経済的効果

2-2-3 陸地処分の安全性評価

I. 安全評価手法の開発

原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物の埋設にあたっては、安全評価が行われる。

安全評価では、それに用いる手法すなわち、安全評価手法の開発がまず必要である。

当所は、六ヶ所村計画の支援などを目的として安全評価手法の開発を行った。

開発した安全評価モデルは、廃棄物および処分施設により構成される人工バリアからの放射性核種の漏洩を評価する人工バリア評価モデル、周辺の土や岩盤で構成される天然バリア中を地下水の移動による放射性核種の移動を評価する天然バリア評価モデルおよび被ばく線量評価モデルにより構成される(図2-2-3)。

人工バリア評価モデルは、

- ① 処分施設内への地下水浸入量の算定
- ② 固化体からの核種浸出量の算定

③ 施設からの漏水量および核種漏出量の算定

の各ステップから構成されている(図2-2-4)。当所では、このフローに沿った解析手法を開発するとともに、室内および実規模大試験によるデータの蓄積も行っている。

すなわち、何らかの原因でひびわれが発生した場合およびピット蓋部の継目や打設目地が劣化して水密性が低下した場合を想定して、ピット壁部と蓋部の部分供試体による透水試験を行い、透水量を算定することのできる評価式を提案し、モデルに反映した。

更に、前述の鉄筋コンクリート製ピット

について人工降雨装置を用いて降雨浸透実験を実施中である。

次に天然バリア評価モデルでは、漏出核種の輸送媒体となる地下水流動評価、特に浅地中処分を対象としているので、飽和・不飽和地下水流動評価ならびに核種移行評価が必要となる。当所では、これらの評価手法を開発し、さらに高度化を進めている。また、解析手法について有限要素法、モンテカルロ法等数種用意し、複雑多岐にわたる地形・地質条件に応じた解析手法の選択を可能とした。

さらに、上記の天然バリア評価モデルの

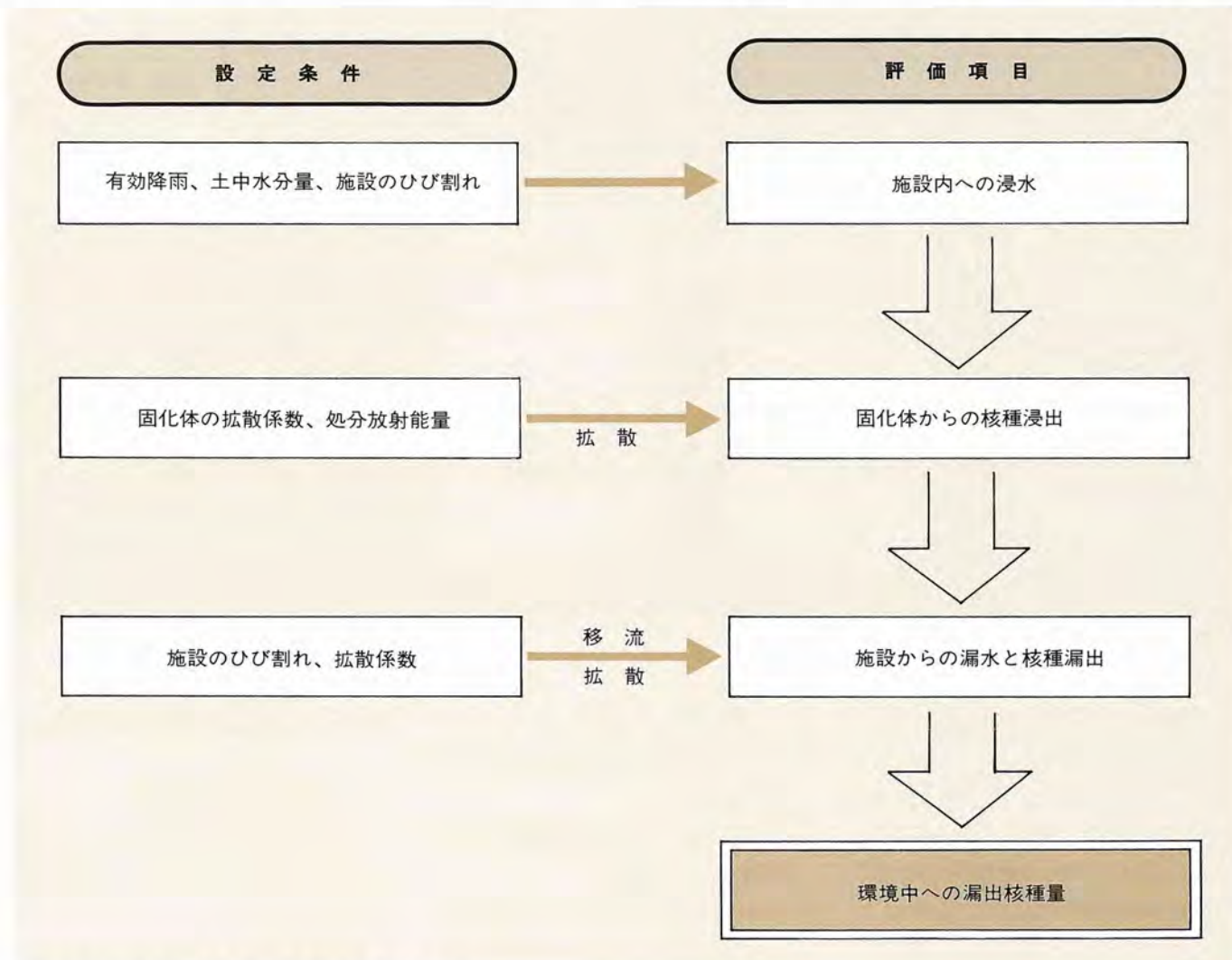


図2-2-4 処分施設からの核種漏出量算定フロー

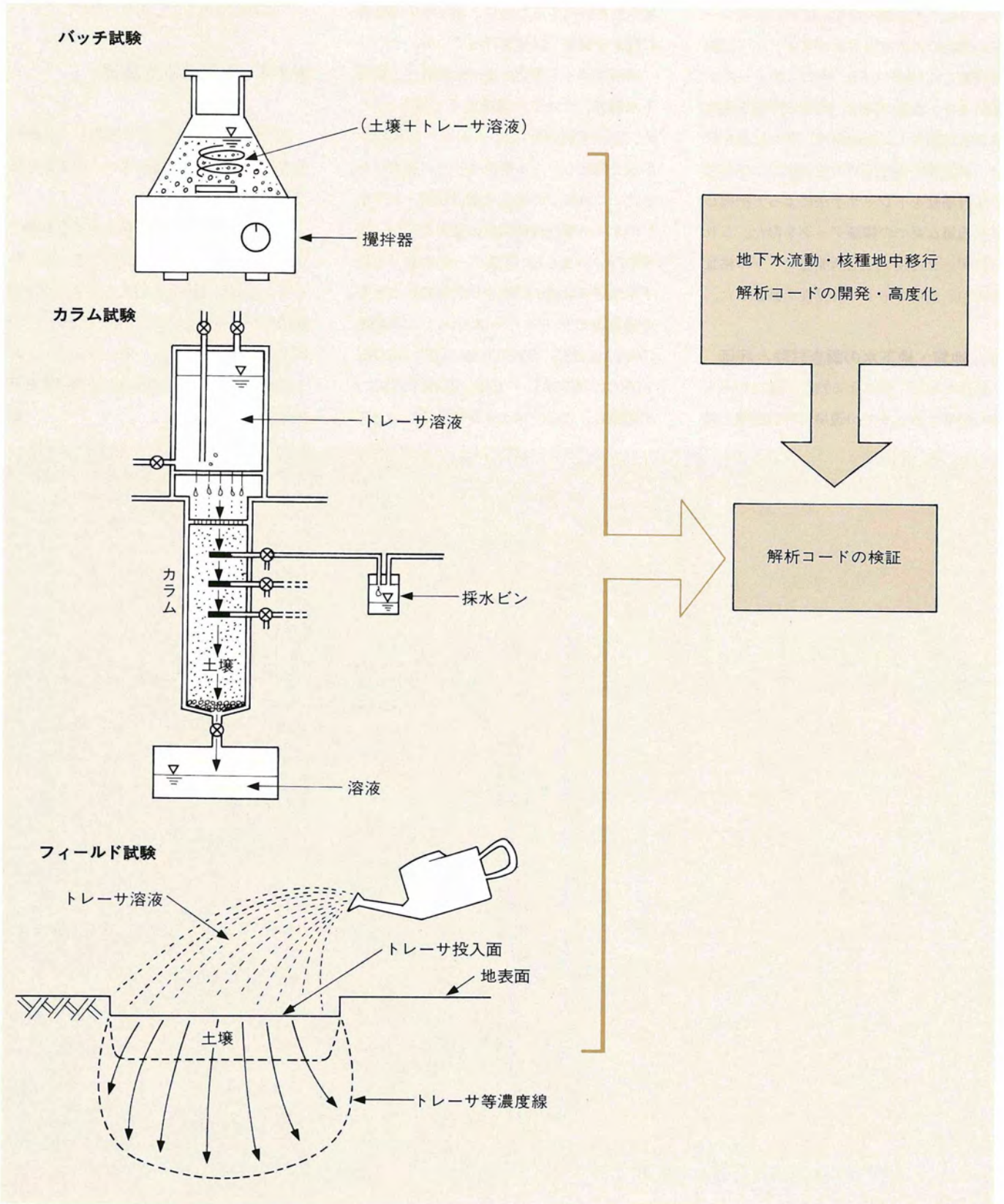


図2-2-5 天然バリア性能評価手法の検証のための各種試験

ための地下水流動・核種地中移行解析コードの検証のため室内およびフィールド試験を実施した(図2-2-5)。特に、フィールド試験では、自然の降雨、蒸発の影響を直接受ける試験や人工降雨条件下での試験を行い、自然環境条件下での地下水および核種の移行挙動をトレーサ手法によって把握し、より複雑な系での検証データを得た。これらのデータを用いて当所開発コードの検証を行い、当所コードの有効性を確認した。

II. 地盤・地下水の調査試験と評価

地中での地下水による核種の輸送から人体に摂取されるまでの環境中での経路と核

種挙動を評価するために、地下水の流動等に関する調査・試験を行っている。

当所はサイト周辺の地下水調査(広域地下水調査、サイト内詳細地下水調査)のため、微流速流向計(図2-2-6)などの機器や手法を開発し、六ヶ所村サイトに適用した。また、これまでの知見を基に地質・地下水等のサイト環境情報項目の抽出と分類・整理を行い、さらに、収集データに基づき地下水流等の数値の処理や出力処理ができる多機能型のデータベースシステムDASH(DATA-BASE SYSTEM OF GEOHYDROLOGICAL INFORMATION)を開発し、このシステムが処分のバックア

ップに有効であることを明らかにした。

2-2-4 今後の研究展望

当所は、六ヶ所村における低レベル放射性廃棄物埋設実現に寄与すべく研究を進めてきた。

一方原子力発電所より発生する廃棄物の中には、当面の六ヶ所村計画での対象となっている放射能濃度を超える廃棄物や放射能濃度が極めて低くより簡便な処分が合理的な廃棄物も含まれている。今後は、これら廃棄物の合理的な処分のための研究を実施する ●

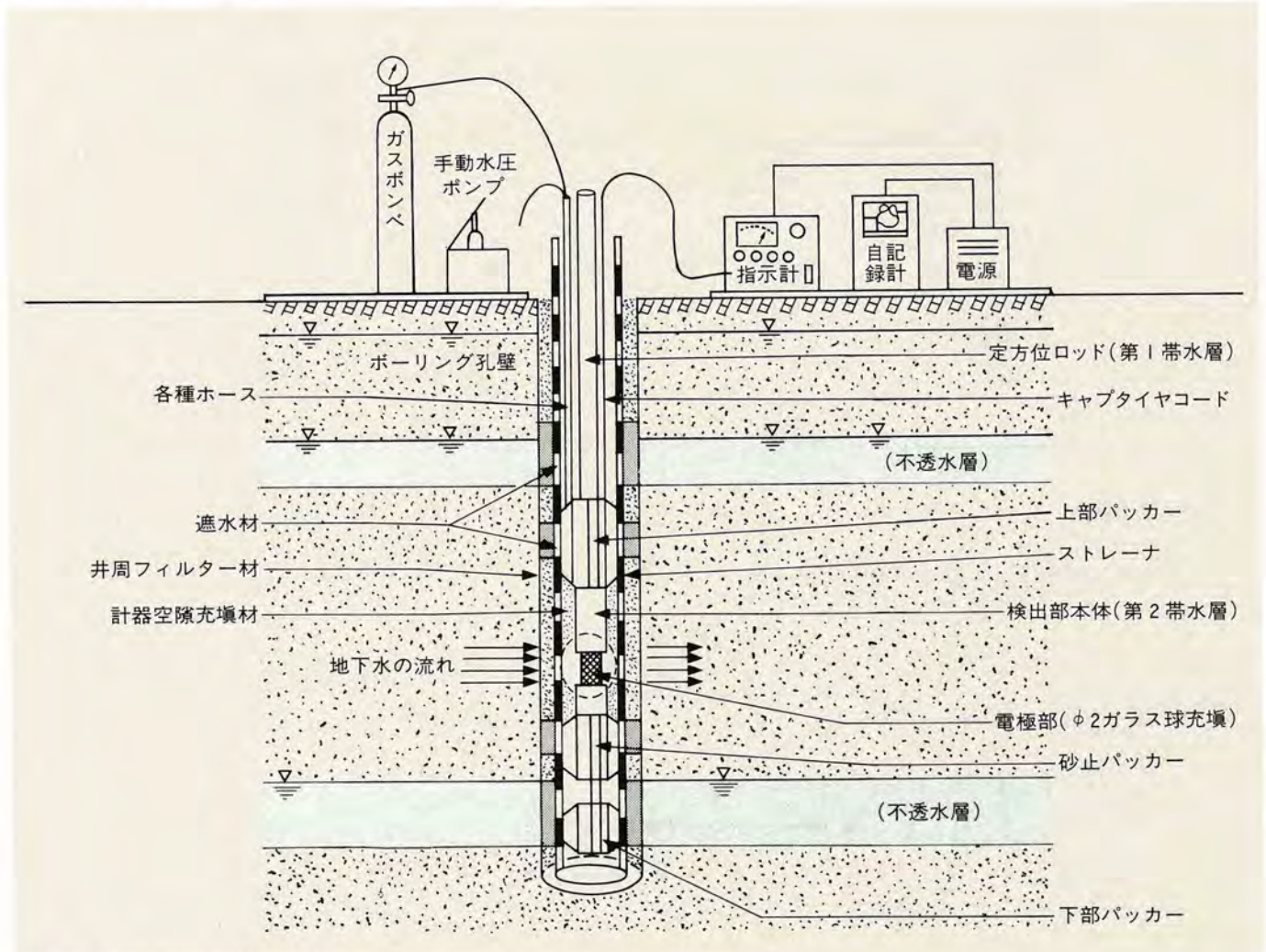


図2-2-6 地下水微流速流向計による測定法の概要

2-3 返還廃棄物の安全で合理的な貯蔵技術

2-3-1 総説

現在、我が国の使用済燃料の再処理は、国内においては、動力炉・核燃料開発事業団(動燃)の東海再処理工場で一部行われて

おり、1988年6月までに累計約392トンの使用済燃料を処理している。

しかし国内での再処理能力が不足していることから、電気事業はCOGEMAとBNFLに再処理を委託し合計約3,400トンUの契約を結んでいる。

この海外再処理契約では、BNFL、COGEMAは使用済燃料の再処理に伴って発生する放射性廃棄物を1993年以降我が国に返還され、六ヶ所村に一時貯蔵されることになっている。この輸送・貯蔵を安全かつ円滑に進めるため当所では発送前や受入・

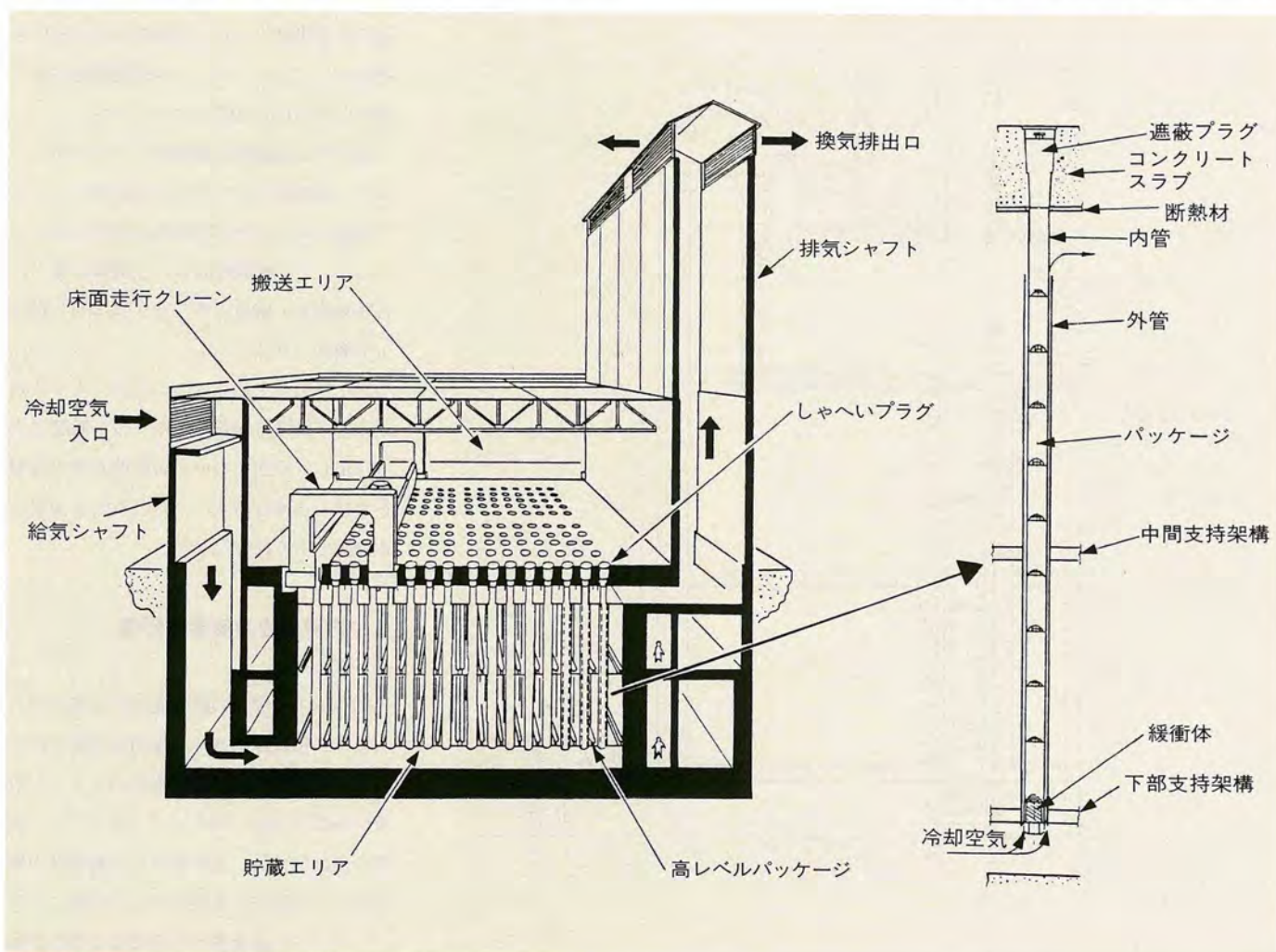


図2-3-1 返還高レベル廃棄物貯蔵施設概念図



図2-3-2 パッケージの実規模落下実験

貯蔵時に検査すべき項目を抽出し、確認方法を確立する研究や貯蔵に係わる仕様承認および返還廃棄物貯蔵施設の許認可取得に係わる研究等を実施してきた。

2-3-2 貯蔵施設の健全性の評価

I. 貯蔵施設計画の現状

返還廃棄物の貯蔵施設は、再処理工場サイトに設置する計画で諸準備が進められている。

日本原燃サービスの返還廃棄物受入・貯蔵施設の建設工程によれば、近く、安全審査に至る状態であり、建設着工は1990年を目途としている。また、返還廃棄物の受入開始は1993年の計画となっている。

高レベル廃棄物は放射能レベルも高く、また、崩壊熱によりガラス固化体パッケージ表面において170℃程度の温度となることから、その貯蔵施設は、放射線の遮へいと冷却機能を維持することが基本的な設計上の要件となる。

日本原燃サービスにおいては、ガラス固化体を多段積で貯蔵するポルト貯蔵方式を採用し、冷却については貯蔵容器の外側を冷却する冷却方式(二重管方式)を採用する計画である(図2-3-1)。

II. 貯蔵施設の健全性評価

高レベル廃棄物の貯蔵施設には前述のとおり、二重管貯蔵方式の採用が予定されている。このため、ガラス固化パッケージ取扱い時落下事故に対するパッケージと二重管の健全性評価、本貯蔵方式の耐震性の確認および内管内に多段積されて貯蔵されるパッケージの崩壊熱の冷却性能信頼性評価の3課題について当所は1986年の電力共通

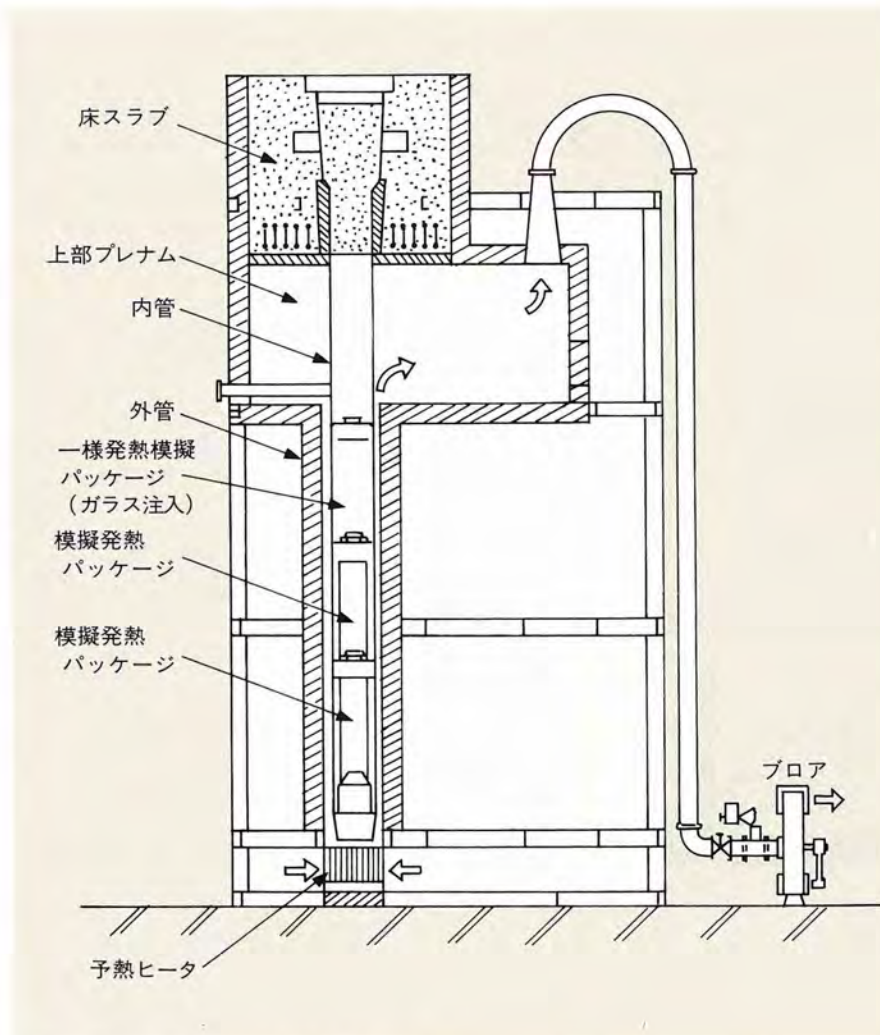


図2-3-3 伝熱流動試験装置全体図

実験結果 (飛来物：重量100kg、直径23cm)

○：ひびわれ - - - - -：裏面剝離限界厚さ

⊙：裏面剝離 ————：貫通限界厚さ

●：貫通 (CRIEPI式により算定)

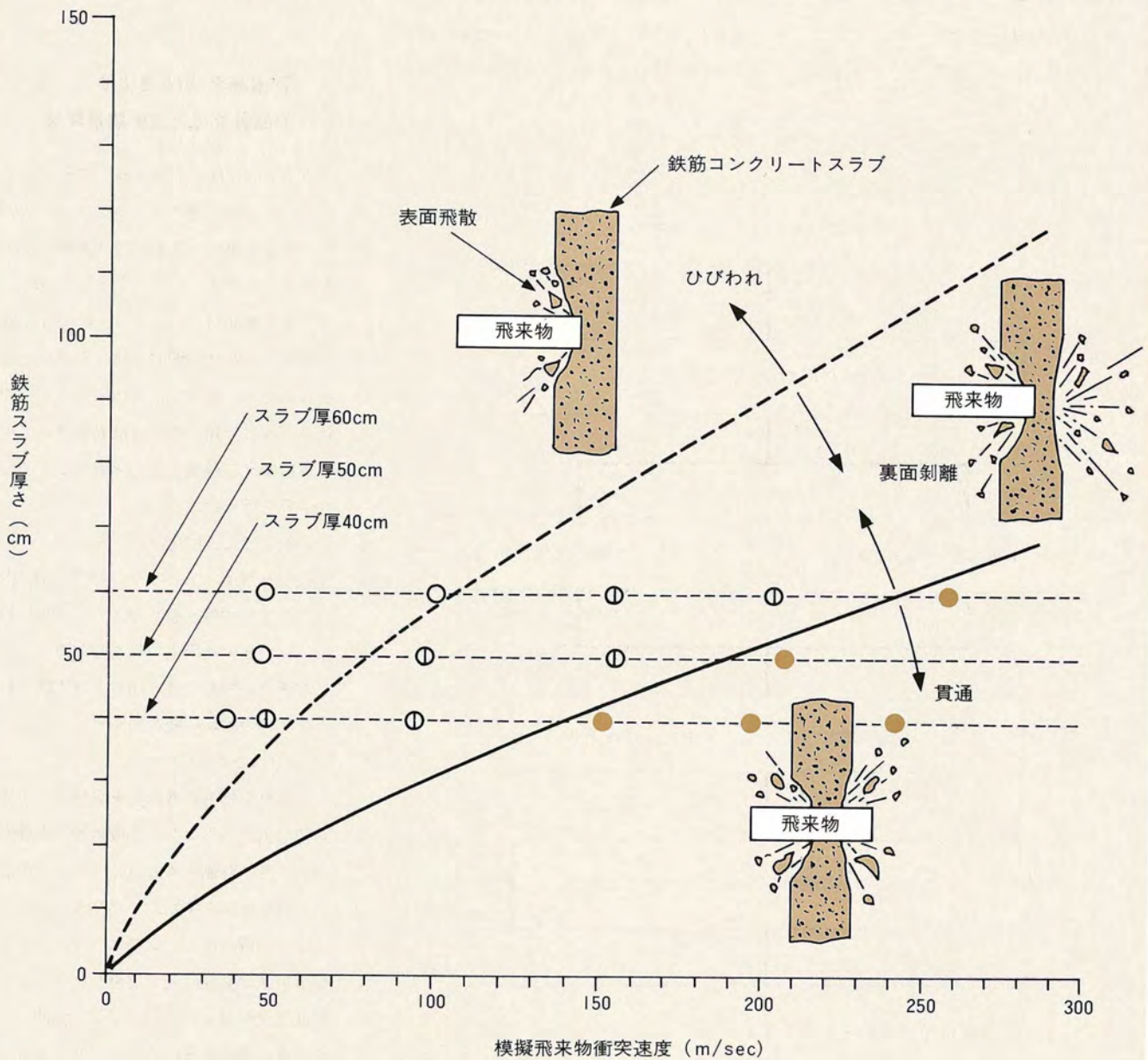


図2-3-4 高速飛来物衝撃試験(中型模型による実験結果の一例)

研究として試験解析等による評価研究を実施し次のような結果を得た。

- ① 取り扱い時のミスによって万が一パッケージが内管内を落下した場合のパッケージおよび内管の健全性を実物大模型による試験により確認した(図2-3-2)。
- ② 振動実験や解析によりパッケージおよび内管の地震時健全性を明らかにした。
- ③ 実規模パッケージを用いたモデル試験

(図2-3-3)等により、二重管貯蔵方式により貯蔵されたパッケージは十分に除熱されその健全性が維持できることを確認した。

Ⅲ. 高速飛来物に対する貯蔵施設の健全性評価

当所では、貯蔵施設や再処理施設等の原燃サイクル施設に飛行機等の高速飛来物が衝突した場合の健全性評価研究を1986年より所内研究および電力共通研究として鋭

意実施した。小型・中型模型実験により衝突に対して貫通しないコンクリートスラブの限界厚さ評価式として当所が提案した式(CRIEPI式)の適用性を明らかにした(図2-3-4)。これらの成果をもとに、電力共通研究として実施した実際の衝突を想定した実規模モデルによる実験により本評価式の妥当性が実証され、施設の耐衝撃設計の確立が図れた。

Ⅳ. 返還廃棄物の固化体パッケージの品質管理と放射線量評価

ガラス固化体を貯蔵する上で確認しておくことが必要な発熱量を検査する方法の開発や返還廃棄物の放射能の非破壊測定法の開発を1981年頃より実施している。特に、アルファ放射能については、その存在量が明らかになれば合理的な処分の実施が可能となるため、当所では、1984年より、中・低レベルに分類される返還廃棄物のアルファ放射能を非破壊で測定評価する方法の開発研究を行った。

これまでに、固化パッケージからの中性子強度を評価するパッシブ中性子法(内部で発生する中性子検出法)の有効性を明らかにし、その実用化の見通しを得た。

本研究の検討フロー図および中性子計測システムの試験の概念図をそれぞれ図2-3-5および図2-3-6に示す。

返還廃棄物の貯蔵施設を設計する上で、必要な施設内外における放射線の影響を事前に予測、評価する方法について、施設周辺の放射線量を実用的で高精度に評価できる遮へい解析法、およびスカイシャイン線量解析法の開発研究を実施し、これまでに、貯蔵施設の排気塔から大気中に漏洩する中性子線の挙動を簡便にシミュレーションできる解析コードを開発した。

今後は、地形等の実環境を考慮して、施

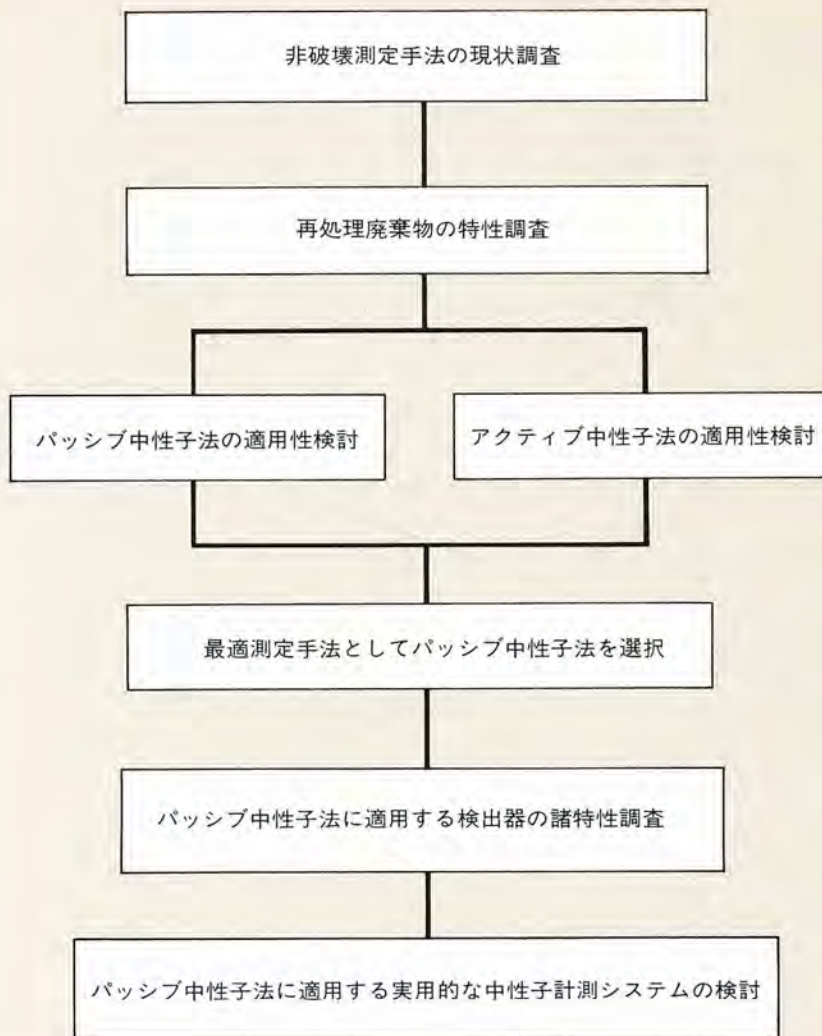


図2-3-5 再処理廃棄物内のアルファ放射能の非破壊測定法の開発に関する研究フロー

設周辺環境のスカイシャイン線量を高精度に評価できるコードの開発を行う計画である。

2-3-3 今後の研究展望

返還廃棄物の貯蔵については、高レベル

ガラス固化体のより合理的な貯蔵の可能性を検討するためのキャスク等による代替貯蔵方式に関する研究や固化パッケージの品質管理、品質保証および安全対策研究が重要な課題であり、当所においては、貯蔵施設的设计合理化・安全性の向上に資する観点

からこれらの研究を鋭意実施している。●

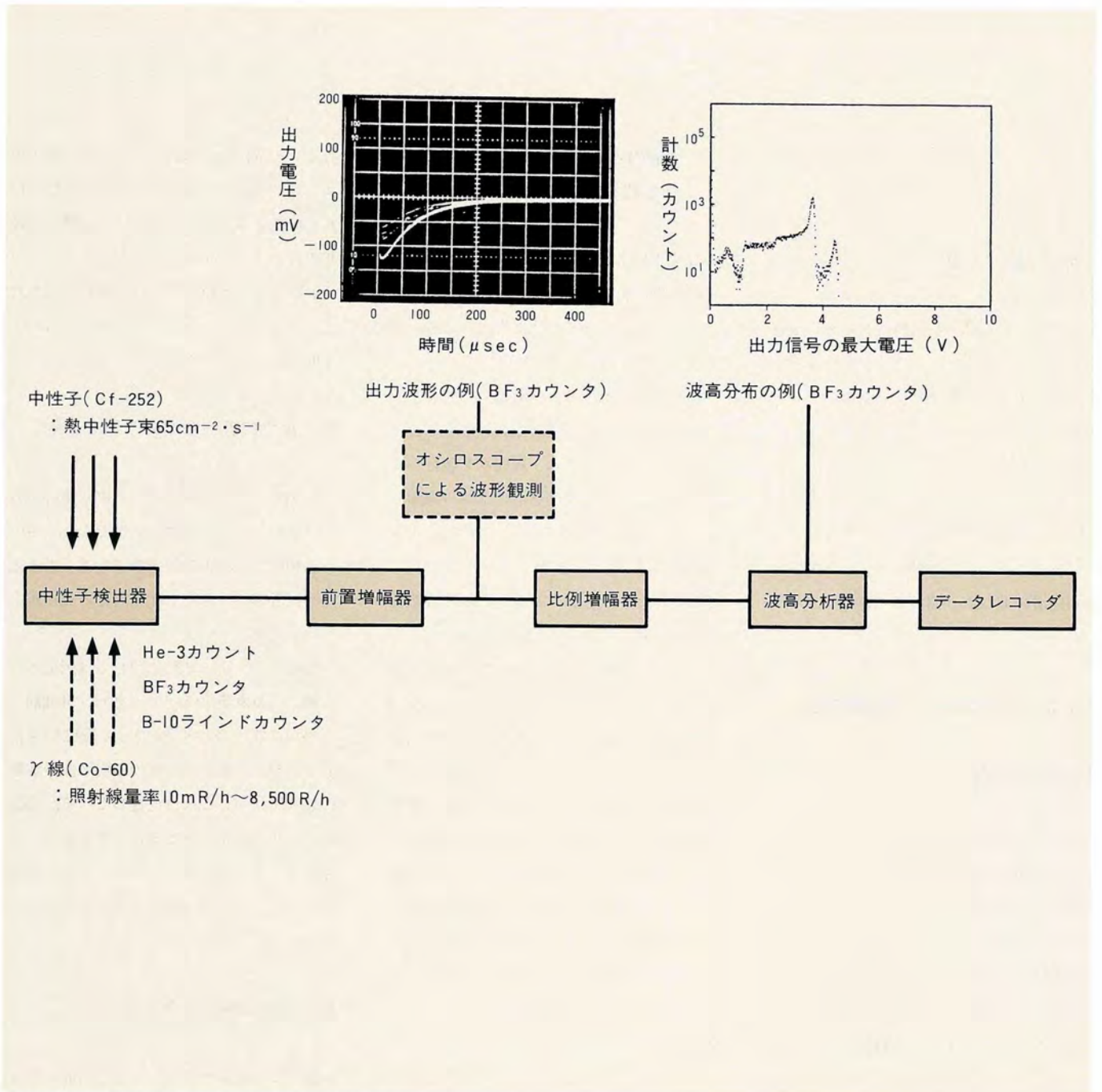


図2-3-6 中性子計測システムの試験の概念図

2-4 原子燃料サイクル諸施設建設のための環境への影響評価

2-4-1 総 説

青森県六ヶ所村に原子燃料サイクル諸施設を建設するためには、立地および環境調査の技術データを整えたり、海洋や大気への環境影響評価を行うなどの調査・検討が必要である。

当所は、これまでに培った水力・火力・原子力発電所の立地調査や環境影響評価などの経験に基づき、原燃サイクル施設の建設が円滑に進むよう協力している。

2-4-2 海洋環境への影響評価

I. 研究の概要

当所は、再処理施設建設の支援の一環として、海域での放射性排液の拡散予測手法の開発を、1984年より3ヵ年計画で実施してきた。これと並行して、科学技術庁より排液拡散予測手法の調査研究を受託し実施してきた。以下に、これらの研究を通じて開発した排液拡散モデルの概要を紹介する。表2-4-1に当所開発の拡散モデルと既存モデルで考慮されている現象の比較を示す。

II. 排液のふるまいと拡散モデルの基本的な考え方

放流管によって沖合海域へ導かれた排液は、初期希釈効果を確保するために鉛直上向きノズルによって高速で噴出される。図2-4-1に排液拡散過程の模式図を示す。まず、海域に放出された排液は、周囲海水と密度差を有する噴流状の流れの形態をとるためブルームと呼ばれ、周囲水を連行して混合希釈し、排液濃度を下げながら海面へ向かう。その際、海域の流れや水温成層（水深方向に明瞭な水温分布が形成された状態）の影響を受けてブルームの混合希釈過程は三次元的なふるまいを示す。

つぎに、海面に達した後（水温成層があると海面に到達しない）の排液は、沿岸流による移流と乱れによる拡散によって主に平面状に拡散するとともに、放射性物質が浮遊物質に吸着して、それが沈殿して海底土へ移行する作用も生じる。これらの現象を統一的なモデルで表現することは実用的な面から困難を伴うため、評価は便宜的に主に放水条件に支配される放水口近傍領域（ブルーム拡散領域）と主に海象条件に支配される遠方領域（海洋拡散領域）とに分けて考える。

当所が開発したモデルは、過去の温排水拡散予測手法で確立した数値モデルを活用

して、放水口近傍領域を三次元平均値モデル、遠方領域を平面二次元モデルで取り扱うものである。ただし、近域と遠域を接続するために、仮想放水口概念を用いている。これらの数値モデルは、現在開発されているモデルの中でもっとも高度化した実用的なモデルといえる。

III. 放水口近傍領域の予測モデル

予測モデルは実験結果との比較検討に裏付けされた三次元数値モデルでそこで用いる渦動粘性、渦動拡散係数はブルームの流速や拡散幅から算定できる既存の関係式を用いて設定している。

排液ブルームの挙動に関しては想定される種々の海象条件（静水・流水域、非成層・成層場の組み合わせ）に対して幅広い系統的な実験を実施し、排液の希釈特性や拡散形態などについてほぼ把握している。上記数値モデルによる濃度分布予測結果は、実験結果と良好な一致を示し、モデルの検証が実証されている。その一例を図2-4-2に示す。

IV. 遠方領域の予測モデル

仮想放水口は排液ブルームが海面に到達した位置に設置し、幅、厚みおよび濃度分

表2-4-1 現象面から見た当所開発モデルと既存拡散予測モデルの比較

モデル名	モデルの種類	核種の海洋中での移流・拡散・移動					堆積層中での核種拡散・移動							
		周囲流	移流	拡散	崩壊	浮遊懸濁物との相互作用	底質の輸送	堆積底質からの再溶出	生物攪拌	底質中拡散	底質中崩壊	底質中吸/脱	永久埋没	底質中での化学的变化
Maul	C		○	○	○					○				
Mark I/II	C		○	○	?	○								
NEA モデル	C		○	○	○	○		○	○				○	
FETRA	2	○	○	○	○	○	○	○					○	
FLESCOT	3	○	○	○	○	○	○	○					○	
福井県モデル (海底土中モデル)	海水-2													
	海底土-3	○	○	○	○	○			○	○	○	○		
IAEA (GESAMP)	近-3			○	○	○		○						
	遠-1		○	○	○	○		○						
電中研	近-3	○	○	○		○								
	遠-2	○	○	○	○	○			○	○	○		○	

注) C : コンパートメントモデル 2 : 2次元モデル 3 : 3次元モデル ? : 不明

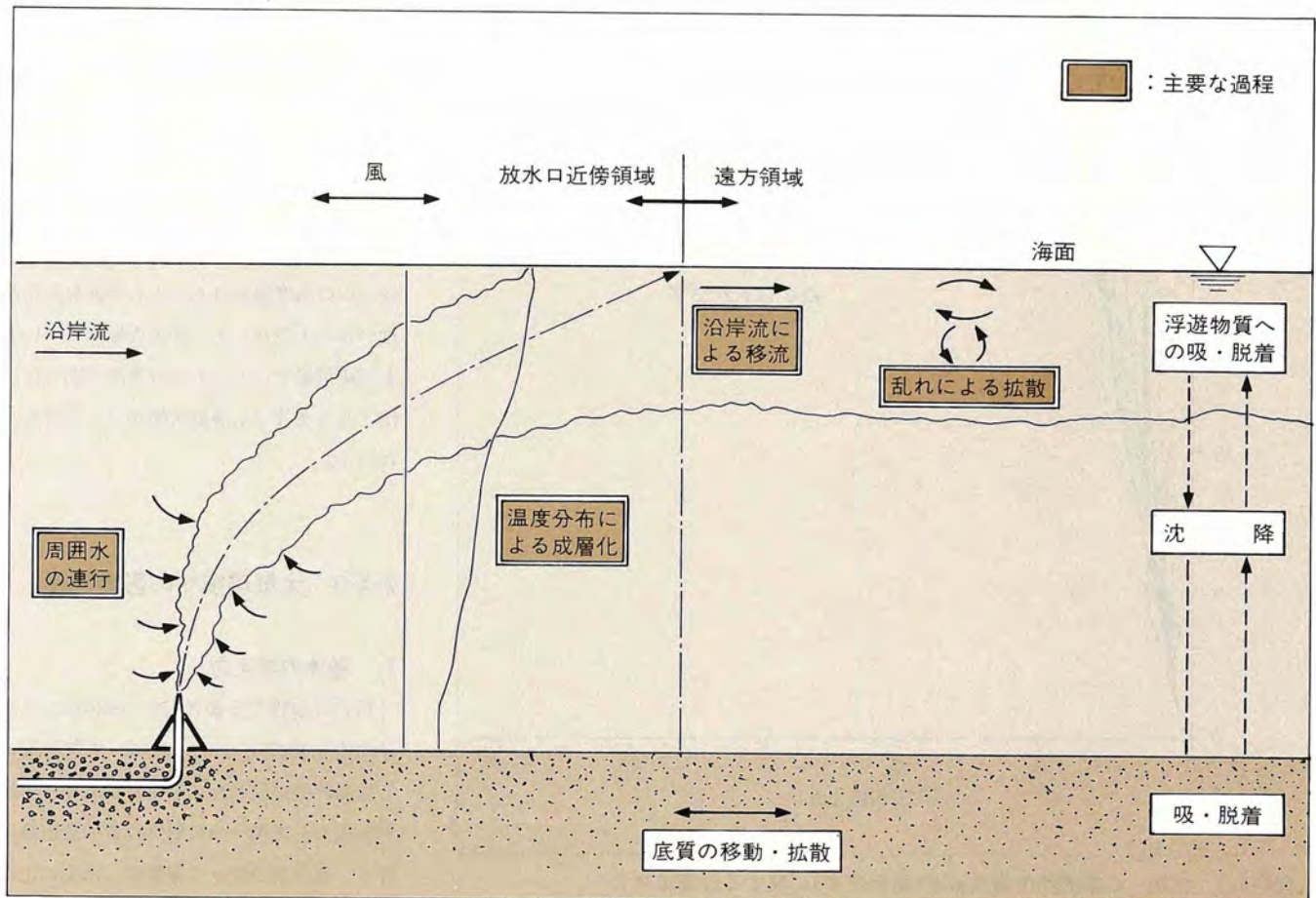


図2-4-1 排液拡散のメカニズム

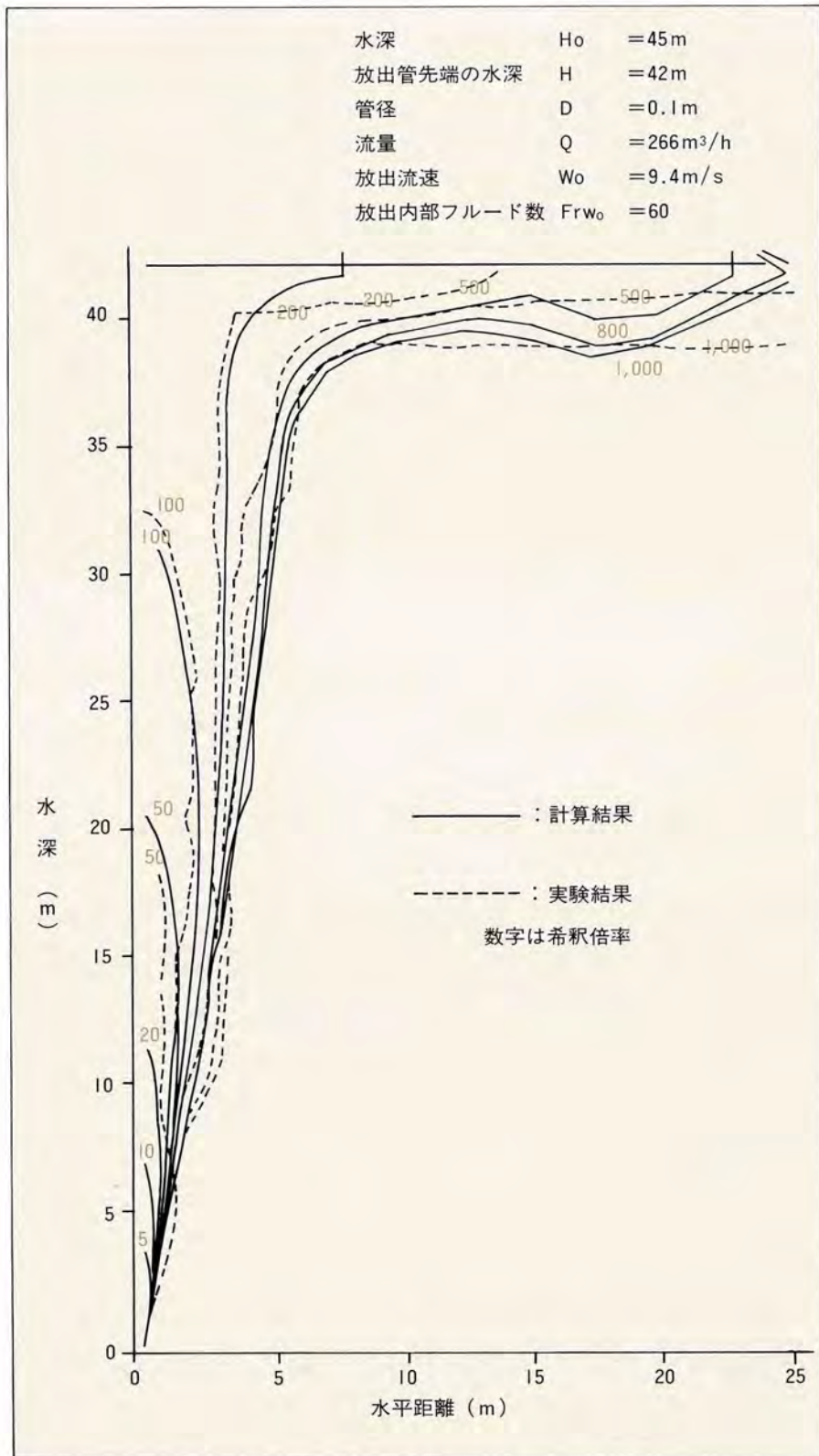


図2-4-2 プルーム縦断面の濃度分布(希釈倍率)に関する計算結果と実験結果の比較(静水・非成層)

布は近傍領域の計算結果から決定する。平面二次元モデルの基礎方程式は、鉛直方向に積分した流れの運動方程式と連続式、および放射性物質の拡散方程式から構成されている。拡散方程式に含まれる拡散係数は、海洋拡散で一般で認められている拡散幅の4/3乗則に比例する関係を用いている。また、核種のスクャベンジング効果(核種が浮遊物質や底質に吸着され除去される効果)も既存モデルを導入してモデルの充実化を図った。

本モデルの適用に当たっては、まず、対象地点の流動観測データに基づいて流れをモデル化することが必要である。一般に、流動成分には潮汐流、海流および吹送流等が含まれているが、本モデルでは流動の起因はともかく現地流況をパターン化して模擬する立場をとっている。さらに、そのパターン化のためにはそれらの頻度分布を少なくとも1年程度の観測結果から把握しておくことが必要である。最終的な濃度分布予測においてはとり得る流動パターンの濃度分布をその頻度で加重平均して求める方法をとっている。さらに、本モデルは、仮想放水口の濃度設定はもっとも単純な平均濃度分布で十分なこと、密度成層場についても予測可能なこと、および排液が間欠に放出される条件でも評価可能なことを明らかにした。

2-4-3 大気環境への影響評価

1. 基本的考え方

『再処理施設安全審査指針(1986年2月原子力安全委員会)』によれば、平常時被ばく線量評価の目的を「平常時における再処理施設から環境への放射性物質の放出等に伴う一般公衆の被ばく線量が、法令に定める許容被ばく線量を超えないことはもとよ

り、合理的に達成できる限り低いことを設計、及び運転の基本方針、並びに立地条件との関連において評価すること』としている。また、排気中の放射性物質による被ばく線量の計算に当たっては、『「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(1882年1月 原子力安全委員会)』を適用し、「発電

用軽水炉型原子力施設の安全審査における一般公衆の被ばく線量評価について』を参考とするとともに、適切な解析モデル、及びパラメータの値を用いること』となっている。このとき、留意すべき点として挙げられている項目のうち、「再処理施設固有の長寿命核種の長期蓄積」及び「降水によ

る大気中放射性物質の洗浄沈着」が、軽水炉の項目に追加されている。

2. 建設地点の概要

再処理施設建設地点の周辺は、北側約8 kmに吹越鳥帽子山(海拔508 m)があり南側はほぼ平坦地である。また、東側は約6 kmで太平洋、西側は約9 kmで陸奥湾であり、それぞれの海岸線の向きは、ほぼ南北である。

青森県は、日本海側東北・北海道型の気象区に属し、降水量は年間約1,000~1,400 mm、気温の年平均は約10℃である。太平洋側においては春から夏にかけてオホーツク海高気圧から吹き出す、当地で「やませ」と呼ばれる寒冷な風が吹く。

建設地点においては、地上高10 mと、排気筒と同一海拔高度の地上高148 mの気象観測塔、及び露場において気象観測が行われている(図2-4-3)。それによると、建設地点の気象特性は次のとおりである。

- ① 地上高10 m、及び148 mとも、西及び東寄りの風が多く、2 高度の年平均風速は、それぞれ約5 m/s と約9 m/s である。また、静穏状態の出現率は低く、継続時間も極めて短い。
- ② 大気安定度は中立の出現が多い。
- ③ 雨量は年間約1,000 mmで、夏に多い。

3. 大気拡散評価

地上高150 mの主排気筒から放出される放射性物質による敷地周辺への影響は、放出源の有効高さを用いた大気拡散計算に基づいて行われる。放出源の有効高さは、通常2,000分の1程度の建屋や敷地周辺地形の模型を用いた風洞実験により求められるが、敷地周辺は比較的平坦なため、風向により有効高さが著しく異なることはないと考えられている。

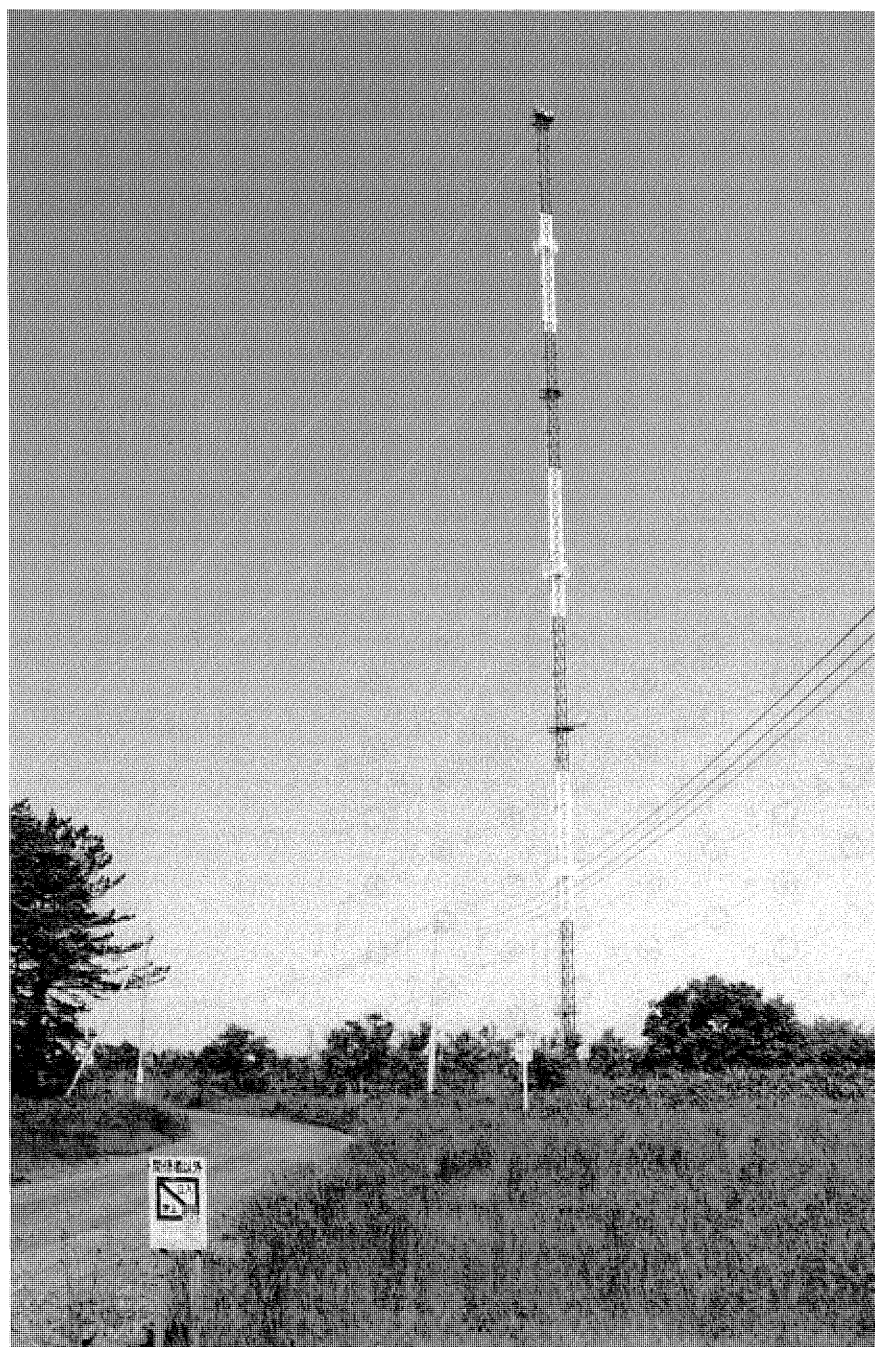


図2-4-3 気象観測塔(地上高148m)

4. 長寿命核種の長期蓄積

再処理施設から放出される放射性物質の量は、国の厳しい審査に基づいて極めて低く管理される。過去30年間に行われた大気圏内核実験により放出された人工放射能をトレーサとした敷地周辺の土壌や水域への蓄積量調査でも特定の場所に蓄積される傾向は表れていない。

5. 降水による放射性物質の洗浄沈着

大気中のガス状・粒子状物質が降水によって大気中から除去される現象を洗浄沈着という。一般に洗浄沈着量は物質の大気中濃度と、物質及び降雨強度によって定まる

洗浄係数の積から求められる。

当該地域で「やませ」が吹くときは多くの場合、濃霧が発生し、さらに、しばしば降水も観測される。このような当該地区に特有な大気条件の中に放出されるガス状・粒子状の放射性物質は、霧滴や雨滴に取り込まれ、さらに雨滴が落下するとき霧滴を洗浄する。この他、ガス状・粒子状のまま、あるいは霧滴が直接、地表面に沈着する(図2-4-4)。当所はこれまで不明であった霧による放射性物質の取り込みを定量化し、放射性物質の大気からの除去機構をモデル化した。さらに、これにより、放射性物質の霧中拡散・沈着モデルを構築し、霧

の影響についての評価を行った。

2-4-4 今後の研究展望

当所では、原子燃料サイクル施設建設のためのサイトの地質・地下水の調査・評価への協力、施設からの排気や排液の大気や海洋への影響評価手法の開発と評価のための調査への協力を実施してきた。今後は、これらの協力を継続すると共に広域に及ぶ海洋拡散手法の開発等手法の高度化を実施する予定である。

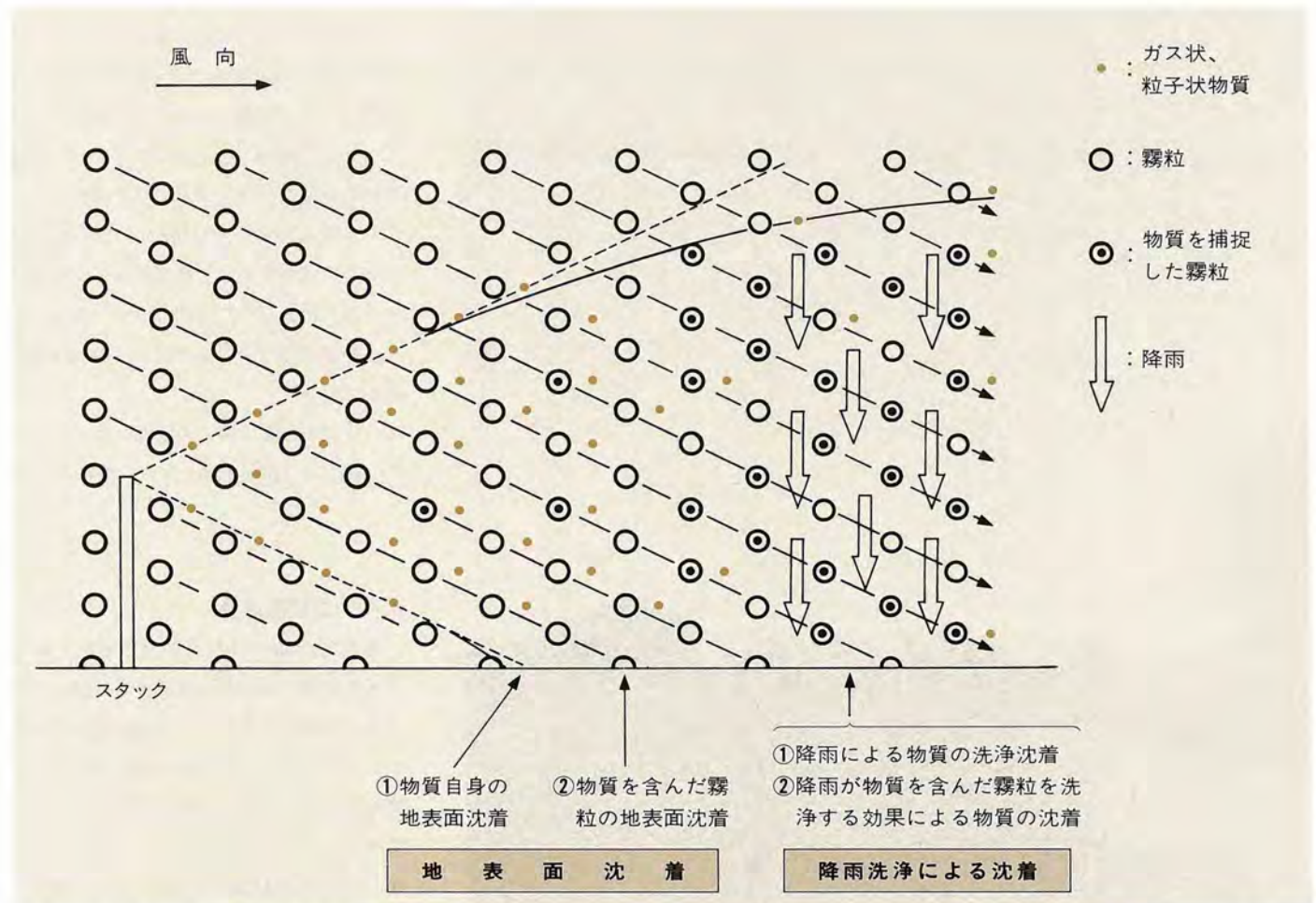
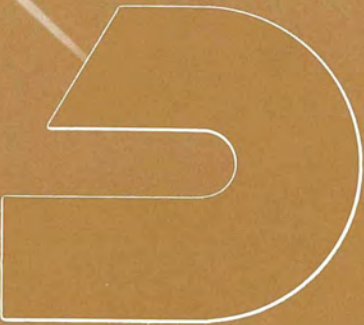


図2-4-4 霧が存在する場合の物質の拡散・沈着挙動の模式図。霧が無い場合の拡散状態(破線)が、物質を捕捉した霧粒の重力沈降に伴って変化(太い実線)する

第  章

**使用済燃料の貯蔵の
ための技術開発**



第3章 使用済燃料の貯蔵のための技術開発 ● 目次

原燃サイクルプロジェクトチーム 総括リーダー 福田佐登志
原燃サイクルプロジェクトチーム 主任研究員 三枝 利有
経済研究所 経済部 エネルギー研究室長 山地 憲治

3-1 使用済燃料の貯蔵のための技術開発.....	41
---------------------------	----

3-1 使用済燃料の貯蔵のための技術開発

3-1-1 総 説

1987年6月、原子力委員会より公表された「原子力開発利用長期計画」では、原燃サイクルに関する方針のひとつとして、「使用済燃料は国内で再処理することを原則とするが、国内における再処理能力を上回る使用済燃料については、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理する」として、使用済燃料の貯蔵のオプションを初めて示した。従来は、「発電」から「再処理」へ直ちに、使用済燃料の全量が流れていたが、将来は、その流れの中間に「貯蔵」が入った原燃サイクルもありうることになる。

近い将来、電気事業においても、貯蔵プールにも限界があることから、貯蔵対策を講ずる必要があり、その技術開発が重要な課題になりつつある。

当所における使用済燃料の貯蔵に関する研究は、カーター政権当時の米国の核不拡散政策に、わが国も理解を示すとの観点からの、いわゆる「太平洋ベースン使用済燃料貯蔵研究」に端を発する。その後、当所は将来、国内で使用済燃料を中間的に貯蔵することが原燃サイクルに柔軟性を与えると予測し、使用済燃料貯蔵に関する本格的な研究に着手した。

3-1-2 使用済燃料の貯蔵の長期展望

エネルギー源としての原子力の技術的特

徴は、エネルギー生産と同時に燃料自身の再生産を行うことである。燃焼がある程度進むと、原子炉内で連鎖反応を維持できなくなるので、原子炉内の燃料をすべて燃焼し尽くすことは、不可能であり、再生産された燃料のみならず装荷した燃料も、かなりの割合は使用済燃料中に残されざるをえない。使用済燃料を再処理して、燃え残りのウランとプルトニウムを回収し再利用するという燃料サイクルの確立が原子力技術の重要な課題になっているのはこのためである。燃料サイクルを確立して高速増殖炉(FBR)によるプルトニウムの完全利用を実現すれば、理論的には現在の軽水炉の100倍以上のウラン資源利用効率を達成できる。

軽水炉の使用済燃料の再処理によって回収されるプルトニウムは、軽水炉自身でのブルサーマルや2030年代に実用化が期待されているFBRの燃料として利用されることになる。実用FBRの導入時期が遅れる場合には、プルトニウムの本格的需要が先送りになるので再処理計画を調整する必要がある。しかし一方、軽水炉の運転によって使用済燃料は発生し続けるので、再処理容量が不足すれば、使用済燃料の一部は中間貯蔵しなければならなくなる。

このように原燃サイクルにおいては、プルトニウムの需給を介して数十年間もの長期の時間範囲にわたる技術選択が相互に連動する。当所は、独自の原燃サイクルモデルを開発して原燃サイクルの長期展望を行い、長期的に望ましい原子力技術の在り方

を検討している。

当所が開発中の原燃サイクルモデルには、最適化モデルとシミュレーションモデルの2種類がある。燃料サイクル最適化モデルは、図3-1-1のような構成であり、21世紀半ばまでの長期間にわたって発生する種々の費用の現在価値換算総額を評価基準として、原子炉炉型構成と燃料サイクル構成を最適化する。このモデルはFBR実用化条件の解析など様々な原子力技術の評価に適用できるが、そのうちの重要な結論の一つとして、最適な再処理計画はプルトニウムの需要に対応したものであり、原子炉内でのプルトニウム生産とプルトニウム需要のタイミングの調整は使用済燃料の中間貯蔵によって行うのが経済的であるとの結果を得ている。

一方、燃料サイクルシミュレーションモデルは、原子炉ひとつひとつに着目して、より詳細に使用済燃料の動きを模擬することができる。このモデルは、最適化モデルから得られる再処理計画等を前提として、使用済燃料中間貯蔵の必要性の検討に適用されている。解析の結果、図3-1-2に示すように我が国全体としてみても21世紀初頭には中間貯蔵の必要性が発生すると見られる。

3-1-3 使用済燃料の各種貯蔵方式の評価

使用済燃料の貯蔵技術と言っても、湿式、

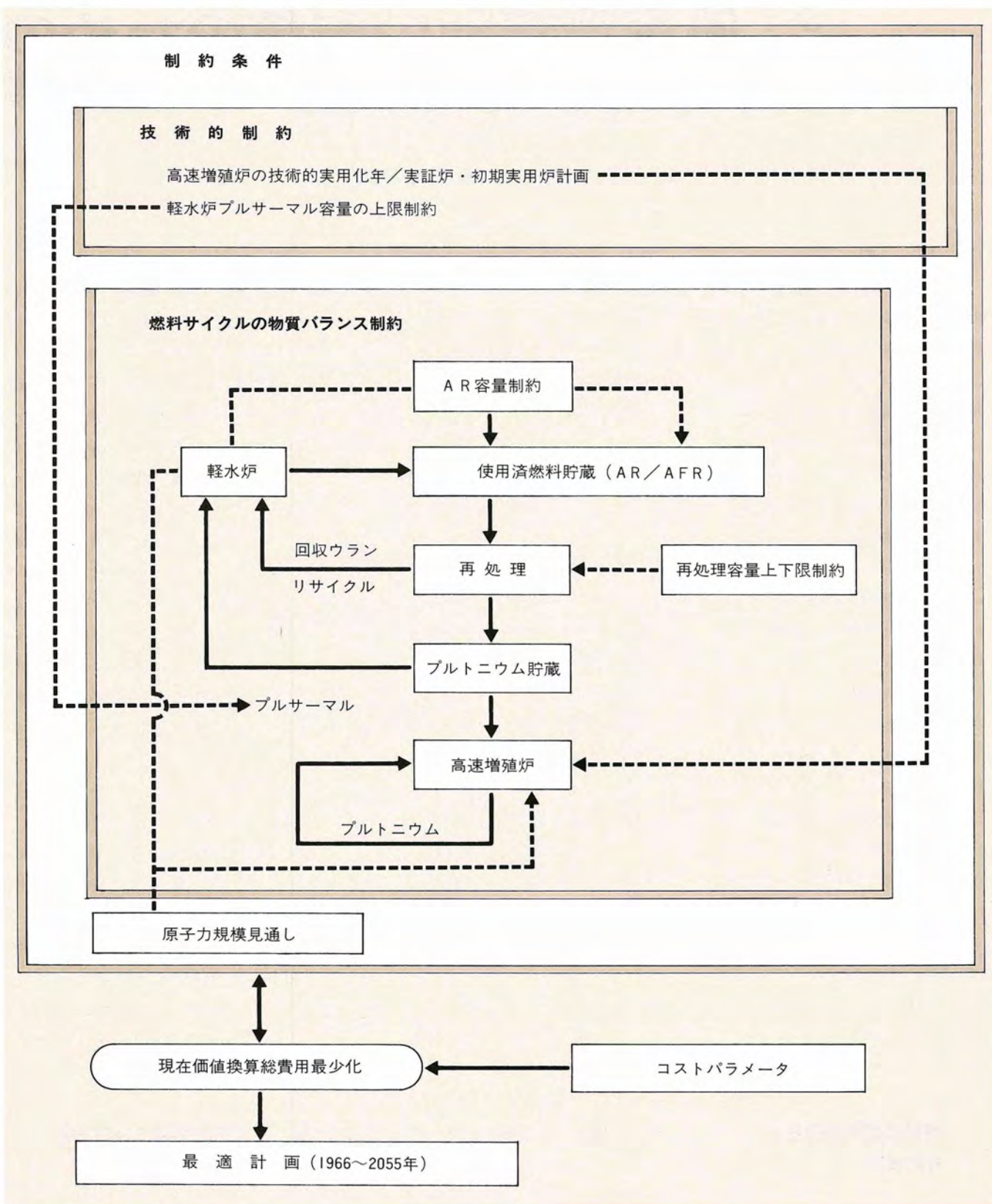


図3-1-1 最適化型燃料サイクルモデルの概要図

試算の条件

		2030年の 原子力規模(万kW)	
		10,700	15,000
2030年の FBR (万kW)	0	④	③
	700	/	①
	2,000		②

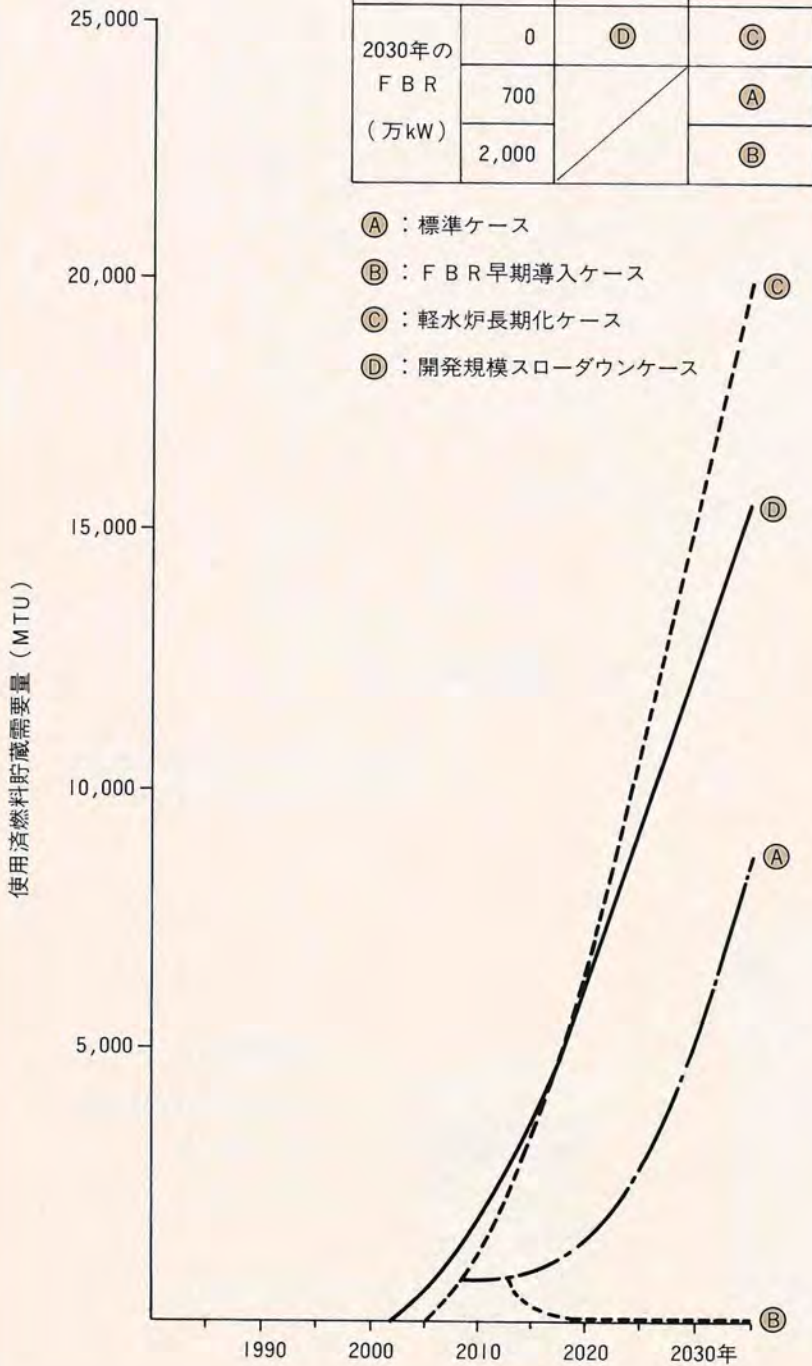


図3-1-2 使用済燃料貯蔵需要量の試算例

乾式とがあり、更に乾式には各種の方式がある。これら各種方式は、各々特徴があり、貯蔵容量や立地条件等に応じて適用することになる。

I. 各種貯蔵方式の概念

使用済燃料を中間貯蔵するいろいろな方式について、まず予備的な比較・検討を行った。その結果、①500トン程度の使用済燃料を原子力発電所の敷地内に貯蔵すると仮定した場合には、プール貯蔵方式および使用済燃料の輸送に使われるのと同様の容器によるキャスク貯蔵方式と呼ばれる貯蔵を、また、②いくつもの原子炉から集めた3,000トン程度の大量の使用済燃料を原子力発電所の敷地外に集中的に貯蔵する場合には、プール貯蔵方式、キャスク貯蔵方式およびボルト貯蔵方式と呼ばれる鉄筋コンクリート造りの施設への貯蔵を、それぞれ一次的に選定した。

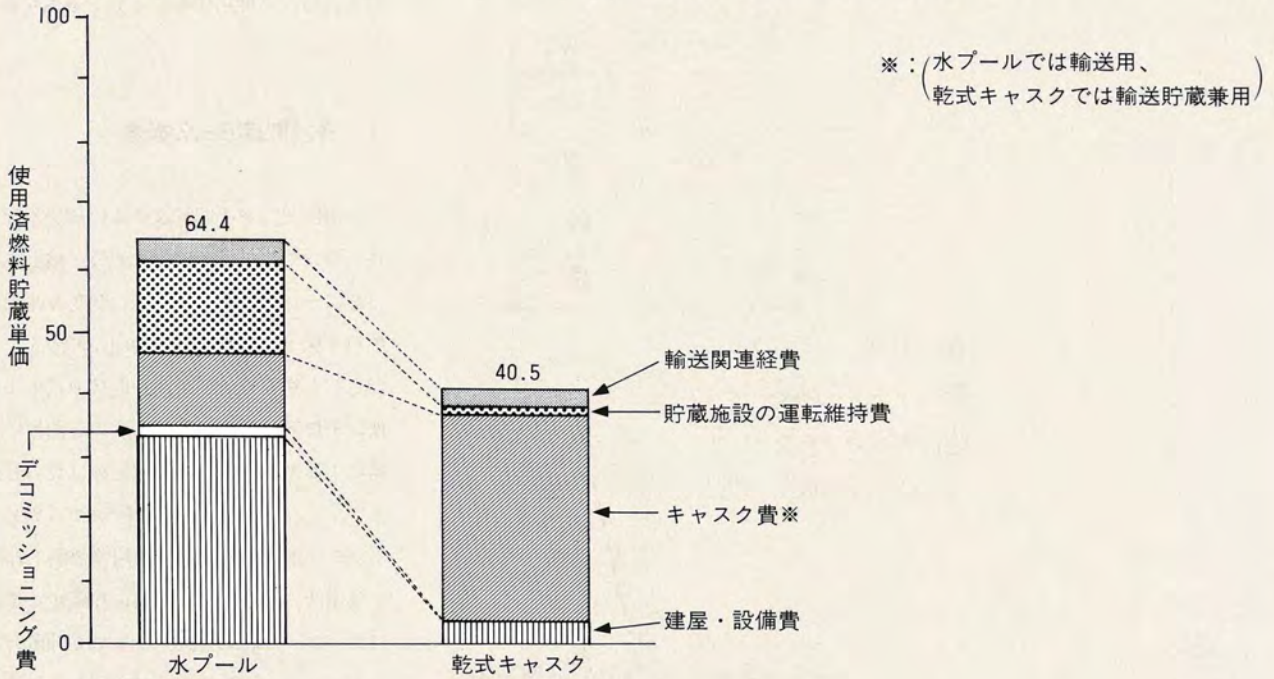
II. 各種貯蔵方式の経済性評価

上記I項で予備的に選定されたプール、キャスク、ボルトの各貯蔵方式について、発電所敷地内で500トン貯蔵する場合と発電所敷地外で3,000トン貯蔵する場合の経済性比較を行った。ここでいう経済性とは、使用済燃料を貯蔵施設へ搬入した時点で貯蔵料金を一括前払いするという前提で算定した貯蔵単価(使用済燃料1kg当りの貯蔵費用)を指標として相互に比較・評価するものである。

図3-1-3は、貯蔵方式の経済性比較の例である。このような結果から、①500トン程度を原子力発電所敷地内に貯蔵する場合には、キャスク貯蔵方式、②3,000トン程度を原子力発電所敷地外に貯蔵する場合には、ボルト貯蔵方式が、それぞれ経済的

[千円(1985年価格)/kgU]

(a) 500トン、敷地内貯蔵する場合



[千円(1985年価格)/kgU]

(b) 3000トン、敷地外貯蔵する場合

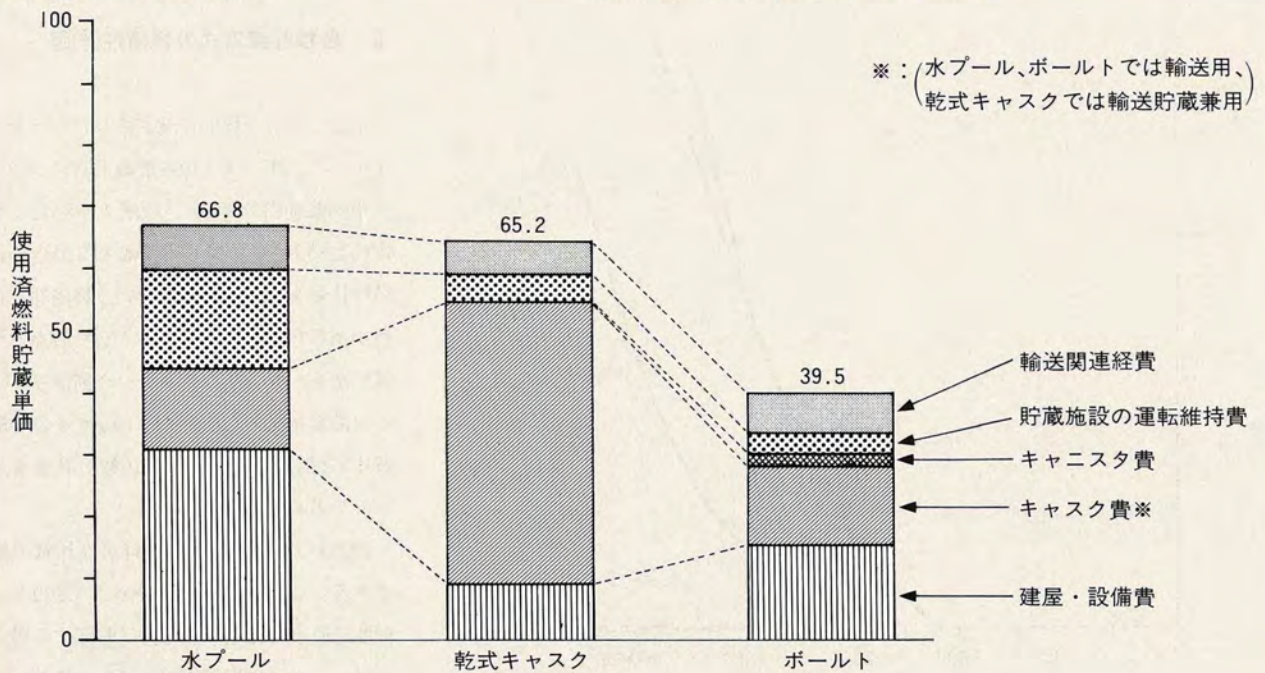


図3-1-3 貯蔵技術の経済性比較の例

なことを明らかにした。

Ⅲ. キャスク貯蔵方式の健全性評価

前述の予備的評価で、我が国の原子力発電所の敷地内で500トン程度の使用済燃料を貯蔵する場合には、図3-1-4に示したようなキャスク貯蔵方式が適していることを述べた。本方式を、我が国で実用化の際に検討しておかねばならない健全性について次に述べる。

使用済燃料貯蔵・輸送兼用キャスクは、輸送に用いる場合には、IAEA 輸送規則に基づくB型に分類され、事故時試験条件の9 m高さからの落下時の衝撃力に対しても十分、強固な構造を有する設計が行われている。

従って、貯蔵用キャスクは必然的に、輸送規則に定められた強度の他、しゃへい性能、密封性能等の技術基準を満たす機能を有する。従って、このキャスクを貯蔵する建屋の条件としては、雨・日よけ程度の役割が、また、サイトの条件によっては追加的なしゃへいの役割が求められると考えられる。従って貯蔵建屋は地震に対し、他の原子力施設に比較して簡易な構造にした。

そこで、地震時による貯蔵建屋の倒壊を想定して次のケースの検討を行った。

- ①キャスク上に重量物が落下したケース
- ②キャスクが倒壊物で埋没したケース

その結果、①については、図3-1-4に示したような貯蔵建屋が地震により倒壊し、キャスク上に天井や壁などの重量物が落下しても、落下物の持つ落下エネルギーは、輸送キャスクが9 m落下試験時に受ける衝撃エネルギーよりも小さく、また、キャスクは健全性を維持することが動的解析によってもわかった。

②については、キャスクがコンクリート等の瓦礫に埋もれ、キャスクの冷却機能が

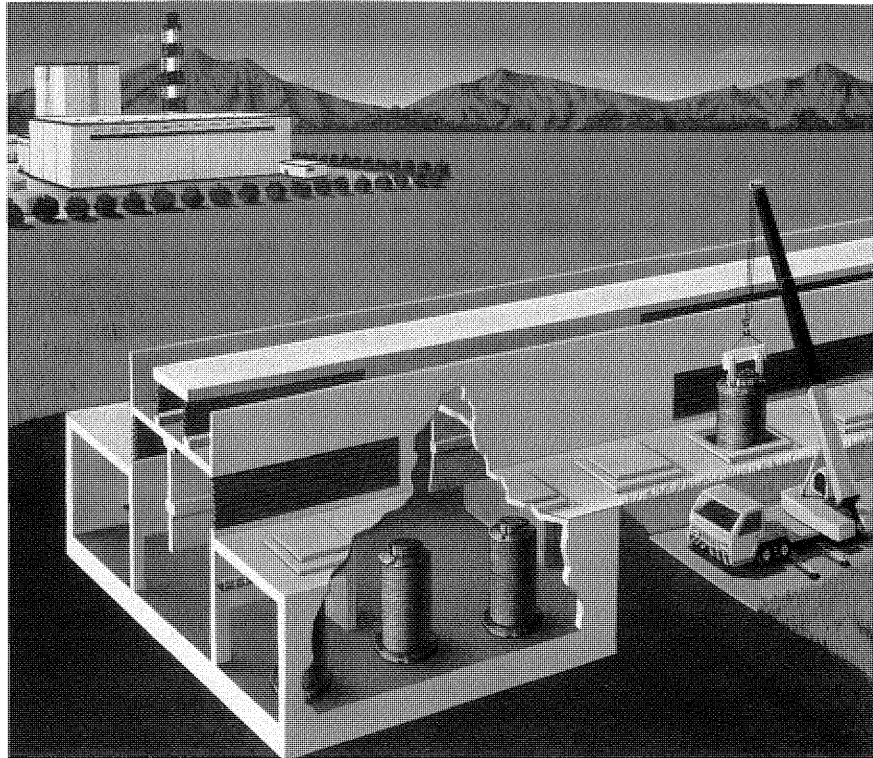


図3-1-4 敷地内キャスク貯蔵法の一例

低下する場合を想定し、キャスク内に収納した使用済燃料の温度が上昇した場合の健全性に及ぼす影響について評価した。

使用済燃料を収納したキャスクの建屋倒壊による冷却性能への影響については、キャスク各部および使用済燃料棒の温度が時間とともに上昇するが、キャスク胴部のガンマ線しゃへい材（鉛等）や燃料棒などに影響を与える前にキャスクを復旧する余裕があることがわかった（図3-1-5）。

キャスクの地震による転倒については、考える最大の水平加速度によっても、キャスクは転倒しないことが明らかにされている。

3-1-4 キャスク貯蔵技術に関する試験研究

キャスク貯蔵方式は、500トン程度の比較的小容量の使用済燃料を敷地内で貯蔵す

るのに経済的であるのに加えて、本質的にモジュール方式であること、および輸送と貯蔵の兼用容器を用いること等から、投資のリスクが小さく、原燃サイクルの弾力的な運用に極めて柔軟に対応できることが利点である。このような観点から、キャスク貯蔵方式の実用化に向けた以下の試験・研究を行っている。

- ① 鋳鉄キャスクの実用化
- ② 貯蔵中における使用済燃料被覆管の長期健全性
- ③ キャスクの長期密封性

I. 鋳鉄キャスクの実用化

キャスク貯蔵方式に用いられるキャスクには、前述のように鋳鉄製、ステンレス鋼製、鍛造炭素鋼製の3種類があるが、とくに鋳鉄製キャスクには次のようなメリットが考えられる。

- ① 日本には優れた鑄造技術がある。
- ② 鑄鉄は、短時間の鑄込みにより、最終製品に近い形の鑄造体が得られ、加工も容易であり、比較的自由的な設計のキャスクが製造可能である。
- ③ ②と同様の理由で、製造工期が比較的短い。
- ④ 他材料製キャスクとのコスト比較は開発段階であるため現在は明らかではないが少なくとも、競争の原理により、他材料製キャスクの価格を引き下げる効果がある。海外においては、経済的にすぐれているとの報告がある。
- ⑤ 日本のすぐれた技術により、鑄鉄製キャスクの技術開発を進めることは、日本のみならず、海外諸国に対しても、すぐれた

キャスクの供給等において、貢献できる。

1. 鑄鉄キャスクの課題

鑄鉄で作られた容器(キャスク)による使用済燃料の輸送と貯蔵は、西独において世界で初めて実用化(許認可)された。許認可に際しては、実物の鑄鉄キャスクをマイナス40°Cの条件で9mの高さから落下試験を実施するなどして、鑄鉄キャスクの健全性を実証している。

一方、米国においては、鑄鉄の低温脆性に対する懸念から、鑄鉄キャスクは貯蔵用としてのみ許認可され、輸送用としての許認可はいまだ与えられていない。すなわち、米国では、鑄鉄キャスク内部には鑄造欠陥が存在する懸念があるとして、非破壊検査

によって検出できる最小寸法の欠陥を、人工的に鑄鉄キャスクに入れ、極低温状態で落下試験を行うことが安全審査で要求されており、そのための試験計画が現在、検討されている。

当所では、このような欧米の情勢を十分に踏まえ、鑄鉄の力学特性等の材料データを総合的に整備し、脆性破壊に対する鑄鉄キャスクの健全性を科学的に立証する研究を行っている。なお、本研究は、1986年から原子力施設等安全研究(原子力安全委員会)の一課題としても位置づけられている。

2. 鑄鉄キャスク品質保証(QA)研究会

当所では、上記、鑄鉄キャスクに関する研究を効率的に実施するために、大学、国立研究機関、電気事業、メーカーなどの学識経験者、のべ100名で構成される「鑄鉄キャスク品質保証(QA)研究会」を設置し、活発な研究活動を実施している。

3. ラウンドロビン材料試験

QA研究会では、参加メーカー6社より、鑄造法の異なる6体の実規模厚肉鑄造体の提供を受け、鑄造体各部の物性について、ラウンドロビン材料試験(試験の結果に客観性をもたせるため、同一の材料を複数の機関により試験する方式)を行った。

鑄鉄キャスクは、一般に厚肉方向に強度などの物性のバラツキがあると、言われているが、この様子を実際に試験した結果、6体の物性の分布傾向は、①厚肉の中心部で低く、内・外面で高い分布、②内面が高く、外面が低い分布、③外面が高く、内面が低い分布、の3種類に分類された。

一方、これら物性値を欧米の材料基準値等と比較すると、図3-1-6に示すように、いずれの物性も欧米と同等かそれ以上であり、我が国で製造されたキャスク鑄造体の

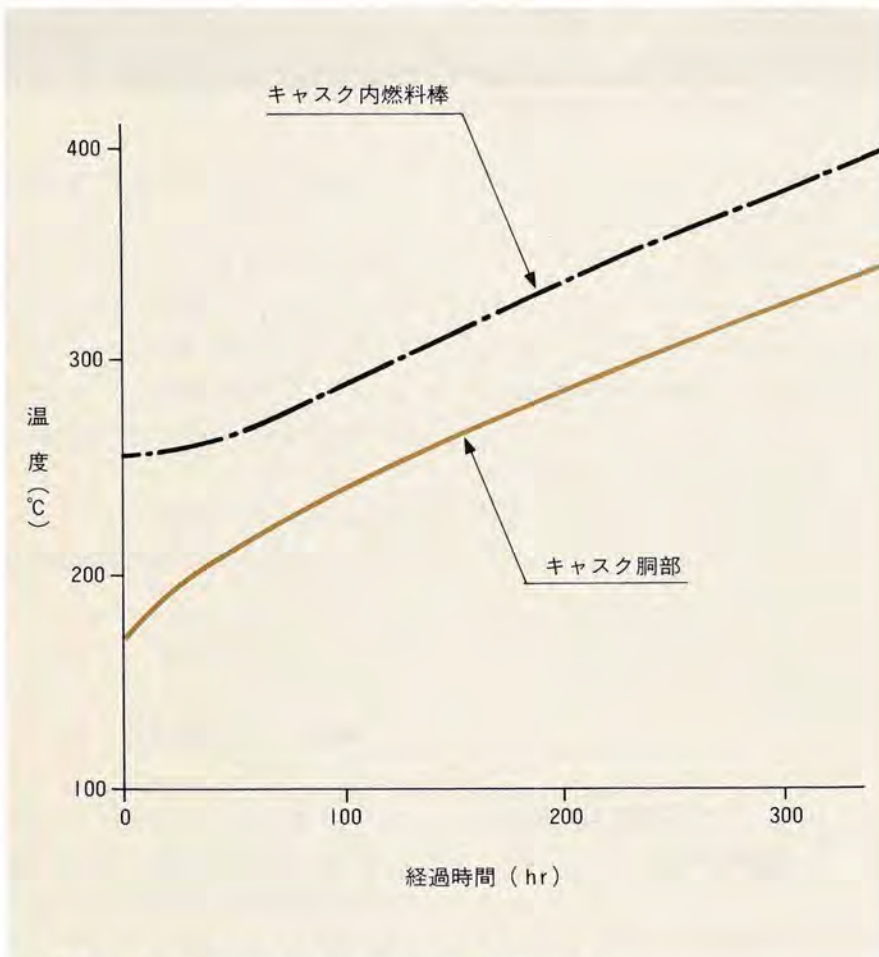


図3-1-5 地震後の経過時間とキャスク内温度の解析例

材料は、国際的水準以上にあることが明らかにされた。

4. 100トン級実規模鑄鉄キャスクの落下試験

キャスク用鑄鉄は球状黒鉛鑄鉄と呼ばれるもので、その名のとおり球状の黒鉛(0.05ミリ程度)が鉄の内部に分散している。こ

のため、延性にすぐれ、低温脆性破壊にも強い抵抗力をもった鑄鉄となっている。

材料の脆性破壊に対する抵抗力は、一般に、破壊靱性値(単位： $\text{kg}/\text{mm}^{3/2}$)と呼ばれる物性で表わす。球状黒鉛鑄鉄の破壊靱性値は一般に温度に大きく依存する。例えば、キャスク鑄造体材料の破壊靱性値はマイナス20度からマイナス100度にかけて、大き

く減少していく。

一方、一般に、鑄造体においては鑄造欠陥の存在を全く否定することができないので、鑄鉄キャスクの場合にも、鑄造欠陥の存在を前提とした脆性破壊評価の考え方が必要となる。

以上のような鑄鉄キャスク特有の性質を踏まえて、当所では脆性破壊評価のため実

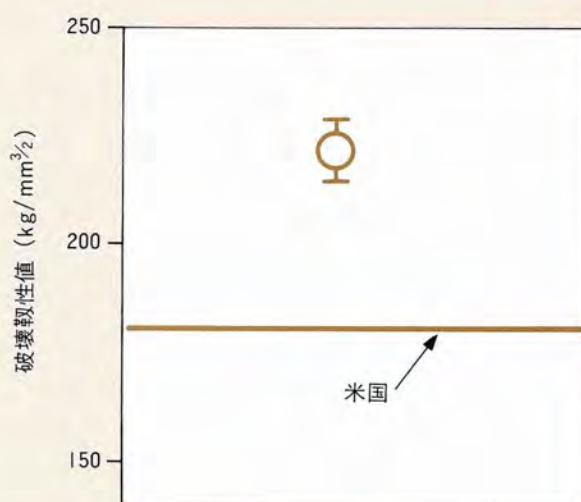
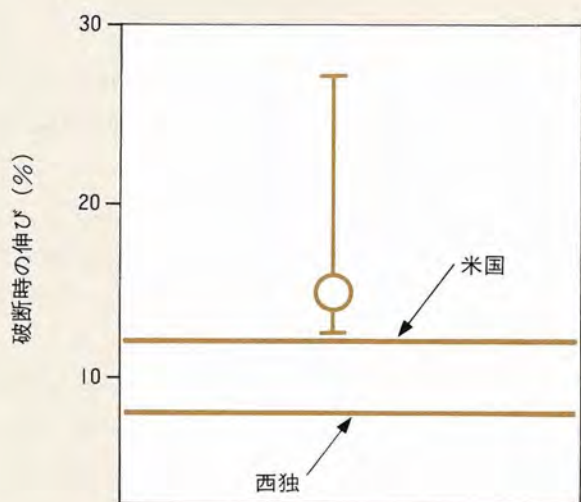
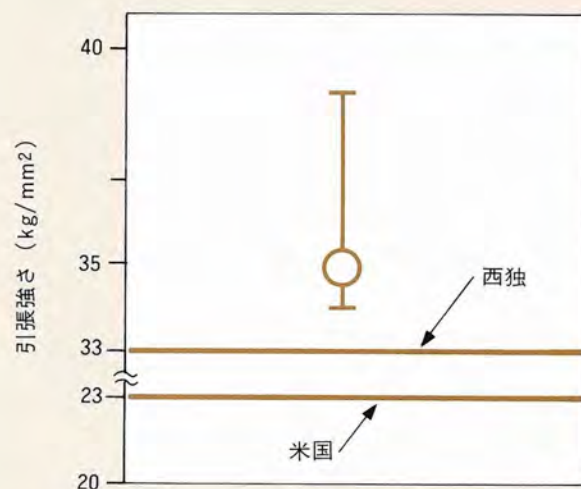
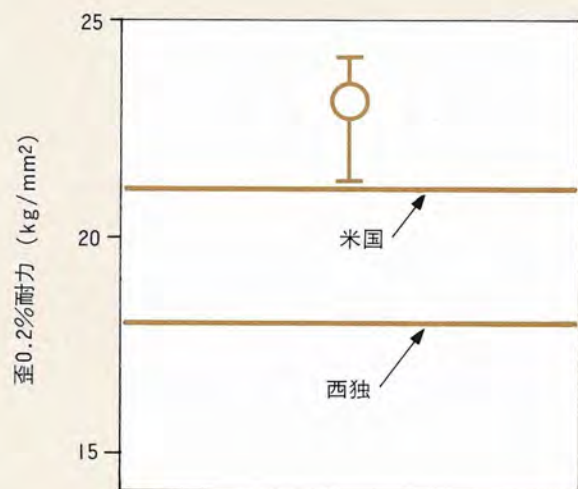


図3-1-6 キャスク用鑄鉄に関する米国、西独の材料基準値とQA研究会での材料試験結果

規模鑄鉄キャスクの落下試験を実施した。

本試験は、①鑄鉄は低温になるとその靱性が低下するため、キャスクを約マイナス40℃に冷却し、②鑄物巣を模擬して、深さ20mm、長さ120mmの鋭い人工欠陥をキャスクの外表面（最大引張応力の発生位置）に入れ（図3-1-7）、③所定の衝撃力を与え、鑄鉄の強度を評価するため、9 mの高さより鉄製の剛盤上に落下させた（図3-1-8）。すなわち、この試験は低温に冷却し、人工欠陥を付した実規模の鑄鉄製キャスクを用いて行った点で、世界で初めての試みであり、従来、小型の試験体あるいは材料試験片では困難であった鑄鉄製キャスクの破壊強度の試験評価を行ったものである。

試験後、表面に付した鋭い欠陥より、更に、き裂が進展した様子もなく、鑄鉄製キャスクが過酷な条件下においても、脆性破壊しないことを検証した。

さらに、9 m落下試験にひき続き、1 m貫通試験も実施し、鑄鉄製キャスクの脆性破壊に対する健全性を確認した。

II. 貯蔵中における使用済燃料被覆管の健全性

使用済燃料を長期間(例えば30年間)、キャスク貯蔵する場合、燃料棒が貯蔵期間中にその健全性を維持することが必要である。ところが、燃料棒にとっては、被覆管自身の内圧(PWR型の場合、30気圧以上)と、自身の発熱により、クリープ変形条件下に置かれることになる。

当所では、使用済燃料の貯蔵中に過度のクリープ変形や破損が起こらないような燃料被覆管の許容温度を検討・設定するための試験・研究を実施している。これまでに、未使用の燃料被覆管によるクリープ歪予測式を作成しており、さらに貯蔵中の使用済燃料の崩壊熱の低下によるクリープ変形挙

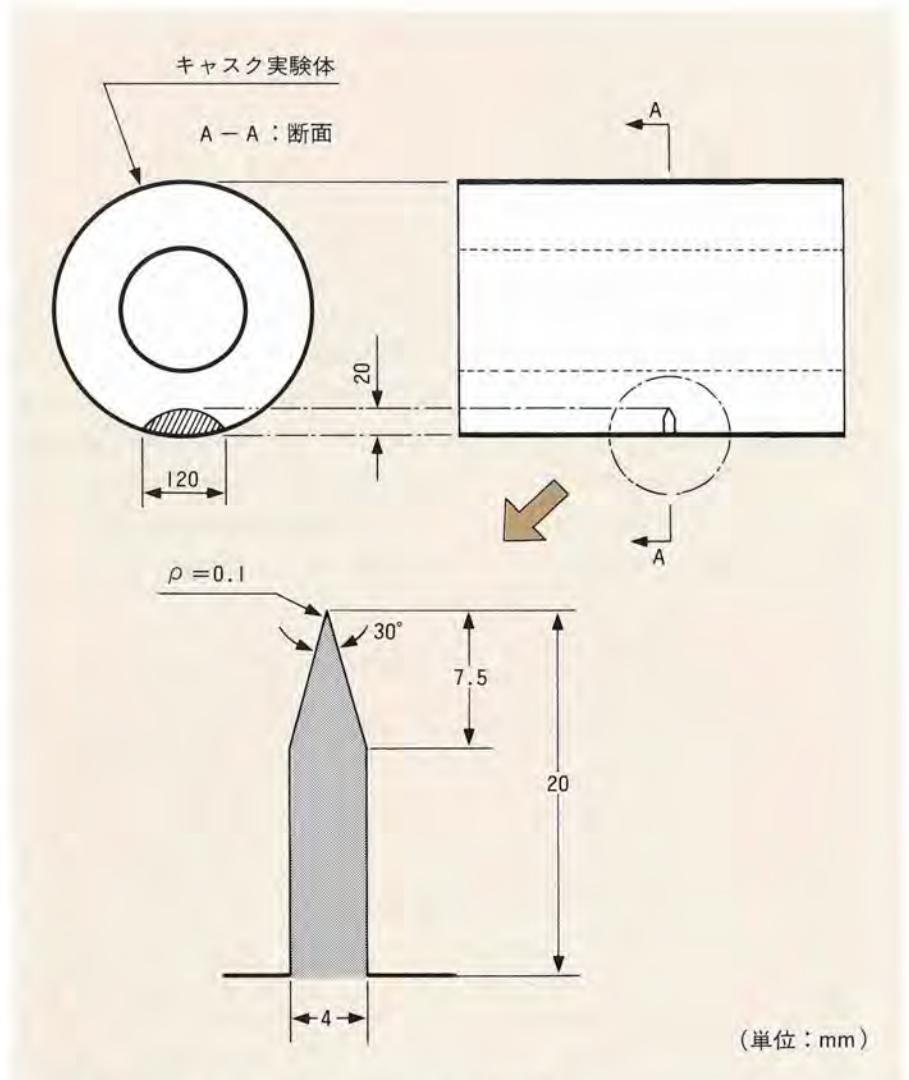


図3-1-7 鑄鉄キャスクに入れた人工欠陥の概念図

動を予測する方法も明らかにしている。現在は、より実際に近い条件をねらって、照射した燃料被覆管のクリープ試験を実施している。

III. キャスクの長期密封性

キャスク貯蔵においては、これまでの輸送キャスクに比べてより長い期間(例えば30年間)、その密封性が要求され、しかもその機能は、放射性物質を閉じこめる上で、極めて重要な役割を果たしている。この密封機能は長期間、維持される必要があることから、金属製のガスケットが使用されるが、我が国においては金属製ガスケットの長期使用実績が無く、またこれを評価する基礎データも十分に整備されていない。

当所では、金属製ガスケットがキャスク

の蓋と本体の間に装着され、ボルト締めされた状態を想定して、金属製ガスケットの弾性復元力の低下と、ボルトによる締めつけ力の緩和現象を把握する試験を実施中である。

3-1-5 使用済燃料を貯蔵する技術の実証試験—日米共同研究—

使用済燃料貯蔵の実際の許認可(安全審査)においては、海外の許認可実績やホット実証試験のデータ等が強い説得力をもつと考えられる。

当所では、米国で現在実施中の実使用済燃料を用いたホット実証試験に参加し、我が国では取得困難なホット試験のデータの入手・分析を図っている。このホット実証試験研究は、米国のEPRI(電力研究所)、エネルギー省および米国電力会社が、1983

表3-1-1 日米共同研究計画の概要（米側：DOE、EPRI、米国電力会社、日本側：電中研）

	フェーズⅠ	フェーズⅡ	フェーズⅢ	フェーズⅣ
	キャスク貯蔵	横型サイロ貯蔵	ロッドコンソリデーション	各種貯蔵技術の高度化
推進機関	バージニア電力	カロライナ電力	バージニア電力	電中研／EPRI
目的	<ol style="list-style-type: none"> 1. 発電所内キャスク貯蔵許認可のためのデータの整備 2. NRC 基準化のための基礎データの整備 3. キャスク設計の合理化 4. 使用済燃料のキャスクへの装荷等、運転訓練 5. 使用済燃料貯蔵の上限温度を得る 6. 解析結果・方法の検証 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 横型サイロ貯蔵の許認可の実証 2. 経済性実証 3. 将来の輸送規則の改訂に影響されない中間貯蔵システムの実証 4. 乾式貯蔵の一般的データを取得し、将来に備える 	<ol style="list-style-type: none"> 1. コンソリデーションの技術的・経済的フィージビリティの実証 2. NRC 許認可のための申請 3. 標準的な解析手法の開発・検証 4. 機器の実証 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 鋳鉄製貯蔵キャスクの輸送の許認可のためのデータ取得 2. 高燃焼度燃料貯蔵技術の開発 3. 長期貯蔵時の耐久性評価 4. ロッドコンソリデーションの経済性向上
主な内容	<ol style="list-style-type: none"> 1. アイダホ国立研究所におけるキャスクの試験 2. バージニア電力における発電所内キャスク貯蔵の許認可取得 3. 発電所内キャスク貯蔵の経済性・運転性実証 	<ol style="list-style-type: none"> 1. カロライナ電力（ロビンソンサイト）における横型サイロ貯蔵の許認可取得 2. 貯蔵キャニスター、貯蔵庫、キャスクからの移送機器の設計、運転実証 	<ol style="list-style-type: none"> 1. バージニア電力（サリー発電所）におけるロッドコンソリデーションの許認可取得 2. コールドおよびホットによるロッドコンソリデーション 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 鋳鉄製輸送／貯蔵兼用キャスクの材料試験 2. 貯蔵キャスクの高度化検討 3. 使用済燃料集合体および被覆管の健全性試験 4. 使用済燃料集合体の解体に伴う廃棄物の減容化性能試験
実施期間	1983～1990年	1985～1990年	未定	1987～1990年

年から8ヶ年計画で実施しているもので（表3-1-1のフェーズⅠ～Ⅲ）、とくにキャスク貯蔵実証試験については、すでに貴重なデータを入手しつつある。本試験の結果により、キャスク蓋部付近の中性子しゃへい、ボロン入りステンレス鋼バスケットのボロン添加量や機械的強度について改良の必要性が判明している。バージニア電力では、これら試験結果に基づいて、キャスク貯蔵の許認可取得を行い、サリー発電所での実貯蔵に入っている。

上述のホット実証試験研究に加えて、将来の許認可に備えて、重要な試験研究（燃焼度を高めた燃料を貯蔵するための試験など）を、新たに1987年より、日米共同の4ヶ年計画で行っている。本共同研究は、国際協力の利点を十分生かしつつ、日米がそれぞれ効率よく実施できる課題を分担・実施する方法をとっている。例えば、主に実燃料を用いたホット試験は米国側で、貯蔵・輸送キャスクに関するコールド試験などは

当所が実施している（図3-1-9）。研究の成果は、日米の専門家が相互にレビューするため、その客観性・汎用性が増すものと期待されている。

3-1-6 今後の研究展望

当所で将来を予測し、ソフト研究からスタートしてきた使用済燃料の貯蔵技術が、ハード研究を経て実用化の方向にある。今後は、これまでのソフト研究で得た解析結果や小規模な基礎試験結果に基づいて、大規模な確認試験を実施し、実際の許認可（安全審査）に必要なデータを整備する計画である。当面は小容量の敷地内キャスク貯蔵技術の確認を中心とした次のような課題について研究をすすめる。

- ① 使用済燃料棒の長期健全性
- ② 取扱い落下事故時のキャスクの健全性
- ③ 地震時の貯蔵施設の健全性
- ④ 燃焼度クレジットのとり入れ評価

このほか、使用済燃料の貯蔵に係わる国内外の情勢および技術の進歩はめまぐるしいものがある。例えば、貯蔵密度を大きくするため使用済燃料集合体を解体し、燃料棒のみを束ねて貯蔵する技術（ロッドコンソリデーション）が注目されている。さらにロッドコンソリデーションした燃料を、通常のプールや、キャスク、さらには大型コンクリートキャスク（又はサイロ）に貯蔵する方式等が開発されつつある。一方、同一の容器（キャスク）を使用済燃料の輸送、貯蔵、処分の多目的に使用する考えもある。

当所では、国内外の関係機関との連携を密にして、これらの動向について常に注視しつつ、ニーズに応じた将来課題を先取りする研究を推進してゆく。 ●

*：燃焼度クレジット：原子燃料は、発電に供されたあとは、初期のウラン-235濃度が低下しているため、その点を臨界設計に考慮すること。

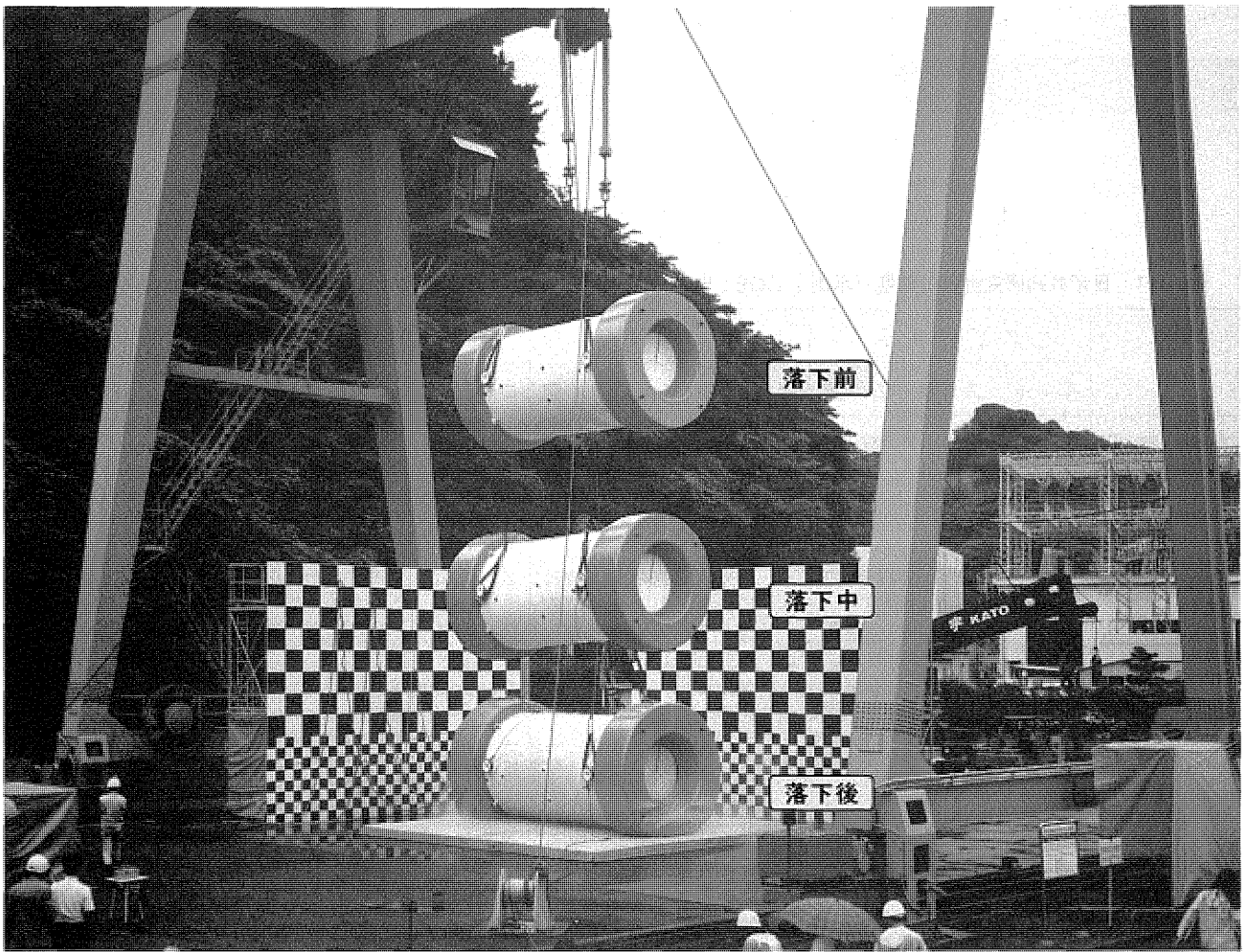


図3-1-8 鑄鉄キャスクの落下試験(約-40℃、9m水平落下)



(a) キャスクの内側から超音波による非破壊検査を実施

(b) キャスクの外観

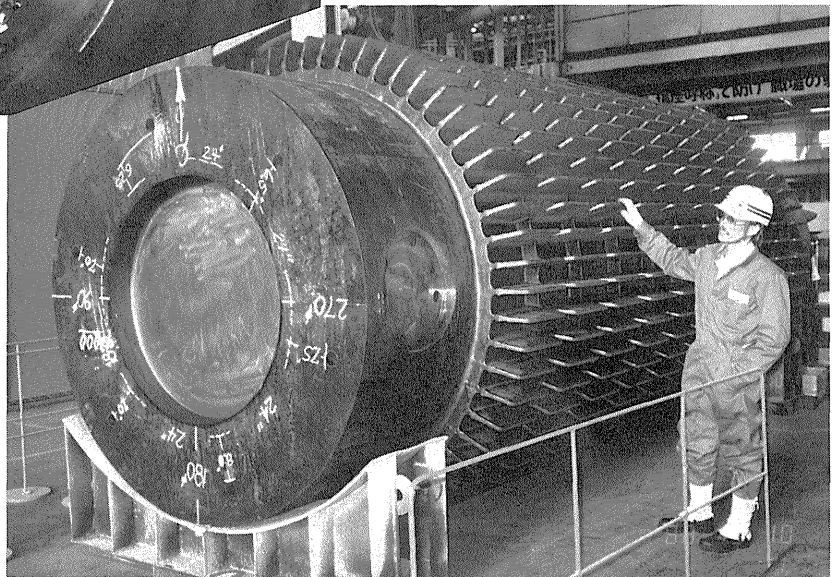


図3-1-9 鑄鉄キャスクの非破壊検査
(日米共研)

第 4 章

高レベル放射性廃棄物の
地層処分の技術的可能性の
検討・評価

第4章 高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術的可能性の検討・評価 ● 目 次

原燃サイクルプロジェクトチーム 運営担当部長 満木 泰郎
原燃サイクルプロジェクトチーム 主任研究員 田中 博
柏江研究所 原子力部 燃料研究室 主査研究員 大江 俊昭
我孫子研究所 立地部 地質研究室長 井上 大栄
我孫子研究所 水理部 地下水理研究室 主査研究員 河西 基

4-1 高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術的可能性の検討・評価.....	53
---------------------------------------	----

4-1 高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術的可能性の検討・評価

4-1-1 総 説

我が国においては、原子力発電所の運転によって生じる使用済燃料は再処理することを基本方針としている。再処理によって、再利用される原子燃料物質(プルトニウムおよび回収ウラン)は抽出され、使用済燃料中の核分裂生成物(FP)、超ウラン元素(TRU)は高レベル放射性廃棄物(以下高レベル廃棄物)となる。この高レベル廃棄物を処分することは、原燃サイクルを完結する上で極めて重要な課題である。

高レベル廃棄物の処分方法に関しては、1987年6月の「原子力開発利用長期計画」(原子力委員会)において、「安定な形態に固化した後、30年間から50年間程度冷却のための貯蔵を行い、その後、地下数百メートルより深い地層中に処分する(以下「地層処分」という)ことを基本的な方針とする」と述べられている。地層処分は、図4-1-1に示すように、キャニスタと呼ばれるステレンス容器内にガラス固化した廃棄物固化体を耐蝕性の容器に封入(オーバーパック)して、それを地下深部のトンネル内に設置し、その後、トンネルを粘土等の適切な材料で埋め戻し処分するという概念で、その基本概念は諸外国においても共通のものである。

このような概念において、放射性核種を閉じ込め、人間環境から隔離する役割を果たすものは、ガラス固化体、容器(キャニスタ、オーバーパック)、容器と岩盤の間

を充填する緩衝材(以上を総称して人工バリアと呼ぶ)、および地層(天然バリアと呼ぶ)である。このように複数の障壁(バリア)の組合わせを多重バリアシステムと呼び、これにより安全性が確保される。

諸外国においては、高レベル廃棄物の安全な処分の実現に向けて、研究開発が積極的に進められているが、我が国においても、国の計画に従い、動燃事業団を中核推進機関として研究開発が行われている。

一方、高レベル廃棄物処分に必要な費用に関しては、上記の「原子力開発利用長期計画」において「高レベル放射性廃棄物の処分事業に係わる費用は、その発生が原子力発電と密接に関係していることから、原子力発電を行う者(電気事業者等)が負担することとする」とされている。

当所は、上述の国の計画に協力することは勿論であるが、処分費用負担者となる電気事業の立場から、より一層安全で効率的な処分を行うための技術開発を目標として、発電所廃棄物処분을始めとする関連分野でこれまでに蓄積してきた能力を活用し、重点課題の一つとして強力に研究を推進している。

4-1-2 地層処分の基本的安全評価

高レベル廃棄物の地層処分を行うには、まず、その安全性を示すことが必要である。米国、スウェーデン、スイス等の欧米諸国においては、現在までの知見に基づく安全

評価を既に実施しており、地層処分が安全に行い得ることを示している。

地質・地下水条件などの立地条件が欧米各国とは異なる我が国で高レベル廃棄物の地層処分の研究開発を推進して行くためには、まず、我が国の条件での地層処分の安全性について、現在の知見によりできるだけ早急に概略の評価をする必要がある。このため、当所は一般的な高レベル廃棄物の地層処分概念(図4-1-1参照)を前提として、我が国の代表的な地質・地下水条件を考慮したサイトモデルを考え、ガラス固化体からの核種の浸出、岩盤中への核種の移行、深地層から地表への移行、飲料水や食物などのフードチェーンを通しての人間への影響を評価する安全評価を、感度解析的に実施することとしている。

そのために、ガラス固化体からの核種の浸出については、当所・スウェーデン・スイス3国共同研究(JSSプロジェクト)の成果(表4-1-1)、また天然バリア中核種移行については発電所廃棄物処分の分野等における成果を基に開発・改良したコードを整備している。さらに、解析に必要なデータとして、JSSプロジェクトにおける実廃液を用いたガラス固化体による試験データをはじめ、当所が保有する各種の知見やデータを用いて解析・評価を進めている。

この基本的安全評価は早急に終える予定であり、この結果によって安全な処分の可能性の見通しを得ると共に、安全評価上の諸要因が評価結果に与える影響の程度を知

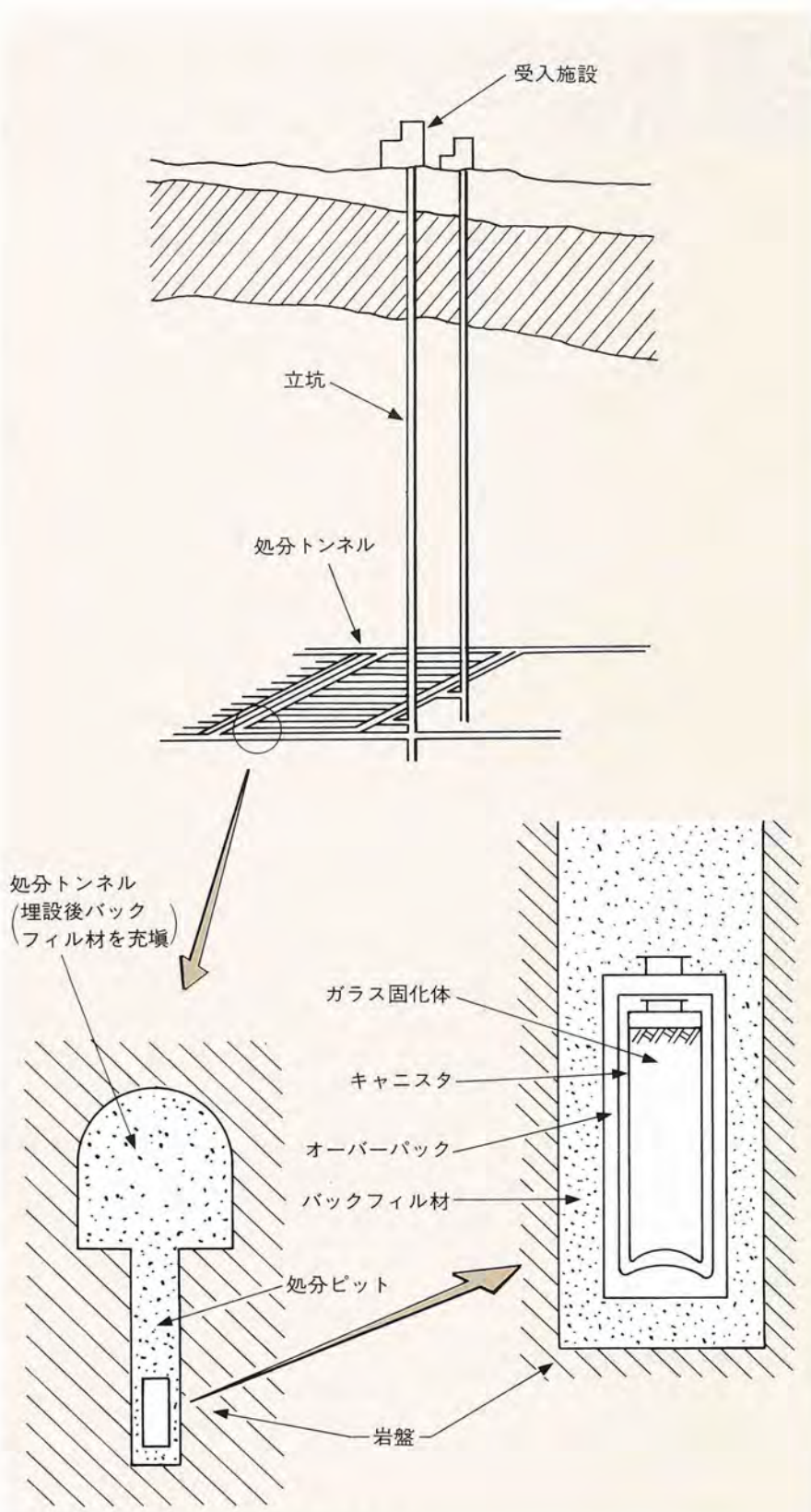


図4-1-1 高レベル廃棄物処分場概念図

ることができ、以後、本格的に研究開発を進めるべき重点課題の抽出ができると考えている。

4-1-3 安全評価手法の開発

前述の基本的安全評価は、現在保有する知見およびモデルを活用して実施するが、これと併行して、安全評価で考慮すべき現象をより正確に模擬し、かつ精度の高い評価を行うための研究として、前述のような多重バリアの考え方から、人工バリアと天然バリア各々に対して、諸外国の条件との相違を考慮した独自の評価手法の開発・改良を進めている。

I. 人工バリアの安全評価手法

人工バリアの安全評価手法は、図4-1-2に示すような人工バリア内での核種挙動を想定して、各々の現象に対する評価モデルの開発を行っている。

まず、①ガラス固化体に地下水が接触する前に、オーバーバック等のパッケージ容器がどの程度の期間健全性を保てるのか(パッケージ腐食)、次に②ガラス固化体から放射性核種がどの程度地下水中へ放出されるのか(ガラス固化体浸出性挙動)、そして最後に③放出核種が周囲の緩衝材あるいは埋め戻し材の吸着作用によりどの程度浄化されるか(バックフィル材中核種移行挙動)、の3段階に分けて、現象を解明するための試験を実施するとともに、それを解析するためのモデル構築を行っている。

①については処分場模擬環境中での、ステンレス鋼の腐食試験データを蓄積し、現在評価モデルの開発に着手している。

②については、フランスで製造された実放射能ガラス固化体を用いた JSS プロジェクトの成果を基に、これまでの知見を網羅した総合的な長期予測シミュレーション

表4-1-1 JSS プロジェクトの研究内容

フェーズ	研究内容	評価項目
I	浸出性に与えるガラス-水-花崗岩の相互作用の影響	①放射能の影響 ②非放射性ガラスとの比較
II	ガラス-水-ベントナイト-花崗岩-ステンレス腐食生成物の影響	水、ベントナイト、花崗岩、ステンレス腐食生成物共存下での浸出性への影響
III	温度、地下水流速の影響	①温度の影響 ②流速の影響
IV	浸出影響パラメータの詳細試験 TRUの浸出挙動 解析モデルの開発	①S/V比、温度の影響 ②pHの影響 ③ベントナイトの影響 ④ベントナイトと鋼腐食生成物の影響 ⑤鋼腐食生成物の影響 ⑥TRU核種の浸出率測定 ⑦モデル開発
V	モデルの適用性評価 ナチュラル・アナログ	①COGEMA仕様ガラスの評価 ②BNFL仕様ガラスの評価 ③評価パラメータの適用性の検証 ④長期浸出速度の定量

コード (STRAG) を開発した。図4-1-3は STRAG の解析結果の1例であり、実際に得られた試験データとの一致、あるいはナチュラル・アナログとして天然類似物である玄武岩ガラスの自然界における長期的な腐食挙動の調査から、その有用性が検証されている。

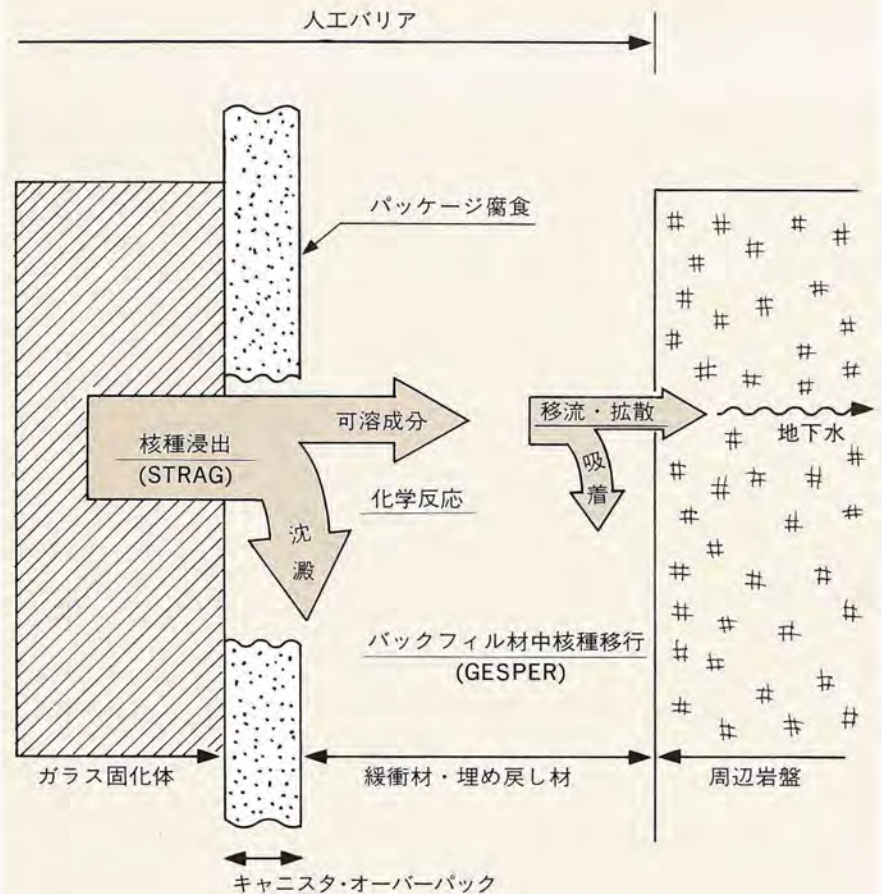
③については、緩衝材あるいは埋め戻し材中での化学反応・吸着反応が核種の移行挙動を支配しているとの考えから、地下水中での移流拡散現象と、これらの反応を同時に解析するコード (GESPER) を開発し、現在これを検証中である。そして各モデルの検証が終了した後、①から③までのモデルを統合して、総合的評価モデルを完成する予定である。

II. 天然バリアの安全評価手法

天然バリアの安全評価では、人工バリアから漏洩した放射性核種の岩盤・土壌中での移行現象を予測・評価するモデルの開発・改良を行っている。この天然バリア中の核種移行挙動評価にあたっては、図4-1-4に示すように、核種移行スケールに応じたサブモデルごとに解析を行っている。

① 処分施設周辺核種移行解析モデル

処分施設周辺では、施設建設に伴う空洞周辺のゆるみ領域の発生や、固化体の発熱に伴う温度分布の発生を考慮する必要がある。そのため当所では、岩盤物性値の分布および地下水の密度差を考慮できる地下水流動モデルを開発した。この地下水流動解析結果は、人工バリアからの漏出放射性核種の移行挙動評価のための入力データとして用いられる。この段階の解析モデルは、その結果が以後の広域な解析モデルの入力条件となるため、ある程度複雑な現象を表現できる必要がある。



()内は本節で述べるシミュレーションモデル・コードである。

図4-1-2 高レベル放射性廃棄物地層処分時の人工バリア内での核種挙動と安全評価項目

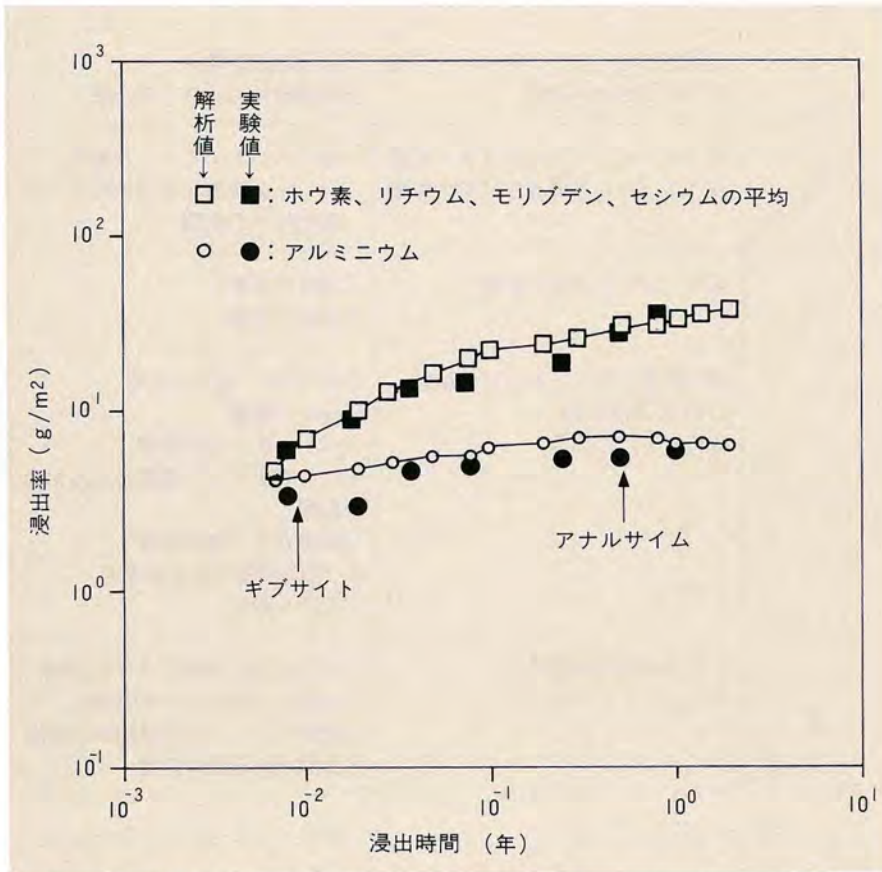


図4-1-3(1) STRAGによる放射性ガラスの浸出挙動の解析結果と実測値との比較

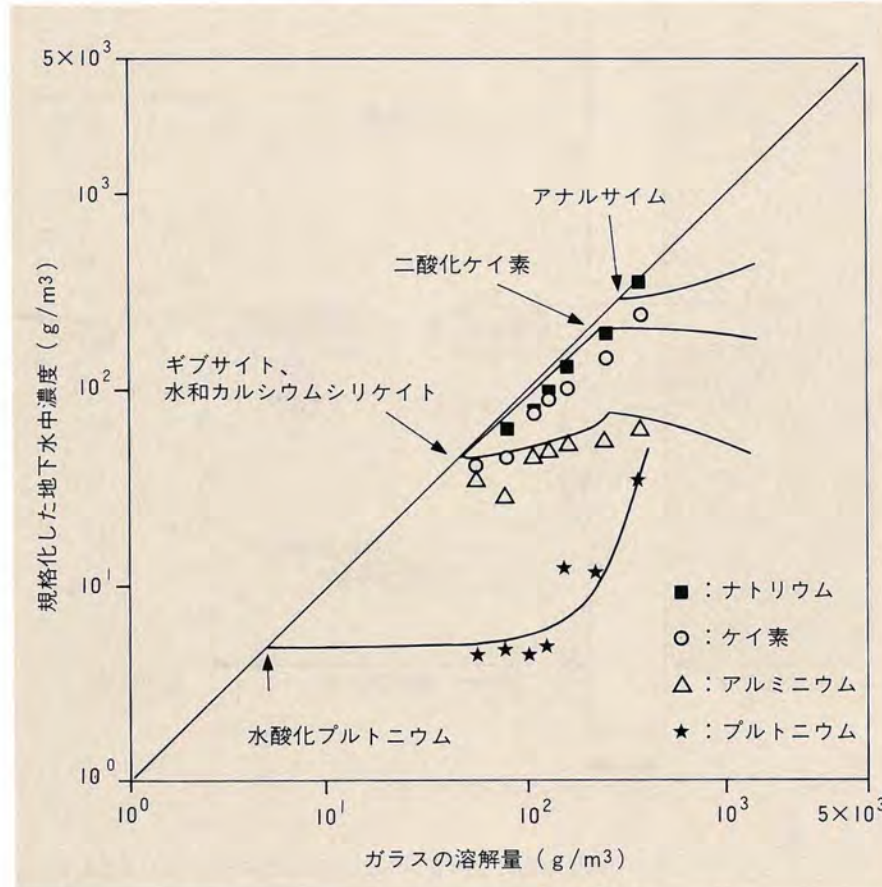


図4-1-3(2) ガラス固化体より浸出した元素の沈澱生成反応の解析結果、STRAG内のPHREEQEサブルーチンによる解析と実測値との比較

② 岩盤中核種移行解析モデル

このモデルは、処分施設周辺の深部岩盤から生物圏に近接する浅地層までの地下水流動および核種移行挙動を評価する。この領域では、地下水の流路となる岩盤の取扱い方にいくつかのモデルを考えることができる。すなわち、①岩盤を均質媒体とみなすか、②岩盤を岩盤マトリックスと破砕帯・節理から構成されているとみなすか、あるいは③岩盤を破砕帯・節理の連続したものとみなすかである。これらの設定は、サイト特性や取得データ数等に依存するため、当所では、必要に応じてこれらモデルの選択が可能なコードを作成した。

また、これらの解析モデルの妥当性を確認するために、地下水流動解析コードについては、スウェーデン原子力監督局 (SKI) が主催するコード比較の国際プロジェクト HYDROCOIN に参加し、十分な評価を得ている。例えば、図4-1-5は HYDROCOIN プロジェクトの例題の一つである。

この例題は、ボーリング孔にヒーターを設置し、周辺の温度分布を測定するという原位置加熱試験の実測値と解析値とを比較するものである。図4-1-5(1)は試験概要を示し、(2)は実測値と解析結果との比較図である。(2)図から実測値と解析結果とがよく一致することがわかる。この例題は地下水流動と熱伝導とを連成させて解く問題であり、これに関する当所所有コードの有効性を示すものである。また、今後は、HYDROCOIN プロジェクトに引き続き、核種移行解析コード比較の国際プロジェクト INTRA-VAL にも参加を予定している。

当所では、これら解析コードの開発とともに、室内試験等による岩盤中の核種移行現象の解明と一部検証データの取得を行っている。今後はさらに、フィールド試験等を行い、解析コードの検証を行っていく予定である。

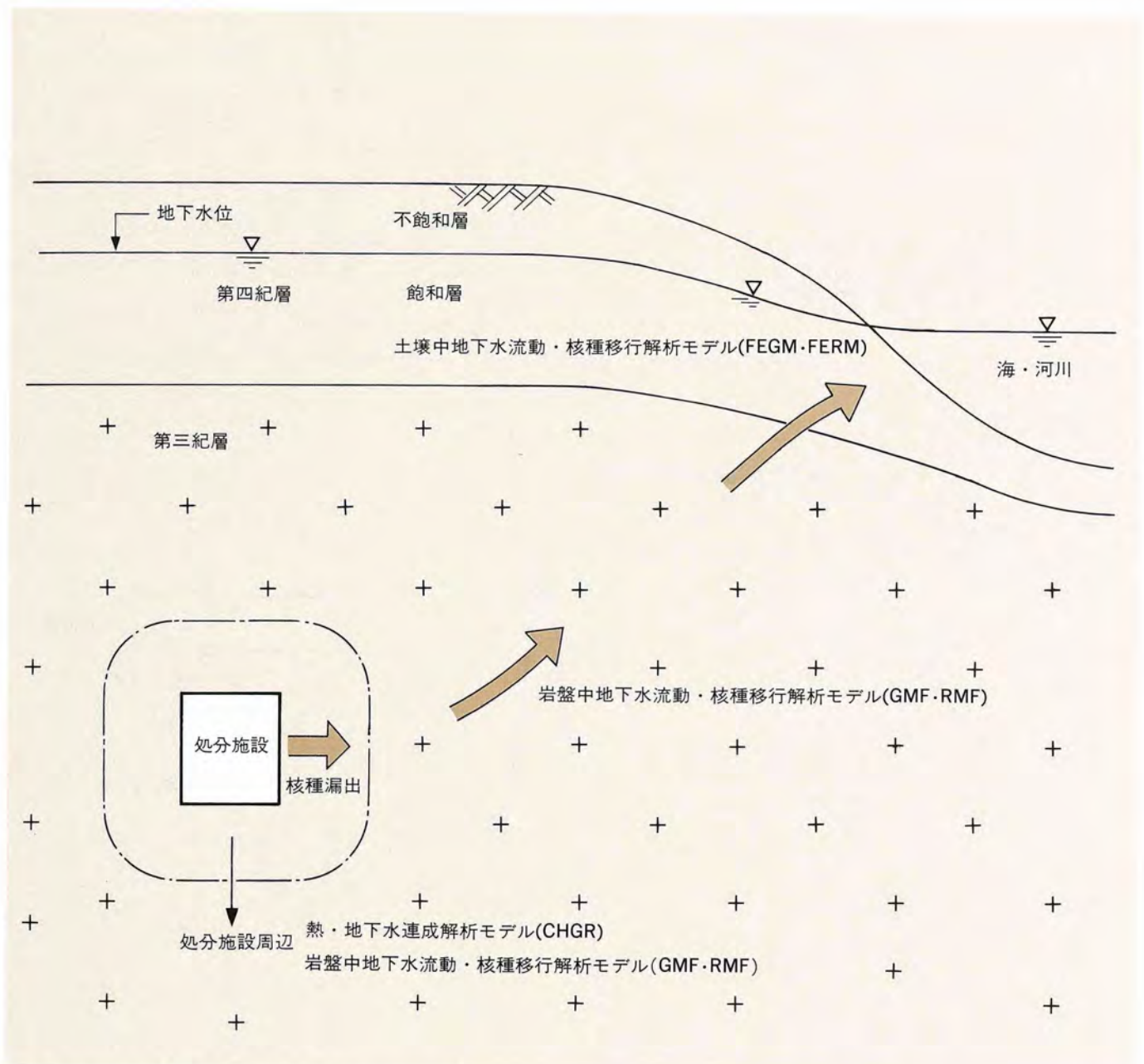


図4-1-4 天然バリアの安全評価モデル

③ 土壌中核種移行解析モデル

このモデルは、発電所廃棄物の陸地処分時安全評価のために開発されたものであり、浅地層処分に際しての評価手法として十分な実績を有していると考えられる。ただし、発電所廃棄物の対象核種と異なり、高レベル廃棄物は崩壊連鎖を有するため現在その改良を進めている。

4-1-4 地質・地下水調査法の開発

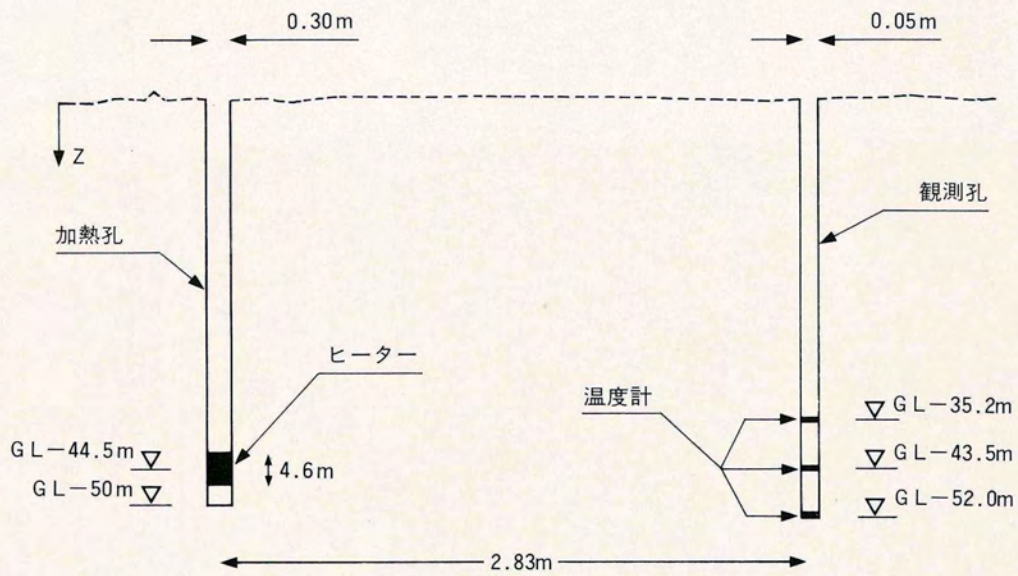
高レベル廃棄物の地層処分場の立地に際しては、天然バリアとなる地層・岩体の核種隔離効果を実際に評価するために、地層・岩体の性状、地下水の流れを調査し解明する手法を確立しておく必要がある。

この分野では対象が数100m～1,000mの

地下深部におよび、かつ極めて長期間の予測評価が要請されるため、従来の土木構造物基礎の評価にはない新しい課題を含んでおり、当所では、発電所立地支援のためにこれまで蓄積した経験を生かしつつ、この課題に取り組むこととしている。

天然バリアの調査・評価に関する技術として、当面重点を置く課題は次の2つであ

(1) 試験概要



(2) 実測値と解析結果の比較

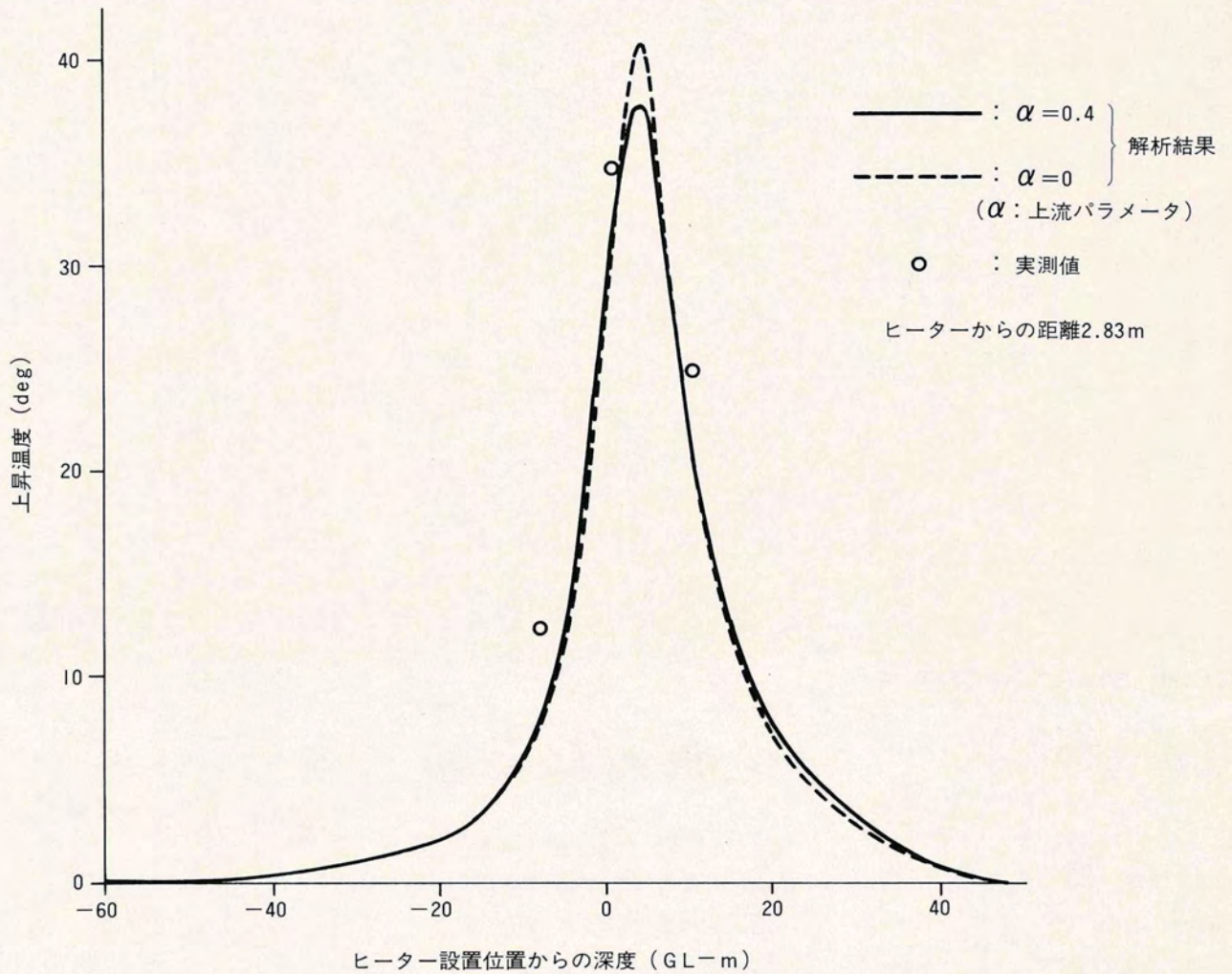


図4-1-5 Hydrocoinプロジェクトの一例題

る。

- (1) 地層処分の考えられている数100~1,000mの深さでの、地層・岩体中の割れ目の状態の評価
- (2) 深い地層中の地下水の性質と流れの状態の評価

I. 地層・岩体中の割れ目の地質学的評価

この課題は、核種を含んだ地下水の流れと岩盤の安定性を評価する上で重要である。

我が国がプレートとプレートのぶつかりあう付近に位置していることから、我が国の地層・岩体中の割れ目の数は大陸の安定している地域と比較すると多い。一般に割れ目といっても断層、破砕帯、節理、へき開、マイクロクラックなどマクロなものからミクロなものまであり、それぞれ長い地質時代を経て形成されたもので成因・性状を異にしている。したがって、割れ目の評価のためには、地質学的手法が不可欠であり、この観点から割れ目の規模に応じた評価方法を様々な岩石に応用しながら検討中である。

種々の規模の割れ目のうち、現段階ではボーリング孔を利用して、花崗岩と第三紀堆積岩を対象として、中規模の割れ目の調査を行っている。

その一環として、動燃事業団との共同研究として、動燃中部事業所東濃鉱山周辺で試錐された深さ1,000mのボーリング孔を利用して、花崗岩体中に発達する割れ目の評価を行っている。

本研究は、ボーリング孔にテレビカメラを挿入して直接地質を観察することによって、従来ボーリングコアでしか得ることができなかった割れ目の方向、割れ目の発達する間隔や割れ目そのものの幅、間隙を測定するものであり、その結果として深部岩

盤は地表付近に比べ割れ目が少なくなること示唆する(図4-1-7)等の成果が得られている。

II. 地下水の調査技術

地層処分の安全評価で重要な天然バリア中の核種移行評価においては、深部岩盤中の地下水の流れと性質を把握することが必要である。当所では、地下水調査について、以下のような目的の異なる技術の開発を行っている。

① 深部地下水流向流速計の開発

地下水の流向流速に関しては、従来は多数のボーリング孔を掘り、それらの地下水位を測定して計算により間接的に推定してきたが、これを1本のボーリング孔で直接測定するための計測器をメーカーと共同して開発している。

この計測器は、地下水の微流速と流向を精度良く測定するために、環境への影響がない微量の蒸留水をトレーサーとする電位差測定方式に基づいており、直径約10cmのボーリング孔内の所定の深さに設置して、ボーリング孔を横切る地下水と共に移動するトレーサー(蒸留水)を追跡して地下水の流れを測定するものである。

計測部は、地下水の出入りが自由にできるように周囲に穴をあけたガラスビーズ入りの円筒の中で、その中心に注入したトレーサー(蒸留水)を円周部に配置した感应部が探知して、地下水の方向と流速を測定する構造になっている。

これまでに、浅層地盤における地下水を対象とした測定に関しては、その性能を確認しており、現在は、深部地下水のように、より流速の低い条件にも適用できるための改良を行っている。

② 深部岩盤の透水試験法の開発

地下深部の岩盤では、一般にその透水性は極めて小さく、また、岩盤中の地下水は、実際には岩盤中に発達する割れ目のうち割れ目の集中箇所などを選択的に流動することが明らかにされつつあり、こうした“水みち”の把握とその透水性の評価が重要な課題になる。このための試験法として、複

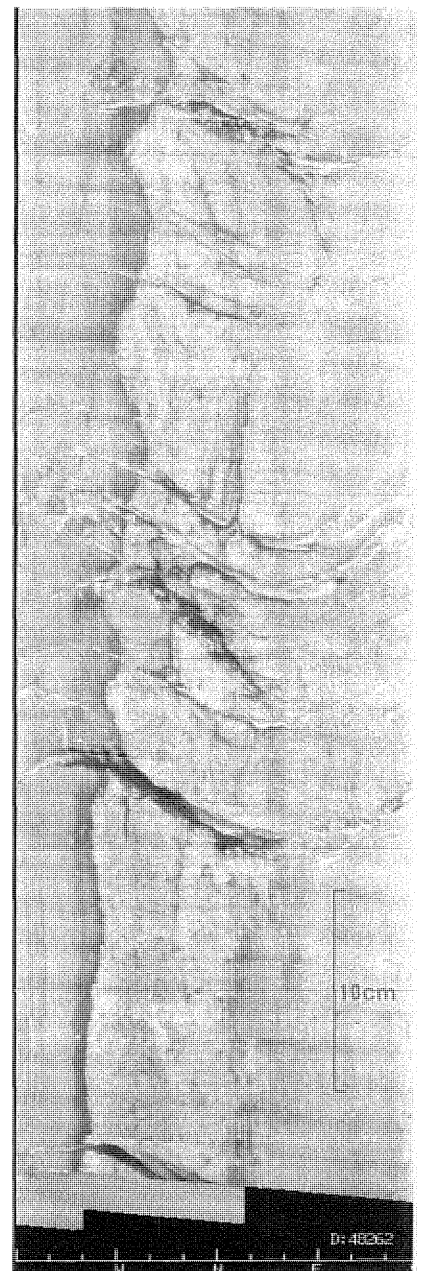


図4-1-6 テレビカメラによるボーリング孔壁の観察例

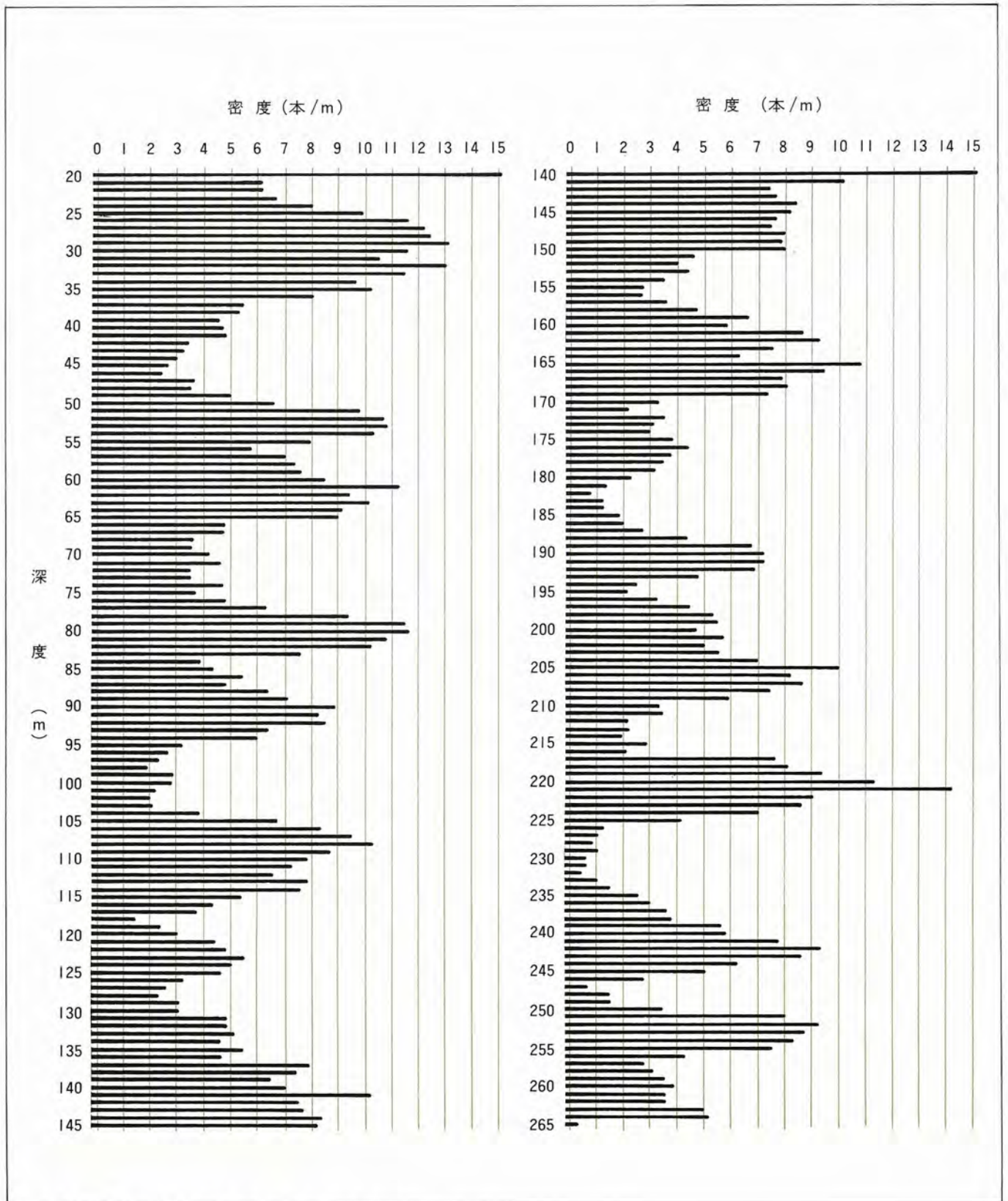


図4-1-7 遭遇率を考慮した割れ目密度の深度分布

数のボーリング孔を利用した大規模透水試験法と正弦波圧力加圧法の開発を行っている。

大規模透水試験は、ボーリング孔を円の中心に一本、円周上に複数本削孔し、円周上の孔より一定の圧力で注水して中心の孔へ浸透させ、この時の注水圧力と浸透流量より透水係数をもとめようとするものであり、また正弦波圧力加圧試験は、ボーリング孔を二本用い、一方で周期的に水圧を与えて他方で計測し孔間の水理地質特性にもとづく圧力の減衰と圧力周期の位相差などから、透水係数などの水理特性をもとめようとするものである。

新しい装置によって透水性の小さな花崗岩で実施した試験例を図4-1-8に示す。

正弦波圧力加圧試験法の試験結果としては、中心孔に正弦波圧力を発生させ、周辺3孔で受圧したところ、3孔とも異なった応答を示した。正弦波圧力の応答を示した孔では、圧力振幅の減衰と位相差の遅れが見られるが、このような現象は、節理の性状と透水係数の極めて小さな岩盤の中の地下水の流動を反映しているもので、圧力の大きな応答を示した孔ほど、それが小さい孔に比べて、その方向に地下水が流れ易いことを示しており、本試験法が岩盤内の地下水のみちの把握とその透水試験法として有効であることを示すものである。

③同位体の利用による

広域地下水調査手法の開発

長期間における地層・岩体中の地下水の流れを評価するためには、最終的には深部岩盤だけでなく、深部から地表への深さ方向と、山から川などへの横方向との地層・岩体中の広い範囲にわたる地下水の流れがどうなっているのかをマクロに評価する必要がある。このようなマクロな地下水の流れを調査する手法として、最近有効な手段

として注目されているのが、地下水中に存在している天然物質をトレーサーとする手法である。

このトレーサーとして当所で現在特に注目しているのが、地下水の中に含まれている同位体および溶存希ガスであり、これらを使った広域地下水調査法の開発を実施している。

この手法では、降水に含まれたトリチウムが地下へ浸透し、地下水中において一定の割合でヘリウム-3に変化することに着目し、地下水試料中のトリチウムとヘリウム-3濃度を同時に測定することにより、降水が地表より地下へ浸透してから測定点までの移動時間を割りだし、地下水の移動速度を測定する。このためには、地下水中に溶存している微量なヘリウムガスを逃がさないように採取する必要があるため、まず、原位置で水圧を上回る圧力をかけ気密状態で採水する装置の開発を行っている。

4-1-5 今後の研究展望

高レベル廃棄物の地層処分に関する研究は、原燃サイクルの真の確立のために、21世紀を展望したより長期的な視点から取り組まねばならない課題である。処分の実施は2000年代前半から半ばとなることが予想されるが、処分場サイトの選定に係る作業は今世紀の内に着手する必要があると考えられ、それに向けてより合理的な処分方策を示すために、安全評価についてはその手法の確立、立地調査に関しては地質・地下水の調査手法の確立、また処分費用の観点からは経済性評価等、当所が寄与すべき多くの課題がある。

当所は、基本的安全評価により抽出された安全評価上重要な因子について、人工バリアおよび天然バリアの性能評価研究の中で、重点的に研究を推進し、より精度の高

い安全評価手法の確立を目指す。

更に、立地調査および安全評価に必要なデータ取得のためには、地質・地下水の状態を精度良く、かつ効率的に把握することが重要であることから、そのための機器の開発・改良および評価手法の確立のための研究について、これまでの当所の蓄積をもとに、より一層の推進を図る。

また、これまでの研究から経済性の点で重要と考えられる処分施設の設計・施工技術、人工バリア材料等に関する検討も必要と考えている。

なお、これらの研究の推進にあたっては、国内外諸機関との協力も含めて実施したい。

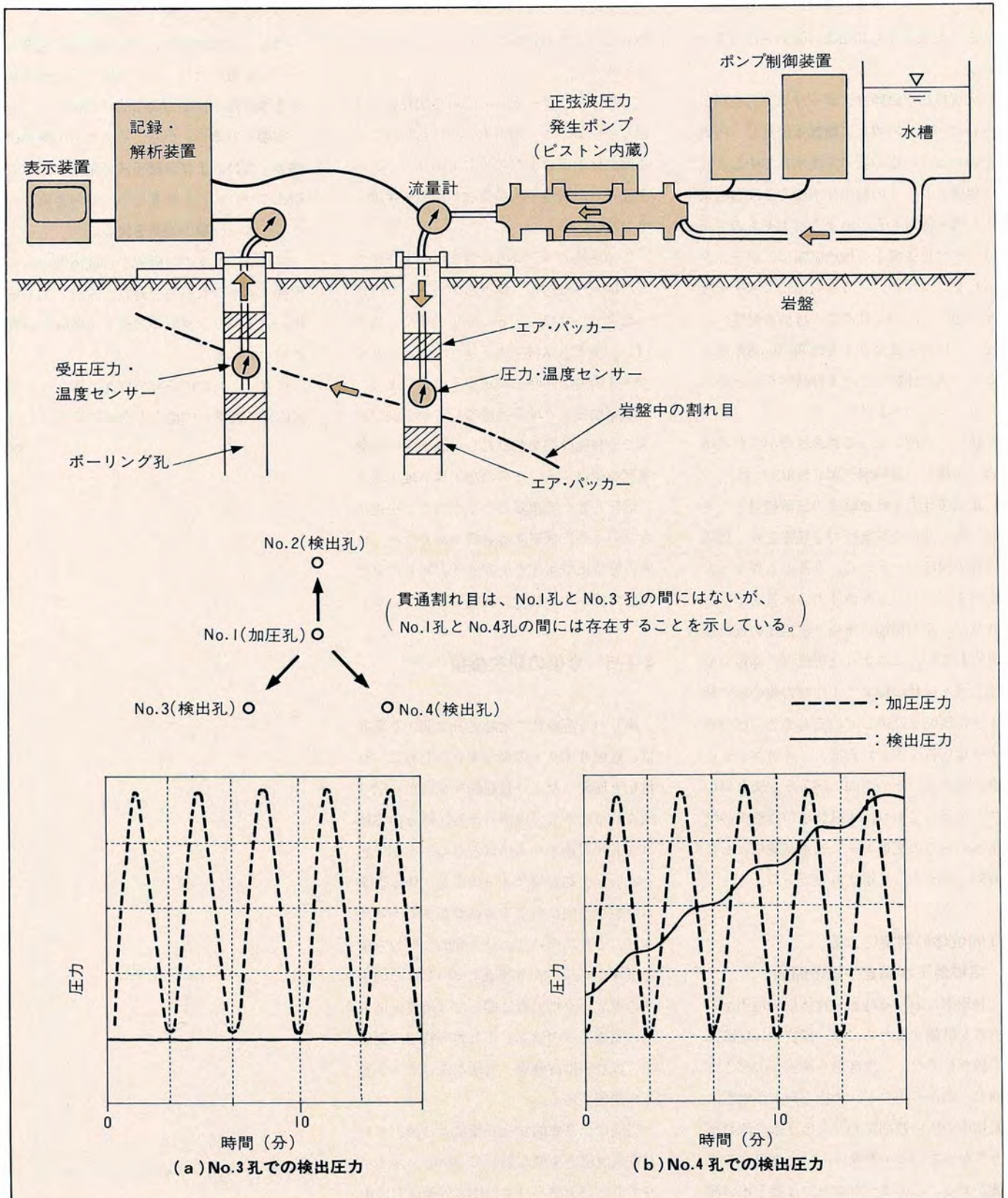


図4-1-8 地下水流動特性試験装置の概要と試験結果の一例

第 章

将来に向けての新技术

— 分離と消滅技術 —

5

第5章 将来に向けての新技术 — 分離と消滅技術 — ● 目 次

柏江研究所 長寿命放射能消滅特別研究室 運営担当室長 井上 正
長寿命放射能消滅特別研究室 主査研究員 坂田 昌弘

5-1 長半減期核種の分離と消滅処理技術の開発.....65

5-1 長半減期核種の分離と消滅処理技術の開発

5-1-1 総説

使用済燃料の再処理に伴い発生する高レベル廃液は、高濃度の放射性核種を含有し、また半減期の長い核種(主として超ウラン元素、TRU)を含有するため、安全な処理処分をはかるための対策が必要とされる。

高レベル廃液は、現在ガラスで固化処理し、数十年貯蔵した後、地下深くの安定な地層に処分するという概念に基づき、地層処分技術の早期確立を目標に研究開発が進められている。一方、現在原子力発電の恩恵を受けている世代の責任において後世への長期的危険性をできる限り低減するとの観点から、放射性廃棄物、特に高レベル廃液の処理処分を容易にするための抜本的方策として、高レベル廃液から長半減期核種を分離し、さらに原子炉等で短半減期核種に変換する分離・消滅処理技術が最近注目されている。

当所は、高レベル廃棄物の地層処分については、その早期実現に向け、安全評価研究を進めているが、その一方で処分の高度化技術として高温冶金法を用いる TRU の乾式分離および金属燃料 FBR による TRU の消滅という当所独自の概念を構築し、10年後に本技術の実用化の見通しを得ることを目途に、1987年より基礎試験に着手した。

国においても最近動燃事業団、日本原子力研究所を中心としたフェニックスプロジェクトを進展させ、当所の計画も包括したオメガ(Ω)計画を打出し、積極的に研究

開発に取り組む予定である。

5-1-2 分離・消滅処理の基本構想

分離・消滅処理に関しては、これまで国内外において種々の基礎研究が行われ、我が国では、1987年度より日本原子力研究所および動燃事業団の協力を得て科学技術庁がフェニックスプロジェクトとして本格的に研究開発を推進している。フェニックスプロジェクトでは次の5項目を当面独立に並行して実施する計画である(次年度よりは前述のようにΩ計画として推進を予定している)。

- (1) 高レベル廃液からの長半減期核種の分離(湿式法)
- (2) 高レベル廃液からの貴金属の回収
- (3) 中性子照射による TRU の消滅(専焼炉)
- (4) 陽子照射による TRU の核破砕(加速炉)
- (5) ガンマ線による Cs、Sr 元素の消滅(加速炉)

これに対し、当所では分離・消滅処理を原燃サイクルの確立、将来にわたっての炉型戦略、発電コストの低減の観点から①当面軽水炉燃料の再処理はピューレックス法が採用されること、②近い将来 FBR が導入されること、③再処理で発生する廃棄物の処理処分を容易にするとともに、処理に伴い発生する二次廃棄物を低減すること、を考慮し、次の基本構想に沿って研究を推進している。

① 現在のピューレックス法で発生する高レベル廃液を対象とし、高温冶金法を用いる乾式法にて TRU を分離する。

分離した TRU は U、Pu と混合し、FBR 用の金属燃料とする。金属燃料中で TRU は U、Pu と同じように燃焼させ発電に寄与させるとともに短半減期核種に転換する。

② FBR の使用済燃料は、再処理と同時に TRU を分離し、最終的に TRU を金属燃料 FBR サイクル内に閉じ込める。

上述の当所の基本構想を図5-1-1に示す。

この基本構想に基づき、①高温冶金法による高レベル廃液からの TRU の分離技術、② FBR での TRU の消滅処理技術について実用化の見通しを10年後に得ることを目標にしている。

5-1-3 分離法の開発

I. 乾式分離の基本技術の確証

使用済燃料の再処理法が湿式法と乾式法に大別されるように分離技術も基本的には特定元素を分離・抽出する技術であり、水溶液から有機溶媒抽出技術により長半減期核種を分離する湿式分離法と熔融塩および熔融金属を用いて分離する乾式分離法に分類される。これまで国内外で基礎研究が進められた分離法はほとんどが湿式法に基づくものである。表5-1-1には乾式法と湿式法の特徴を比較したものを示す。

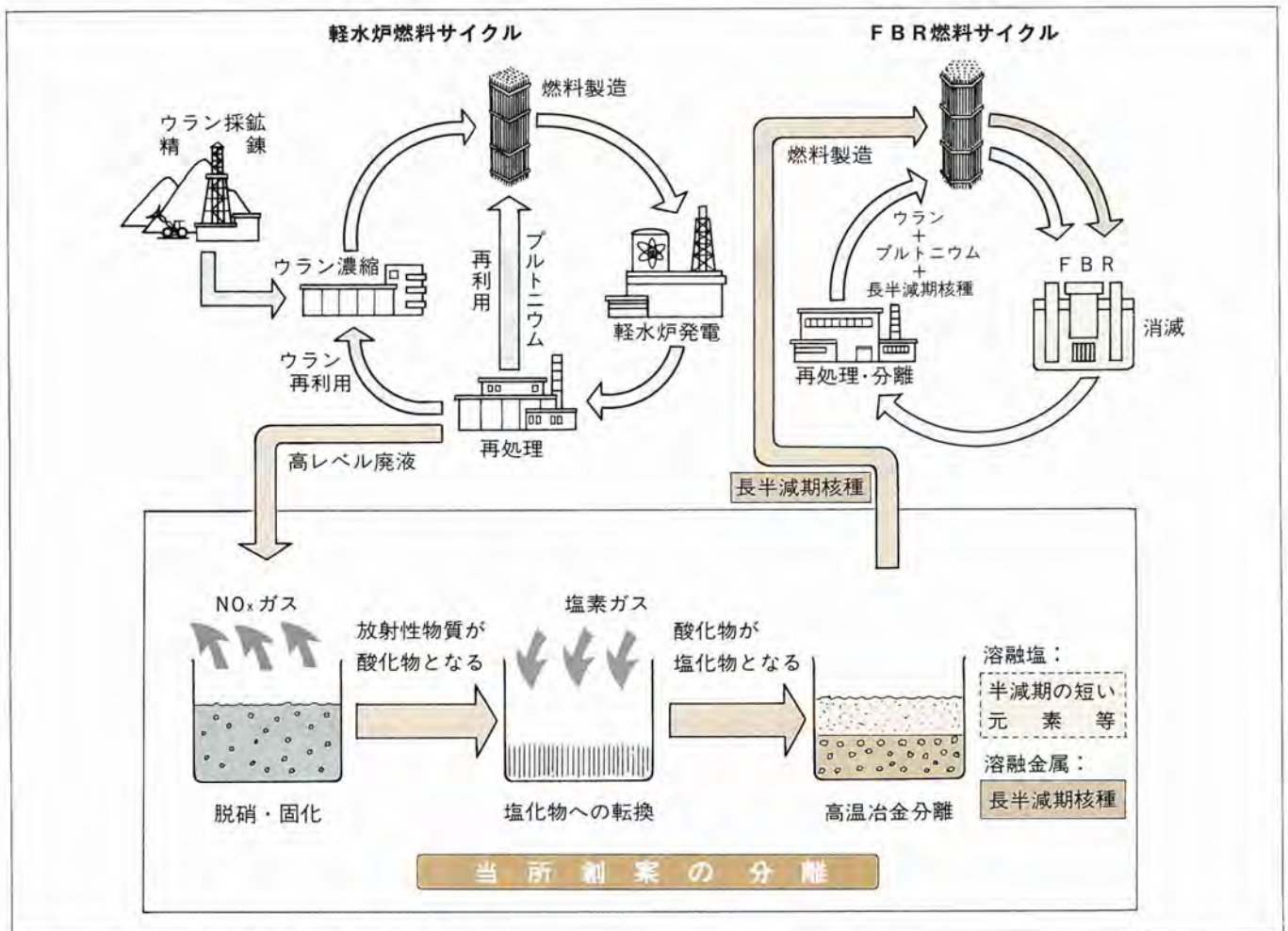


図5-1-1 長半減期核種の分離・消滅処理構想

表5-1-1 高温冶金(乾式)法による分離と湿式法による分離の比較

項目	高温冶金分離	湿式分離
プロセスの取扱い量 (使用済み燃料 1t 当り)	塩化物換算で約50ℓ (溶媒洗浄からの Na を含む)	硝酸溶液として約400ℓ (溶媒洗浄廃液を含まない)
プロセスの規模	取扱い量が少ない為、コンパクト	最後まで水溶液として取扱う為比較的大形
建設コスト	プロセス規模に比例してセルや建屋の大きさも小形化する為安価になると予想される	セルの大形化に伴いコスト高が予想される
回収 TRU の形態	金属	酸化物
回収 TRU の純度	比較的低い	高い
主な二次廃棄物	LiCl、CO ₂ ガス、ルツボ他	劣化溶媒、劣化イオン交換樹脂他
二次廃棄物発生量	プロセスで用いる試薬の劣化は本質的に起らず発生量は少ないが、今後の研究開発により Li の回収が可能となれば更に少なくなる	複雑な有機抽出剤やイオン交換樹脂は放射線や硝酸により劣化する為、かなりの量の放射性有機廃棄物が発生する
臨界管理	水を用いないため比較的容易	水溶液でかつ純度が高い為適切な管理が必要
貴金属等の有用金属の回収	比較的容易	回収率を上げるための研究開発が必要

ここに示すように、湿式法は除染係数が大きく、純度の高い TRU を分離・抽出できる長所がある反面、①溶媒の放射線劣化などによる二次廃棄物の発生量が多い、②プロセスが複雑で建屋・物量が増大する、などの弱点を有している。

従って当所では、上記湿式法の最大の問題点と考えられる放射性有機廃棄物の発生を本質的になくす方法として、乾式分離の検討を行った。図5-1-2に当所提案の分離プロセスを示す。本法では、高レベル廃液を受け入れ後直ちに濃縮・脱硝・固化して酸化物粉末とし、この酸化物を塩素化して溶融塩化物に転換した後、溶融塩-溶融金属間の分配係数の差を利用して TRU を金属に還元して回収する。

高温冶金分離法により回収した TRU の純度は、湿式法に比べて低いという短所を持つが、消滅処理用の炉として現在検討中の FBR の燃料も、その燃料サイクルによ

り蓄積する高次の Pu の放射能のために遠隔操作で取り扱う予定であり、TRU に含まれる不純物の放射能は大きな問題とはならないと考えられる。しかし、TRU 中に含まれる不純物量が、FBR 燃料としての許容量を超える場合には、回収 TRU を熔融塩中で電解精製する等の精製工程が必要となる。

濃縮・脱硝工程では硝酸塩である高レベル放射性廃液を加熱濃縮により脱水した後硝酸塩を分解して粉末状の酸化物に転換する工程であり、当所ではこれまでに種々の硝酸塩の脱水・脱硝温度を熱分析装置を用いて基礎的に検討するとともに、脱硝装置をホットセル内に設置する必要があるためその装置の簡易性などの面からマイクロ波加熱脱硝法に着目し、その適用性を検討した。その結果マイクロ波加熱により高レベル放射性廃液の濃縮・脱硝が可能であることが明らかとなった。今後は、高レベル廃液の複雑な組成の硝酸塩混合物の脱硝温度は必ずしも明らかでないため、詳細な実験的検討ならびに開発研究が必要である。

塩素化工程は、濃縮・脱硝工程で生成した酸化物粉末を塩化物に転換する工程である。塩素化剤としては、塩素ガス・炭素、四塩化炭素およびホスゲン等が考えられるが、分離後の塩化物の廃棄物から塩素ガスを回収して再利用する可能性を考慮して、塩素ガス・炭素を用いる塩素化工程について、標準生成自由エネルギーを用いて熱力学的に検討した。その結果、反応の自由エネルギー変化の値は、高レベル廃液中に含まれる全ての元素で負の値をとり、脱硝酸化物を塩化物に転換できる事が明らかとなった。

高温冶金法による分離工程は熔融塩化物(熔融塩)と熔融金属を接触させ、熔融金属中に TRU を回収する工程である。熔融塩と熔融金属の両者間での TRU の分配を

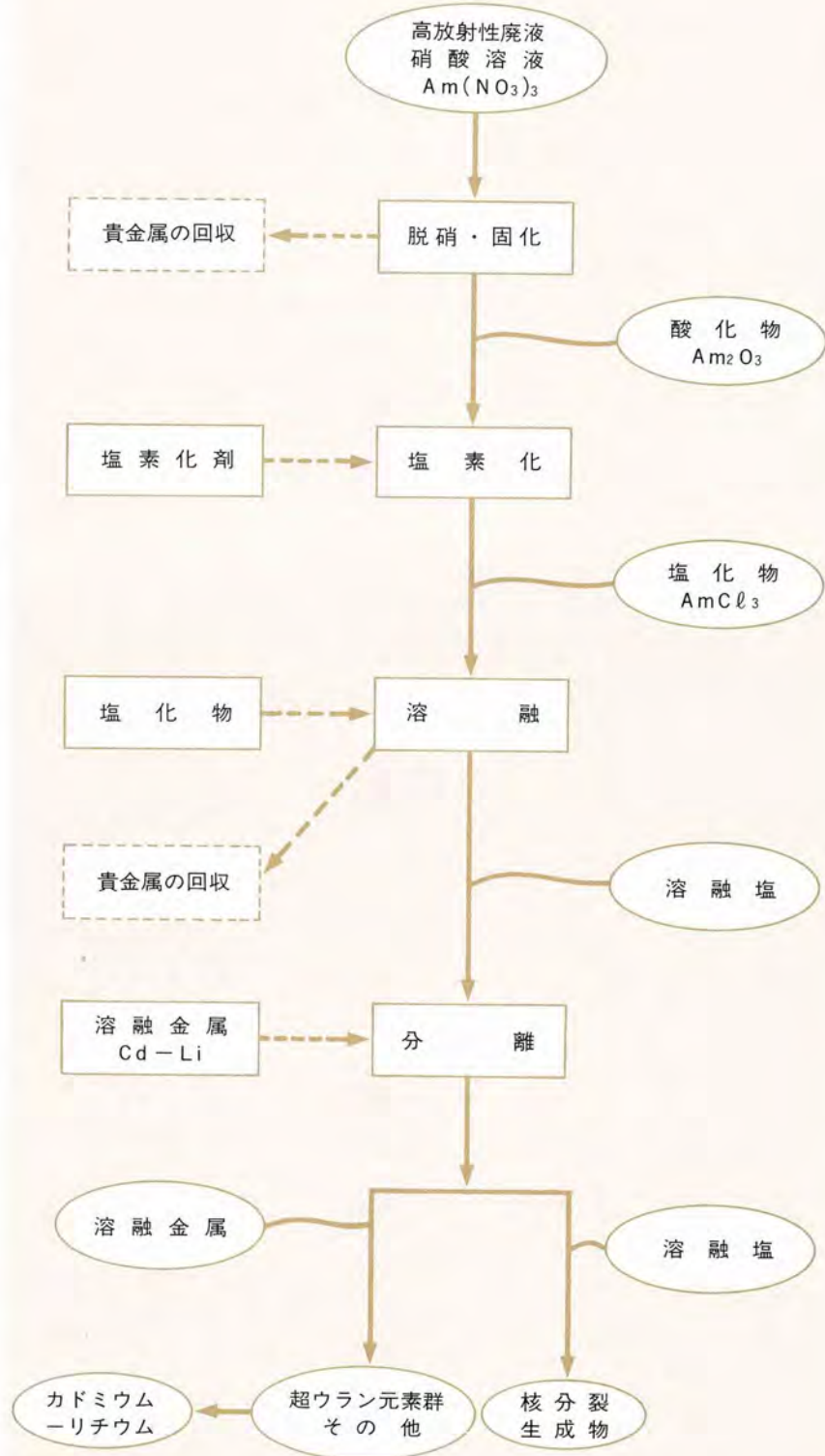


図5-1-2 高温冶金を用いる乾式分離法

討する上で基礎となる種々の塩化物の標準生成自由エネルギー(塩素1原子当りに換算した値)を表5-1-2に示す。この表で数値の小さいもの程金属が安定であり、数値の大きいものは塩化物が安定である。例えば、混合塩化物を熔融して金属カドミウムと接触させた場合、塩化カドミウムより不安定な塩化物である Nb、Mo、Tc や、白金元素である Rh、Pd および Ru の塩化物は還元されて金属カドミウム中に溶解し、これに見合う量の金属カドミウムが塩化物となって熔融塩中に移行することが予想できる。

従って本工程では、塩化物が安定な Li

等の金属を還元剤として用いれば Li が塩化物に変化するとき TRU は金属に還元されるので、TRU の回収は十分に可能である。しかし、ランタノイド元素の挙動が TRU と類似しており、回収した TRU にはかなりの量のランタノイド元素が不純物として混入するものと予想される。この為回収した TRU を FBR 燃料に混ぜて消滅処理を行う為には TRU の精製工程が必要と考えられる。この方法としては、高温冶金的操作を繰返す方法と、熔融塩中で電解精製する方法が考えられ、どちらの方法を採用するかについては、今後実験的な検討が必要である。

以上の検討より、当所が提案した高温冶金法による乾式分離技術は熱力学的には十分に可能である事が明らかとなった。

II. 超ウラン元素を用いた高温冶金分離基礎試験——米国ロックウェル・インターナショナル社との共同研究——

TRU の分離特性を把握するために必要な基礎データの取得を目的として、TRU を用いた高温冶金分離基礎試験を米国ロックウェル・インターナショナル社と共同で開始した。本共同研究では1988年から2年間を第一段階として、ウラン、並びに個々の TRU 元素と他の元素との相互分離のための基礎データの取得を図り、高レベル廃液からの TRU の分離に高温冶金法を用いた場合の分離精度を予測することを計画している。

表5-1-2 塩化物の標準生成自由エネルギー (1,000 K)

$-\Delta G_f^\circ$ (Kcal/g-equiv.Cl)		$-\Delta G_f^\circ$ (Kcal/g-equiv.Cl)	
RbCl	81.2	ZrCl ₃	53.7
SrCl ₂	81.0	ZrCl ₂	49.2
CsCl	80.0	AlCl ₃	46.0
SmCl ₃	80.0		
LiCl	78.8	ZnCl ₂	35.0
		CrCl ₂	31.9
CaCl ₂	77.9	CdCl ₂	30.4
NaCl	75.7		
LaCl ₃	67.0	FeCl ₂	24.6
		NbCl ₅	25.6
PrCl ₃	66.3	NiCl ₂	20.0
CeCl ₃	66.3	MoCl ₂	8.0
NdCl ₃	64.2	TcCl ₃	7.0
YCl ₃	61.2	RhCl	5.8
		PdCl ₂	3.8
AmCl ₃	60.4	RuCl ₃	1.4
PuCl ₃	58.5		
MgCl ₂	57.7		
NpCl ₃	54.1		
UCl ₃	51.8		

5-1-4 消滅処理技術の開発

I. 消滅評価解析コードの開発

長半減期核種に中性子線、ガンマ線等の放射線を照射して核反応を起こし、短半減期核種に変換する事が考えられる。これにより長半減期核種は“消滅”することになる。長半減期核種の大部分を占める Np-237、Am-241等の TRU は、中性子の照射によって図5-1-3(a)に示すような複雑な変化を起こすが、最終的には核分裂により核分裂生成物となる。核分裂生成物の大部分は短半減期核種であり、なかには I-129 や Tc-99 の様な長半減期核種もあるが、これらの核種も中性子と図5-1-3(b)に示す反応を起こして安定核種となる。

ここでは当所が検討している TRU の金属燃料 FBR での消滅処理方法について述べる。金属燃料 FBR による TRU の効果的な消滅法の検討の第一段階として“TRU

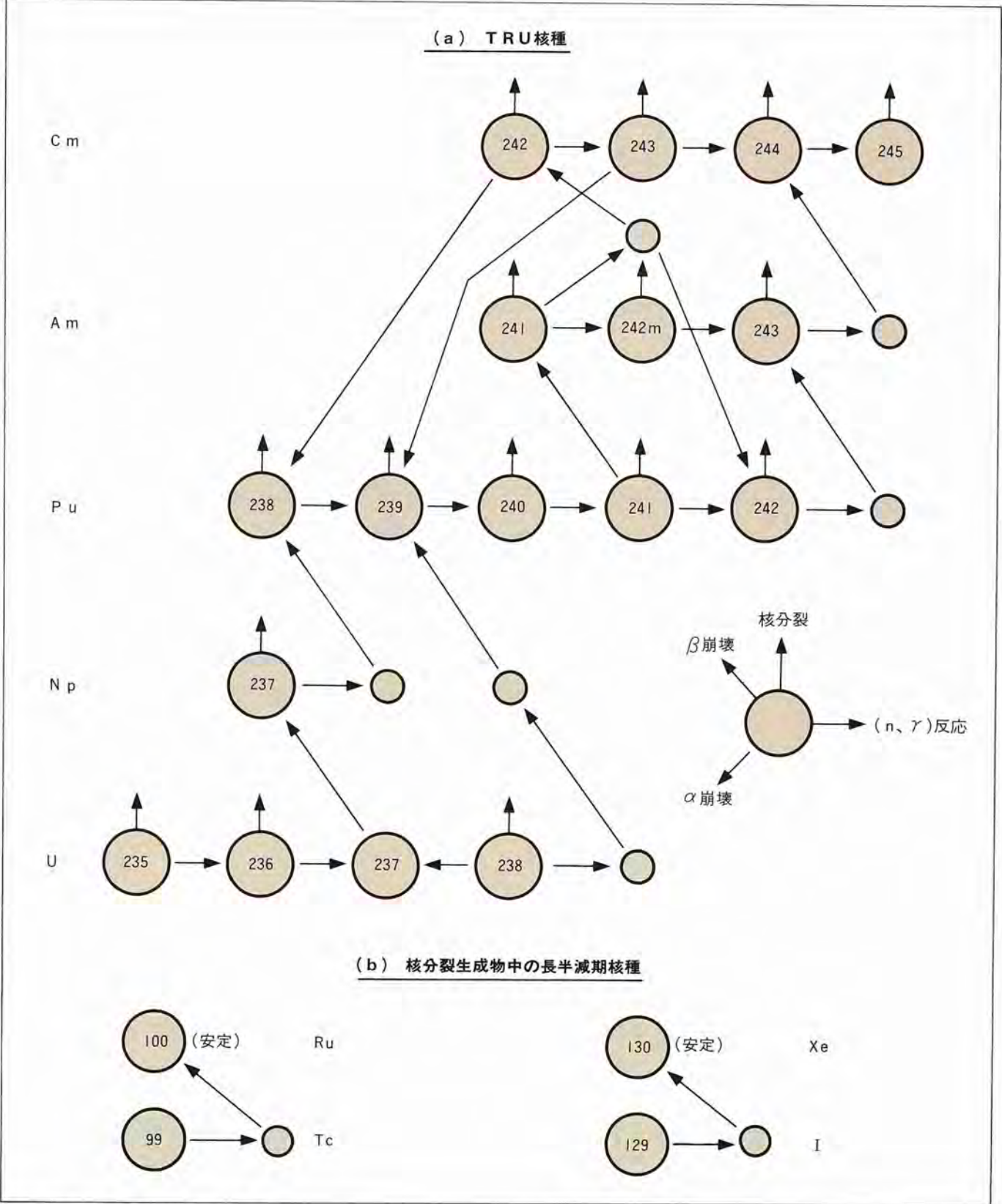
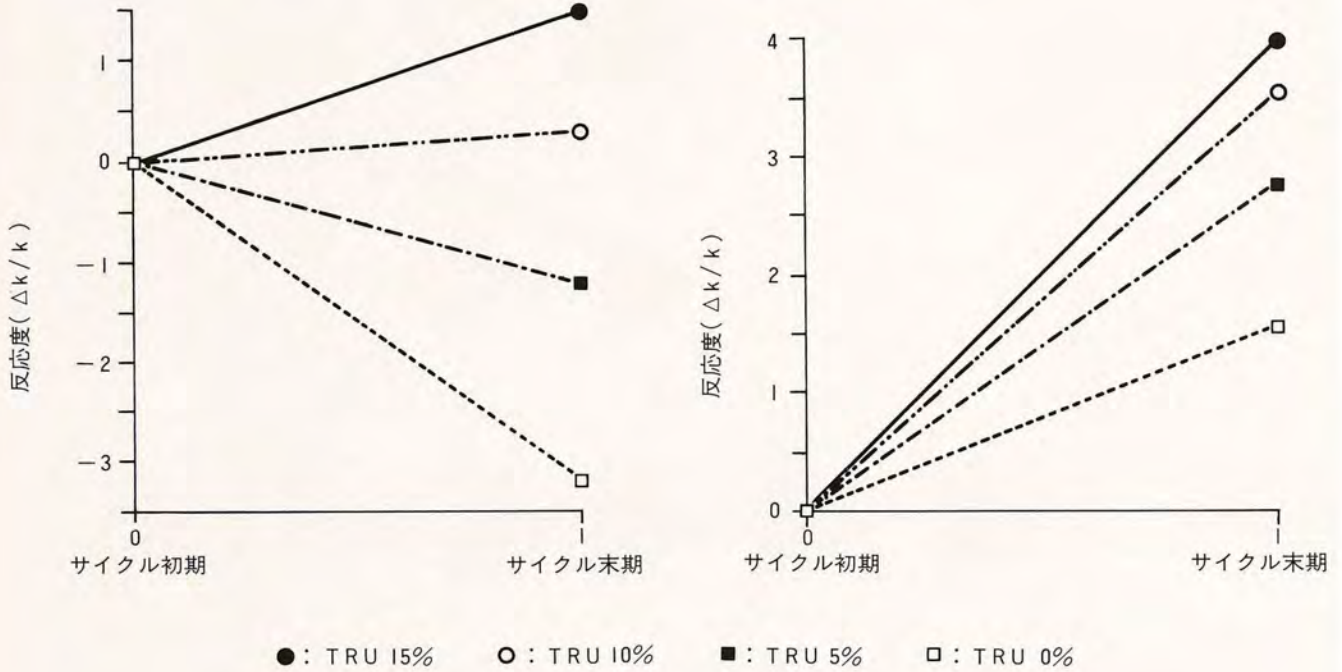


図5-1-3 長半減期核種の核変化

(a) 酸化物燃料炉心

(b) 金属燃料炉心



$$\Delta k / k = \frac{(\text{サイクル末期の反応度}) - (\text{サイクル初期の反応度})}{(\text{サイクル初期の反応度})} \times 100$$

図5-1-4 燃焼の進行による反応度の変化

消滅炉特性解析コード”の開発と、金属燃料炉心と酸化物燃料炉心での消滅特性の比較を行った。

従来、燃焼計算には米国で開発された CITATIONコードが広く用いられていたが中性子との反応によるループ状の複雑な核変換を取扱うことができなかった。そこで CITATIONコードを基本として TRU の燃焼による図5-1-3(a)に示したループ状の変化を容易に取扱うことができる“CITATION-TRUコード”を当所において開発した。

このコードを用いて① TRU を装荷した場合の炉心の反応度変化、②酸化物燃料炉心と金属燃料炉心における TRU の消滅率の比較、③ TRU の装荷による Pu 装荷量の変化について検討した。

その結果、TRU を装荷した場合の反応度変化に関しては、図5-1-4に示すようにサイクル初期の反応度を基準とすると、サイクル末期の反応度は TRU の装荷量に伴い顕著に上昇することがわかった。酸化物燃料炉心と金属燃料炉心の比較においては、

TRU の消滅率は図5-1-5に示すように金属燃料炉心において高いことがわかった。さらに図5-1-6に示すごとく燃焼に必要な Pu の装荷量は TRU の装荷に伴い低減できること、即ち TRU が燃料の一部として働くことがわかった。

以上述べたように、酸化物燃料と金属燃料の FBR 炉心に TRU を装荷した場合の炉心特性を検討したところ、TRU は反応度に関しては炉心により影響を及ぼすとともに、金属燃料炉心では酸化物燃料炉心よ

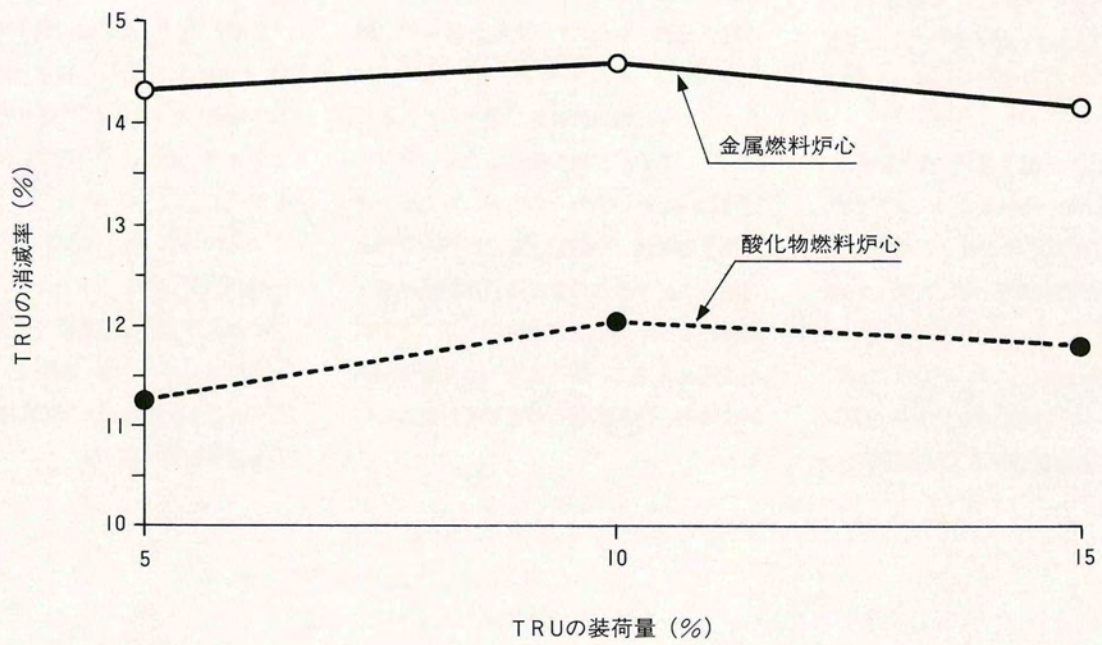


図5-1-5 TRUの消費率 (%)

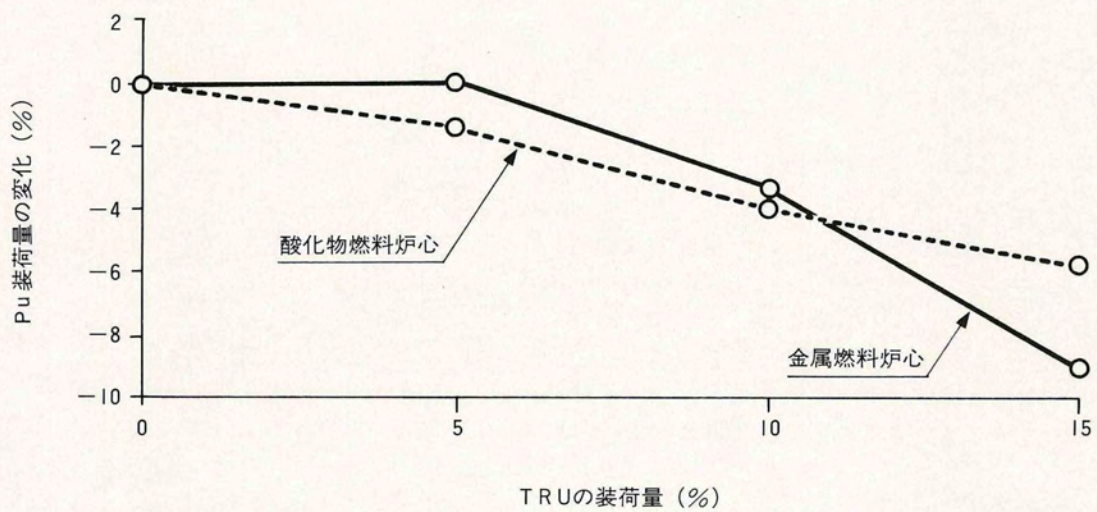


図5-1-6 TRUの装荷によるPu装荷量の変化

りも高い消滅率が得られることがわかった。

Ⅱ. 消滅処理に関するEC超ウラン元素研究所との共同研究——超ウラン元素を含有する消滅用燃料の基本的成立性の評価——

軽水炉で生成し、使用済燃料の再処理後に高レベル廃液から回収される TRU を金属燃料 FBR で消滅させるという基本構想のもとに、当所は1988年より、TRU を含む金属燃料の基本的な成立性を評価するための試験、研究に関して、ヨーロッパ共同体カールスルーエ共同研究センター (JRC-KA) 超ウラン元素研究所との共同研究に

着手した。本共同研究では、第一段階として金属燃料に添加し得る TRU の量ならびに乾式分離プロセスで TRU 分離に伴い随伴を余儀なくされる不純物元素としてのランタノイド元素の許容量を調べるとともに、燃料としての成立性を調べるため、燃料の試作試験を行いそれらの燃料について、物理化学的特性、熱的特性などの基本的特性を明らかにするものである。本計画は第一段階として4年間を予定しており、その成果を踏まえ第二、第三段階として照射用燃料の製造、照射試験への進展を計画している。

5-1-5 今後の研究展望

分離・消滅処理技術に関する当所の研究は、1984年より国内外における研究開発状況の調査、技術的な可能性の検討を実施し、その結果、技術的に可能であるという見通しを得て、1987年より分離・消滅処理の各プロセスの技術開発に本格的に着手した。今後は1987年からの3～4年に亘る各基本プロセスの確証試験を経て、第二段階として各プロセスの組合せ試験を行い、第三段階の実証試験を経て10年後に実用化の見通しを得る計画である。 ●

関連する主な研究報告書等

● 2 ●

1. 「 Test for Demonstrating the Reliability of Containers used for Transporting Spent Fuel-Results of 9 -Meter drop Impact Tests Conducted on 50-Ton Class Spent Fuel Transporting Containers 」 PATRAM (Packaging and Transportation of Radioactive Materials) '80
2. 「 Results of Fire Resistance Tests of Spent Fuel Transporting Container (50-Ton Type Cask) Using a furnace and Investigation of a Method of Numerical Analysis 」 PATRAM '83
3. 「 A Proposal of Guidelines for Selecting Optimum Options in Packagings and Transportation Systems of Spent Fuel 」 PATRAM '83
4. 「 Design and Fabrication of 100-ton class spent Fuel shipping cask (100 -Ton Cask) 」 PATRAM '83
5. 「 Experimental and Analytical Study on Shielding of Spent Fuel Shipping Casks 」 PATRAM '83
6. 「 Results of Extra Fire Tests on a Transport Container for UF₆ 」 PATRAM '86
7. 「 Design, Safety Analyses and Tests of Packagings for HLW and Spent Fuel Transport/Storage 」 PATRAM '86
8. 「 Demonstration Test of 100 Ton Class Spent Fuel Transport Cask 」 PATRAM '86
9. 「 Optimum Design and Safety Evaluation of High Level Vitrified Waste Transport Casks 」 Back End of the Nuclear Fuel Cycle: Strategies and Options Jointly Organized By the International Atomic Energy Agency and the Nuclear Energy Agency of the OECD and Held in Vienna, 11-15 May 1987
10. 「 Safety Evaluation of the Transport Container for Natural Uranium-Hexafluoride Under Fire Accident 」 Uranium Hexafluoride-Safe Handling, Processing, and Transporting Conference Proceedings May 24-26, 1988 Oak Ridge , Tennessee
11. 「不飽和土中の水分移動特性とその測定方法」電中研 研究報告：U 87002 (1987. 6)
12. 「地盤・水文環境情報に関する多機能型データベースシステム“DASH”の開発」電中研 研究報告：U 87079 (1988. 12)
13. 「低レベル廃棄物陸地処分施設からの放射性核種漏出量算定手法の開発」電中研 研究報告：385015 (1975. 9)
14. 「確率論的手法による飽和・不飽和浸透流解析」電中研 研究報告：U 87077 (1988. 12)
15. 「確率論的手法による放射性核種地中移行解析」電中研 研究報告：U 87078 (1988. 12)
16. 「放射性廃棄物陸地処分安全評価に関する現地試験法」電中研 研究報告：386901 (1986. 6)

17. 「不飽和ローム層中の物質移行に関するフィールド試験」電中研 研究報告：U 87087 (1988)
18. 「粘土鉱物によるコバルト、マンガンおよびストロンチウムの吸着特性」電中研 研究報告：385006 (1985.6)
19. 「バッチ試験による粘土およびロームの核種吸着特性」電中研 研究報告：U 86011 (1986.10)
20. 「バッチ試験およびカラム試験による砂の核種吸着特性」電中研 研究報告：U 87003 (1987.8)
21. 「自然環境中の安定核種による放射性核種分配係数推定法」電中研 研究報告：U 87063 (1988.5)
22. 「フォールアウト（放射性降下物）を利用したプルトニウムの地中移動速度の検討」電中研 研究報告：382024 (1982.11)
23. 「フォールアウト（放射性降下物）を利用したプルトニウムの地中移動速度の検討（その2）」電中研 研究報告：383043 (1984.2)
24. 「フォールアウトを利用したストロンチウム-90とセシウム-137の地中移動速度の検討」電中研 研究報告：385027 (1986.1)
25. 「低レベル放射性廃棄物陸地処分の被曝線量評価」電中研 研究報告：385014 (1987.12)
26. 「鉄筋コンクリートスラブの衝撃応答性について」第6回コンクリート工学年次講演会論文集 1984
27. 「プレストレストコンクリートスラブの衝撃応答特性および有限要素法による解析」第7回コンクリート工学年次講演会論文集 1985
28. 「鉄筋コンクリートスラブの衝撃応答性および有限要素法による解析」電中研 研究報告：384027 (1985.4)
29. 「再処理施設放射性排液拡散予測の提案」日本原子力学会 昭和61年秋季分科会予稿集1986
30. 「流水中に放出される鉛直重力噴流の拡散過程」第33回海岸工学講演会論文集 pp. 581 - 585, 1986
31. 「成層化した流水中へ放出される鉛直重力噴流の数値シミュレーション」第31回水理講習会論文集 1987.2
32. 「Numerical Simulation of Vertical forced Plume in Stratified Cross Flow, Proc. of the Third International Symposium on Refined Flow Modelling and Turbulence Measurements」1988.7
33. 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」原子力安全委員会 1982.1
34. 「霧中拡散評価モデルの開発（その2）—簡易モデルによる霧の影響評価—」電中研 研究報告：T 87105 (1988.9)

● 3 ●

1. 「最適方式の検討（その1）」電中研 研究報告：A 84017 (1985.7)
2. 「各種貯蔵方式の経済性比較」電中研 研究報告：L 87001 (1987.8)
3. 「キャスク貯蔵施設の地震時安全性評価」電中研 研究報告：385009 (1985.7)
4. 「衝撃応答解析による貯蔵用キャスクの落下物に対する安全性評価」電中研 研究報告：U 86046 (1987.5)
5. 「鑄鉄キャスクの品質保証に関する研究」電中研 研究報告：L 87002 (1987.11) 鑄鉄キャスク品質保証研究会
6. 「Research on Quality Assurance of Ductile Cast Iron Casks」CRIEPI Report EL 87001 (1988)
7. 「使用済燃料の基本条件」電中研 研究報告：A 84003 (1984.7)
8. 「キャスク貯蔵建屋の概念設計と費用見積り」電中研 研究報告：385003 (1985.9)
9. 「ボルト貯蔵方式の概念設計と費用見積り」電中研 研究報告：385040 (1986.10)
10. 「プール貯蔵方式の概念設計と費用見積り」電中研 研究報告：385039 (1986.10)
11. 「使用済燃料乾式貯蔵技術の検討評価—輸送システム—」電中研 研究報告：A 84016 (1985.7)
12. 「中性子線スカイション線量評価手法の検討」電中研 研究報告：285064 (1986.10)
13. 「鑄鉄製キャスト型モデルキャスクコア材の諸特性」電中研 研究報告：285059 (1986.10)
14. 「鑄鉄製キャスト型モデルキャスクコア材の諸特性」CRIEPI Report:E 286001 (1988.4)

15. 「鑄鉄製キャストール型モデルキャスクコアの材料諸特性」電中研 研究報告：T 86107 (1987.7)
16. 「鑄鉄製キャスクの落下衝撃に対する健全性評価」電中研 研究報告：U 87049 (1987.1)
17. 「使用済燃料キャスク貯蔵の各種試験に関する調査」電中研 研究報告：L 86002 (1987.3)
18. 「使用済燃料乾式貯蔵時の燃料被覆管温度に関する調査」電中研 調査報告：285065 (1986)
19. 「乾式貯蔵時における燃料被覆管の健全性評価 (その1)」電中研 研究報告：T 87011 (1987.11)
20. 「乾式貯蔵時における燃料被覆管の健全性評価 (その2)」電中研 研究報告：T 87055 (1988.6)
21. 「燃料サイクル最適化モデルの開発」電中研 研究報告：Y 88002 (1988.8)

● 4 ●

1. 「単一孔による新型地下水流速流向計の開発」電中研 研究報告：385031 (1986.7)
2. 「東濃鉱山における花崗岩の断裂系の特性調査と岩盤評価—岩盤割れ目における地下水流動特性調査への単一孔式微流速流向計の適用(その1)—」電中研 研究報告：U 88014 (1988.10)
3. 「超低透水性岩盤の透水性状に関する試験・評価法(その1) 新しい装置の開発と予備的検討」電中研 調査報告：執筆中 (1988)
4. 「天然溶存希ガスを用いた地下水調査法の提案」電中研 研究報告：U 86048 (1987.5)
5. 「地下水年代決定法の検討(その1)—深部地下水採水技術—」電中研 研究報告：U 88020 (1988.10)
6. 「東濃鉱山における花崗岩の断裂系の特性調査と岩盤評価—ボアホールテレビジョン装置によるAN-1孔の岩盤割れ目の特性調査(その1)—」電中研 研究報告：U 88003 (1988.6)
7. 「有限要素法による放射性核種地中移行解析手法の開発」電中研 研究報告：385026 (1986.4)
8. 「岩盤地下水の水質・同位体調査—地下水の年代に関する検討(1)—」電中研 研究報告：385025 (1986.2)
9. 「岩盤地下水の水質・同位体調査—地下水の年代に関する検討(2)—」電中研 研究報告：U 86001 (1986.9)
10. 「岩盤地下水の水質・同位体調査—地下水の年代に関する検討(3)—」電中研 研究報告：U 86047 (1988.6)
11. 「模擬ガラス固化体による高レベルガラス固化体の健全性評価—ガラス固化体の相分離、結晶化とガラスとステンレス304との化学相互作用に関する基礎的検討—」電中研 研究報告：281055 (1982.5)
12. 「模擬ガラス固化体による高レベルガラス固化体の健全性評価(その2) 高レベルガラス固化体の浸出に及ぼす浸出液 pH の影響」電中研 研究報告：282022 (1982.11)
13. 「模擬ガラス固化体による高レベルガラス固化体の健全性評価(その3) 高レベルガラス固化体の表面層における結晶化」電中研 研究報告：282023 (1983.1)
14. 「模擬ガラス固化体による高レベルガラス固化体の健全性評価(その4) 高レベルガラス固化体の表面層における結晶化の含有廃棄物量の影響」電中研 研究報告：283005 (1983.10)
15. 「高レベルガラス固化体内における結晶成長挙動」電中研 研究報告：283058 (1984.7)
16. 「キャニスター材の耐久性評価(その2) 熔融模擬高レベルガラスとの反応」電中研 研究報告：283068 (1984.3)
17. 「高レベルガラス固化体の浸出性(その2) ガス固化体の浸出に及ぼすガラスの結晶化の影響」電中研 研究報告：284033 (1985.3)
18. 「高レベルガラス固化体内の Np の拡散速度の決定」電中研 研究報告：284040 (1985.3)
19. 「高レベル廃棄物固化体の浸出性(その3) ガンマ線照射下におけるガラス固化体の浸出性」電中研 研究報告：284050 (1985.7)
20. 「高レベル廃棄物固化体の浸出性(その5) ステンレス腐蝕生成物への溶出シリコン吸着モデルとそのガラス固化体浸出

性評価への適用」電中研 研究報告：285039 (1986.2)

21. 「キャニスター材の耐久性評価（その3）貯蔵環境下における大気腐蝕性の検討」電中研 研究報告：285038 (1986.3)
22. 「高レベル廃棄物固化体の浸出性（その6）浸出性に及ぼす固化体表面層の影響（脱塩水中の静的試験）」電中研 研究報告：285054 (1986.7)
23. 「高レベル廃棄物固化体の浸出性（その7）放射性核種移行モデルの開発」電中研 研究報告：285052 (1986.10)
24. 「高レベルガラス固化体およびキャニスターの健全性評価と核種移行評価」電中研 総合報告：224 (1986.12)
25. 「高レベル廃棄物地層処分等の人工バリア内での核種の化学反応シミュレーション」電中研 研究報告：T 86103 (1987.8)
26. 「高レベル廃棄物固化体の浸出性（その8）浸出性に及ぼす浸出層の影響（動的試験条件）」電中研 研究報告：T 86049 (1988.1)
27. 「高レベルガラス固化体核種浸出挙動解析コード STRAG の検証」電中研 研究報告：T 87033 (1988.2)
28. 「高レベル廃棄物地層処分条件下でのアメリカシウムの浸出挙動シミュレーション」電中研 研究報告（印刷中）
29. 「Surface Layer Crystallization of Simulated Waste Glass at Elevated Temperatures,」Mat, Res. Soc. Symp. Proc. 26 (1984)
30. 「Migration of Neptunium in a Simulated High Level Waste Glass,」J. Nucl. Sci. Technol., 23 (1986)
31. 「Static Leaching of Radioactive Glass under Conditions Simulating a Granitic Repository for High-level Waste :Phase 1.,」Mat. Res. Soc. Symp. Proc.26 (1984)
32. 「Corrosion of Simulated Nuclear Waste Glass in a Gamma Radiation Field,」Mat. Res. Soc. Symp. Proc. 44 (1985) 601.
33. 「Static Leaching of Fully Radioactive Glass at 90°C in the Presence of Bentonite, Granite, and Stainless Steel Corrosion Products,」Mat. Res. Soc. Symp. Proc. 50 (1985)
34. 「Leaching of Simulated Nuclear Waste Glass Under Dynamic Conditions,」Advances in Ceramics, 20 (1986)
35. 「Leaching of Am-241 from a Radioactive Waste Glass Corroded in the Presence of Stainless Steel Corrosion Products and/or Bentonite,」Mat. Res. Soc. Symp. Proc., 1987. (in Press)

電中研レビュー NO.20

●平成元年2月15日発行

●編集兼発行・財団法人 電力中央研究所 広報部
東京都千代田区大手町1-6-1[大手町ビル7階] ☎100
☎03 (201) 6601(代表)
●印刷・株式会社 電友社

本 部 / 経済研究所

東京都千代田区大手町1-6-1 ☎(03)201-6601 ☎100

我孫子研究所 千葉県我孫子市我孫子1646 ☎(0471)82-1181 ☎270-11

赤城試験センター 群馬県勢多郡宮城村苗ヶ島2567 ☎(0272)83-2721 ☎371-02

柏江研究所 / 原子力情報センター / ヒューマンファクター研究センター

東京都柏江市岩戸北2-11-1 ☎(03)480-2111 ☎201

横須賀研究所 神奈川県横須賀市長坂2-6-1 ☎(0468)56-2121 ☎240-01

UHV塩原実験場 栃木県那須郡塩原町関谷1033 ☎(0287)35-2048 ☎329-28

編集後記

電中研レビュー第20号「原子燃料サイクルの確立をめざして」をお届けいたします。

本号では「巻頭言」を日本原子力発電株式会社取締役副社長 田中 好雄様にお願いしました。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我が国にとって、わずかなウラン燃料で大きな電力が取り出せ、しかも燃料を繰り返して利用できる原子力発電は将来にわたって安定した電

源として最も期待されています。また原子力発電は、地球の温暖化や酸性雨の原因として考えられている二酸化炭素(CO₂)や硫黄酸化物(SO_x)などを排出することはありません。

当所では、この原子力発電の一層の推進と、原子燃料サイクルの確立に向けて、その技術開発に取り組んでいます。

本レビューは、当所がこれまでに進めてまいりました原子燃料サイクルの研究をとりまとめたものです。このサイクルの一日も早い完成を願っております。

電力各社をはじめ関係諸機関の方々の一助となれば幸いです。

R