

安全研究成果の概要

(平成8年度-核燃料サイクル分野)

1997年12月

動力炉・核燃料開発事業団

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団

技術協力部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to: Technical Evaluation and Patent Office, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo 107, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation) 1997

安全研究成果の概要（平成8年度－核燃料サイクル分野）

編 集 安全部安全研究課

要 旨

平成8年度の事業団における安全研究は、平成8年3月に作成した安全研究基本計画（平成8年度～平成12年度）に基づき実施してきた。

本報告書は、核燃料サイクル分野（核燃料施設等、環境放射能及び廃棄物処分分野の全課題並びに耐震及び確率論的安全評価分野のうち核燃料施設関連の課題）について、5ヶ年計画の最初の年度である平成8年度の研究成果を安全研究基本計画の全体概要と併せて整理したものである。

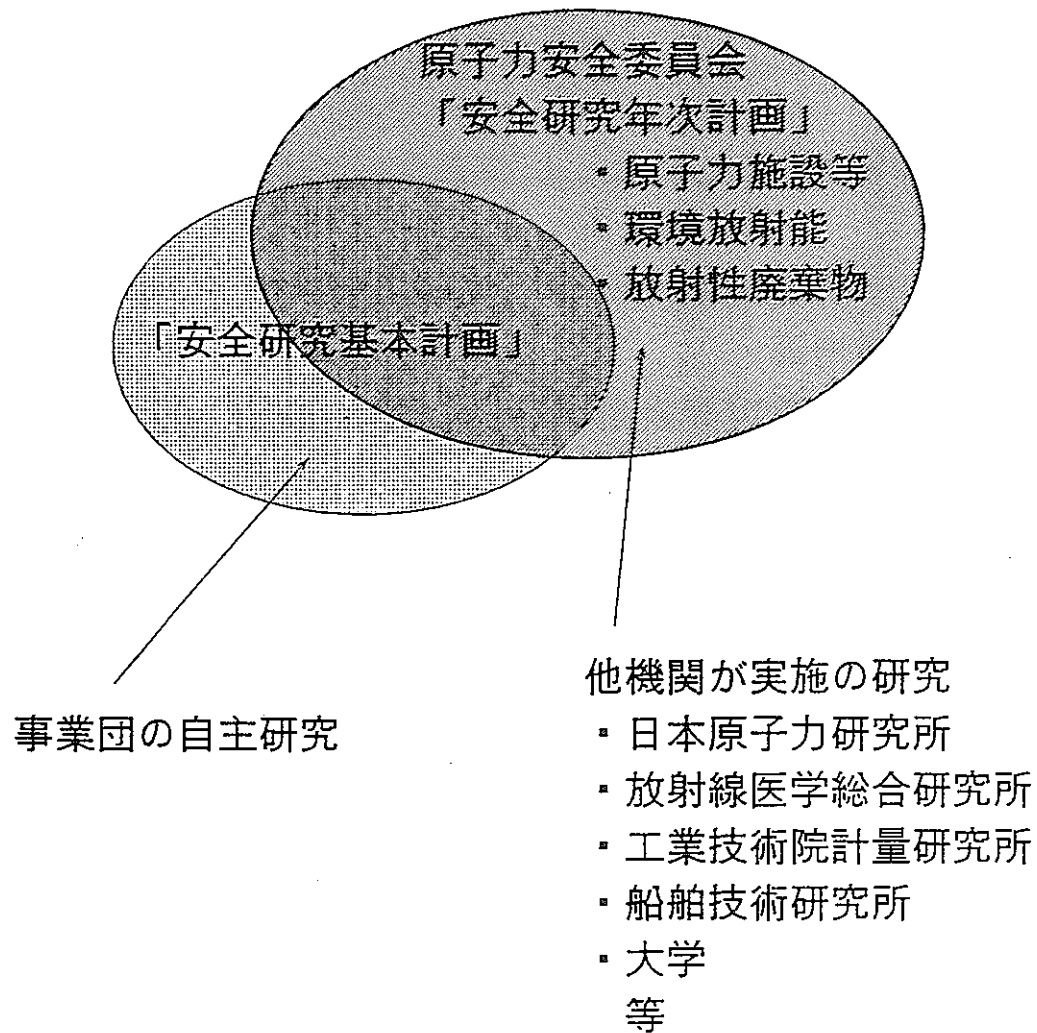
目 次

1. 安全研究基本計画の概要	1
2. 核燃料サイクル分野の安全研究の目的と課題	7
3. 平成8年度安全研究成果調査票リスト	17
4. 平成8年度安全研究成果調査票	23

1. 安全研究基本計画の概要

動力炉・核燃料開発事業団における安全研究

動力炉・核燃料開発事業団（以下、事業団と称す）における安全研究は、原子力安全委員会の「安全研究年次計画」と整合を図りながら事業団の自主研究を加えた5ヶ年の「安全研究基本計画」に従い実施しています。



安全研究基本計画

安全研究の基本方針

事業団が所有する施設の設計，建設，運転および管理を通じて得た経験ならびにプロジェクトの開発や関連する研究を通して蓄積された技術を背景に以下を目的として安全研究を実施しています。

目的

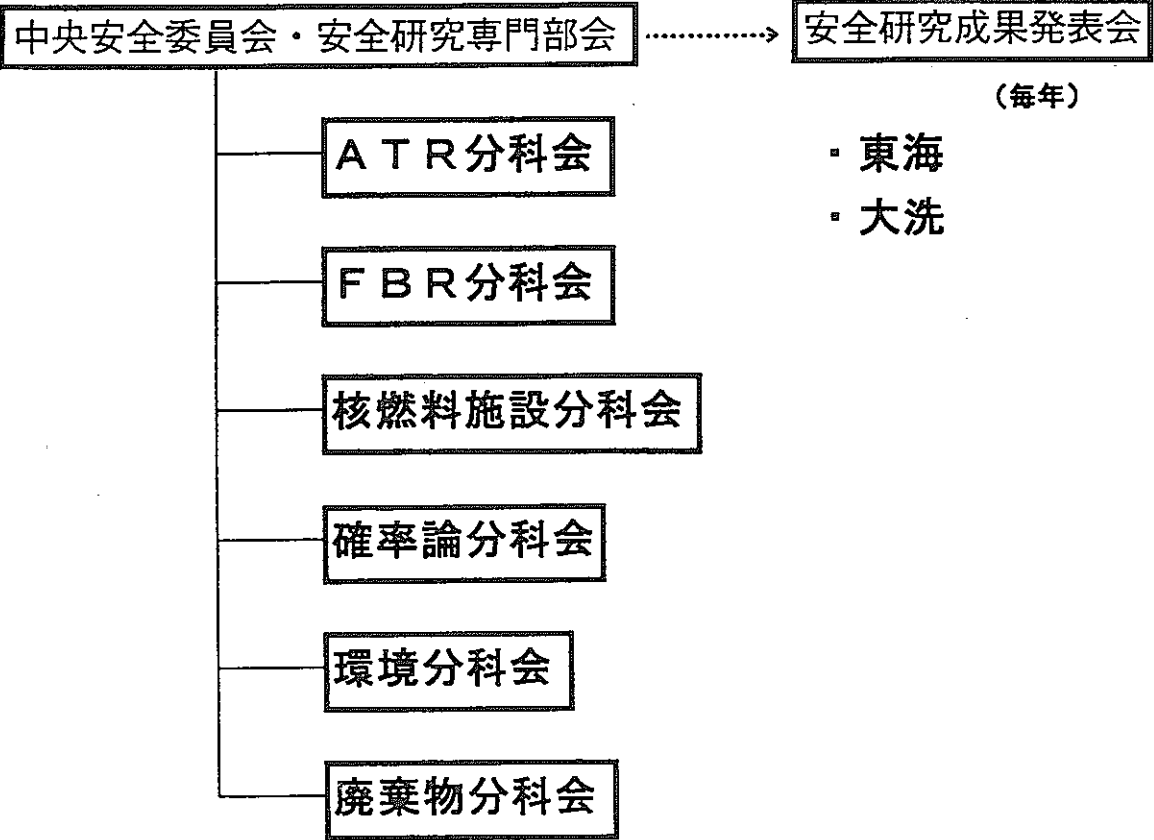
1. 施設の安全性の向上による原子力に対する国民の信頼性の増進
2. 安全技術の高度化及び体系化による民間への円滑な技術移転及び技術協力
3. 設計裕度及び評価基準等の適切化による原子力の信頼性，経済性の向上
4. 成果の統合化による指針・基準類の整備等，原子力安全規制への貢献

実施における留意事項

1. 研究計画の明確化と成果の積極的な公表
2. ニーズを踏まえた安全研究の効率的実施
3. 総合的なレビューによる成果の質の向上
4. 研究成果の効果的な反映

安全研究推進体制

研究計画，研究成果については事業団内の下記の体制で横断的検討，評価を行い，目的を的確に把握し，効率的に推進しています。



研究成果は，関連の分科会で評価・検討するとともに「成果発表会」では事業団外の専門家の意見も得て，質の向上を図ることとしています。

安全研究基本計画

安全研究計画

原子力安全委員会の「安全研究年次計画」の研究分野と対応させて「安全研究基本計画」の研究分野を分類しています。

(原子力安全委員会) 「安全研究年次計画」

(平成8年度～平成12年度)

原子力施設等

(原子力施設等安全研究専門部会)

水炉

全件数/動燃

12 / -

高速増殖炉

← 24 / 22 →

核燃料施設

← 36 / 17 →

放射性物質の
輸送

3 / -

耐震等

← 14 / 1 →

確率論的安全
評価等

← 19 / 5 →

環境放射能

← 141 / 8 →

(環境放射能安全研究専門部会)

放射性廃棄物

← 37 / 20 →

(放射性廃棄物安全規制専門部会)

(事業団)

「安全研究基本計画」

(平成8年度～平成12年度)

A T R

5

高速増殖炉

27

核燃料施設

21

耐震

1

確率論的安全
評価

7

環境放射能

8

廃棄物処分

20

(注) 数字は研究課題の件数を示す

安全研究基本計画

2. 核燃料サイクル分野の安全研究の目的と課題

核燃料施設等に関する安全研究

研究の目標

- ☆ 事業団所有施設の設計・運転により蓄積した知見・データの活用及び技術開発により安全に関する技術の高度化を図る。
- ☆ 技術の高度化の結果を事業団所有施設の運転・管理等に反映し、施設の安全・安定運転技術の高度化を図る。
- ☆ 次世代施設の安全設計・評価技術の高度化を図る。
- ☆ 安全設計・運転・管理等に関する知見・データを提供し、核燃料サイクルの民間事業化を支援する。

研究対象

下図に示すように核燃料サイクルのうちウラン濃縮・燃料加工・再処理・廃棄物処理・貯蔵を研究対象としています。

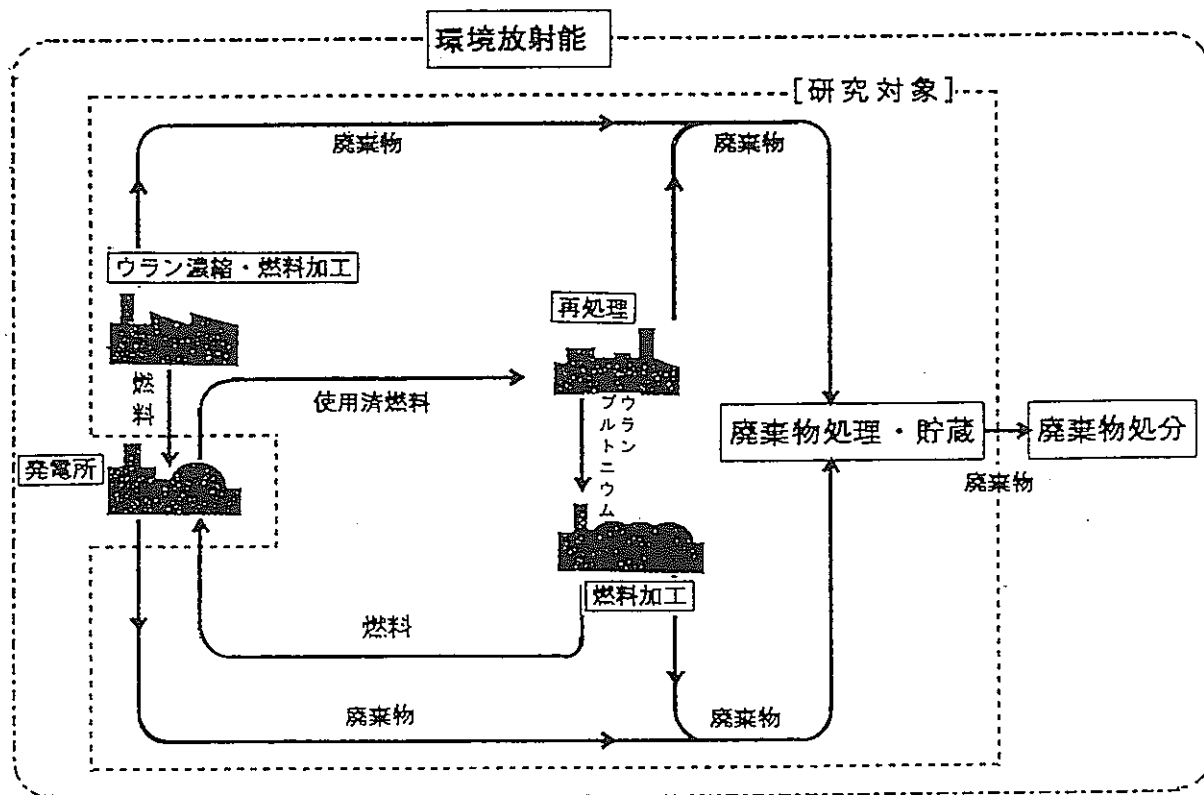


図1 研究対象

核燃料施設に関する安全研究

核燃料施設等に関する安全研究課題
(H8年度～H12年度)

臨界安全性

- 未臨界度測定システムの開発
- MOX加工施設等の臨界管理

閉じ込め安全性

- 異常事象評価試験
- グローブボックス等の安全性試験
- MOX粉末の安全取扱い技術
- 水素混合ガスの安全性
- 核燃料施設に関する静的安全機能を有する機器の適用

放射性廃棄物の管理

- 高レベル廃棄物高減容処理
- ヨウ素含有廃棄物の廃棄体化
- 各種低レベル放射性廃液の高除染、高減容処理技術
- TRU廃棄物の非破壊測定技術
- ヨウ素除去技術高度化
- クリプトン回収・固定化技術
- 再処理施設における¹⁴Cの挙動評価

遮へい安全性

- 核燃料施設における中性子線量評価

運転管理・保守及び放射線管理

- 供用期間中検査技術の向上
- 電気・電子部品の耐放射線性
- 原子力用材料のレーザー光による表面処理効果
- 再処理施設における放射線監視・管理のシステム開発
- 核燃料施設における放射線管理設計の基準化
- 放射線作業における被ばくの低減化

耐震

- 原子力施設の免震構造

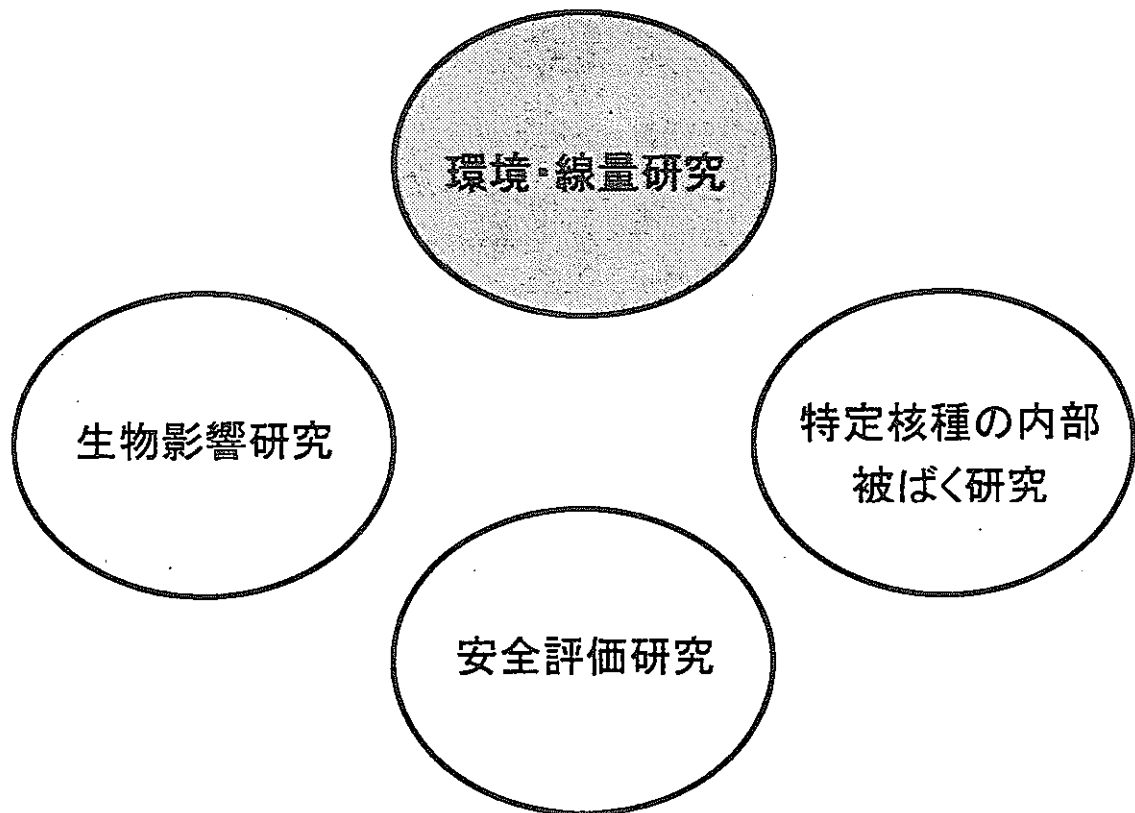
確率論的安全性

- 核燃料施設の信頼性評価手法
- 核燃料施設への確率的安全評価の適用

核燃料施設に関する安全研究

環境放射能に関する安全研究

環境放射能に関する安全研究とは、国民の健康の確保及び環境の安全確保を図るため、原子力施設等周辺を含む環境における放射線の分布及び放射性核種の挙動並びにその影響を研究することです。



国の環境放射能安全研究年次計画

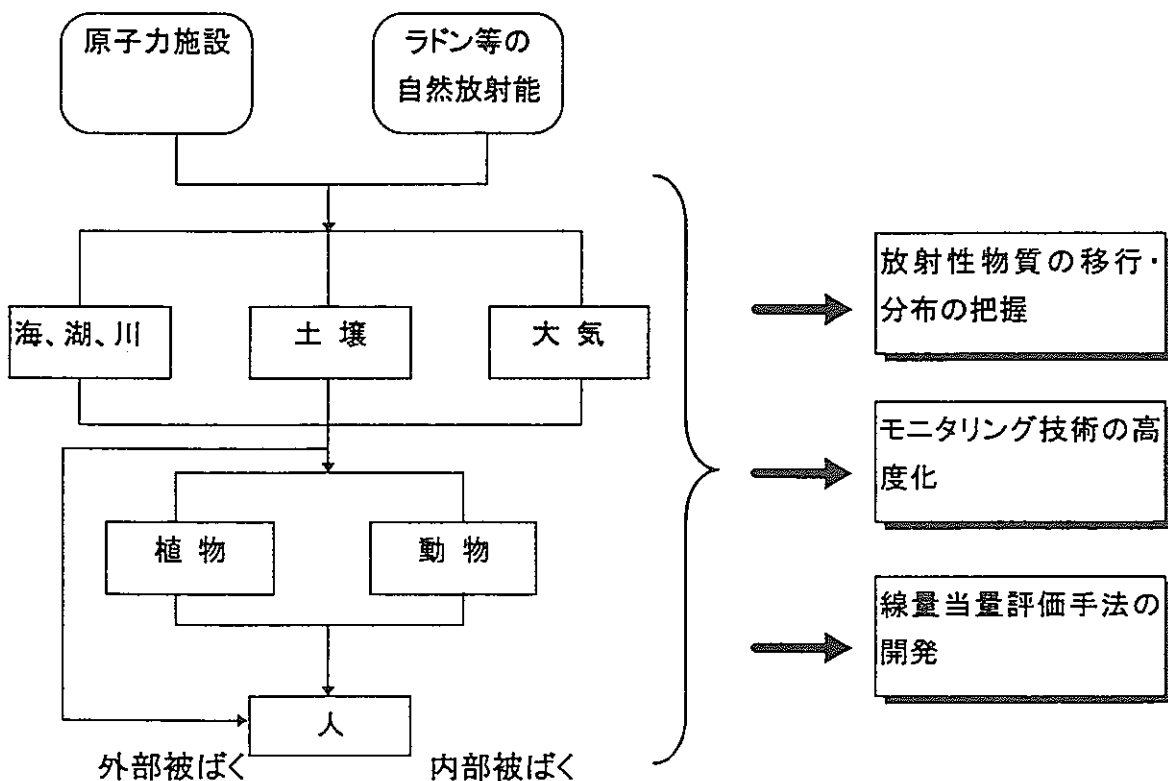
事業団では、事業団原子力施設の環境放射能の測定・評価及びモニタリング手法、環境線量評価手法等の研究開発の観点から環境・線量研究に取り組んでいます。

環境放射能に関する安全研究

事業団における環境放射能安全研究

(研究の目標)

- 核燃料施設の安全性の実証とともに、さらなる安全性の向上を目指す。
- 核燃料サイクル施設の民間事業化を支援する。
- 施設周辺を中心とした安全性評価から、広域あるいは地球規模における評価へ展開する。



放射性物質の移行経路と研究開発項目

環境放射能に関する安全研究

**環境放射能安全研究課題
(H8年度～H12年度)**

放射性核種の分布と挙動評価に関する研究

- 地質と環境放射線の関連性
- 環境中ラドン及びその壊変生成物濃度の測定及び性状挙動評価手法
- 放射性物質の環境中での移行挙動及び変動要因
- 湖沼環境被ばく評価モデルの開発

線量算定モデル及び線量評価に関する研究

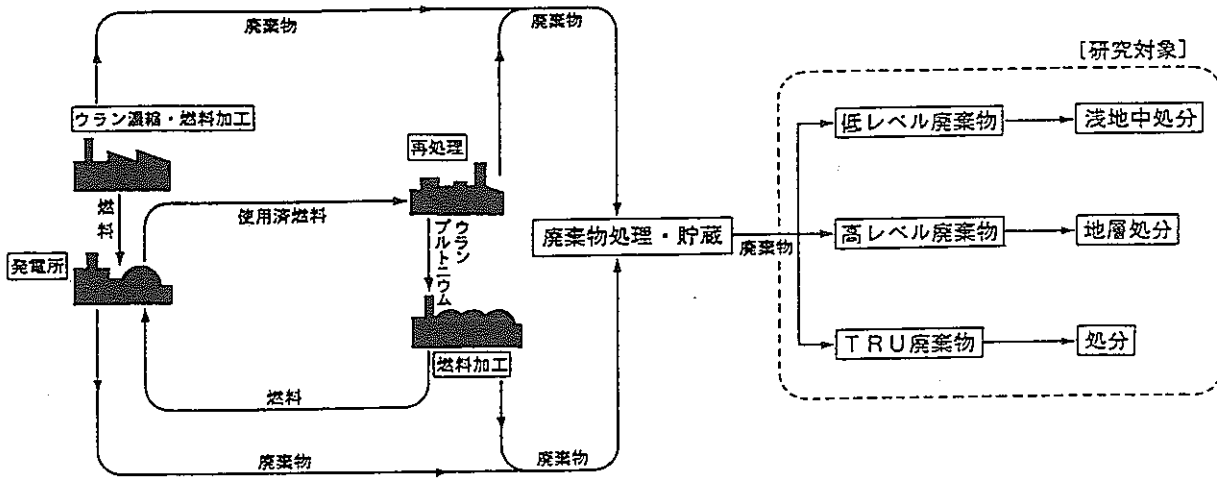
- 地球規模の広域拡散評価手法
- 放射性物質の環境影響評価手法

環境放射能測定、放射性物質分析測定等のモニタリング技術開発に関する研究

- 長半減期核種の分析測定技術の高度化
- 内部被ばく線量測定評価手法の高度化

環境放射能に関する安全研究

廃棄物処分に関する安全研究



研究対象

地層処分安全評価の特徴

- 極めて長い時間枠を考慮しなければならない。
- 天然の地層という不均質で大きな空間領域を有するシステム要素を含む。

⇒ 間接的実証：シナリオに基づくモデル予測によってシステムの安全性を示す。

廃棄物処分に関する安全研究

地層処分研究開発と処分方策の経緯

研究開発

事業団の第一次とりまとめ
(1992年)

事業団の第二次とりまとめ
(2000年3月)

国の評価

研究開発成果を反映

処分対策

・高レベル事業推進準備会設立
(1993年)

・実施主体の設立
(2000年頃を目途)

・処分予定地の選定, 国による確認
・サイト特性調査の実施
・処分技術の実証

・処分場の設計
・国による安全審査の実施
・処分場の建設

処分場の操業開始

(2000年代~2040年代半ば)

廃棄物処分に関する安全研究

廃棄物処分安全研究課題
(H8年度～H12年度)

地層処分における安全評価の
基本的考え方に関する研究

- 安全に関する基本的考え方と安全評価の考え方
- 安全評価シナリオ

TRU廃棄物処分の安全評価
に関する研究

- 核種移行評価モデル及びデータベースの整備

深部地質環境の科学的研究を
基盤とする研究

- 地質環境の長期安定性
- 地下水流動モデルの確立
- 地下水の地球化学特性
- 天然バリアのナチュラルアナログ
- 地質環境の適正評価手法
- 地震動が地質環境特性に与える影響

高レベル廃棄物地層処分シス
テムの安全評価に関する研究

人工バリア及び処分システム
に関する安全研究

- 人工バリア要素の安全性
- 人工バリア中核種移行評価に係るデータベース
- 人工バリアのナチュラルアナログ
- 人工バリア等の構造安定性
- 人工バリアの長期物理的安定性
- 微生物影響

天然バリア及び地質環境条件
に関する安全研究

- 天然バリアにおける放射性核種の移行
- 人工バリアとその周辺岩盤との相互作用

地層処分システムの総合評価
手法に関する安全研究

- 地層処分システムの総合安全評価方法
- 地層処分システムの確率論的評価方法
- 安全評価に用いる解析手法・コード・データの品質保証

廃棄物処分に関する安全研究

3. 平成8年度安全研究成果調査票リスト

平成 8 年度安全研究成果調査票リスト（核燃料サイクル分野）

〔核燃料施設等：全21件〕 ○印は国の安全研究年次計画に登録されているもの

○1- 1	未臨界度測定システムの開発	28
○1- 2	MOX加工施設等の臨界管理に関する研究	32
○2- 1	核燃料施設における中性子線量評価に関する研究	36
○3- 1	異常事象評価試験研究	40
○3- 2	グローブボックス等の安全性試験	44
○3- 3	MOX粉末の安全取扱い技術の研究	48
○3- 4	水素混合ガスの安全性の研究	52
○3- 5	核燃料施設に対する静的安全機能を有する機器の適用に係る研究	56
○4- 1	供用期間中検査技術の向上に関する研究	60
○4- 2	電気・電子部品の耐放射線性に係わる研究	64
4- 3	原子力用材料のレーザー光による表面処理効果に関する研究	68
○4- 4	再処理施設における放射線監視・管理のシステム開発に関する研究	72
4- 5	核燃料施設における放射線管理設計の基準化に関する研究	76
4- 6	放射線作業における被ばくの低減化に係わる研究	80
○5- 1	高レベル廃棄物高減容処理に関する研究	84
○5- 2	ヨウ素含有廃棄物の廃棄体化に関する研究	88
○5- 3	各種低レベル放射性廃液の高除染、高減容処理技術に関する研究	92
○5- 4	TRU廃棄物の非破壊測定技術に関する研究	96
○5- 5	ヨウ素除去技術高度化開発	100
○5- 6	クリプトン回収・固定化技術に関する研究	104
5- 7	再処理施設における ¹⁴ Cの挙動評価に関する研究・調査	108

〔耐震：全1件〕 ○印は国の安全研究年次計画に登録されているもの

○1- 1 原子力施設の免震構造に関する研究（核燃料施設及び高速炉機器） 114

〔確率論的安全評価等：全2件〕 ○印は国の安全研究年次計画に登録されているもの

○1- 3 核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究 122

○2- 4 核燃料施設への確率論的安全評価の適用研究 126

〔環境放射能：全8件〕 ○印は国の安全研究年次計画に登録されているもの

○1- 1 地質と環境放射線の関連性に関する研究 132

○1- 2 環境中ラドン及びその壊変生成物濃度の測定及び性状挙動評価手法
に関する研究 136

○1- 3 放射性物質の環境中での移行挙動及び変動要因に関する研究 140

○1- 4 湖沼環境被ばく評価モデルの開発 144

○2- 1 地球規模の広域拡散評価手法に関する研究 148

○2- 2 放射性物質の環境影響評価手法に関する研究 152

○3- 1 長半減期核種の分析測定技術の高度化に関する研究 156

○3- 2 内部被ばく線量測定評価法の高度化に関する研究 160

〔廃棄物処分：全20件〕 ○印は国の安全研究年次計画に登録されているもの

○1- 1	安全に関する基本的考え方と安全評価の考え方等に関する研究	166
○1- 2	安全評価シナリオに関する研究	168
○1- 3	地質環境の長期安定性に関する研究	172
○2- 1	人工バリア要素の安全性に関する研究	176
○2- 2	人工バリア中核種移行評価に係るデータベースの整備	180
○2- 3	人工バリアのナチュラルアナログ研究	184
○2- 4	人工バリア等の構造安定性に関する研究	188
○2- 5	人工バリアの長期物理的安定性に関する研究	192
○2- 6	放射性廃棄物処分における微生物影響調査	196
○2- 7	地下水流動モデルの確立に関する研究	200
○2- 8	地下水の地球化学特性に関する研究	204
○2- 9	天然バリアにおける放射性核種の移行に関する研究	208
○2-10	天然バリアのナチュラルアナログ研究	212
○2-11	地質環境の適性評価手法に関する研究	216
○2-12	地震動が地質環境特性に与える影響に関する研究	218
○2-13	人工バリアとその周辺岩盤との相互作用に関する研究	222
○2-14	地層処分システムの総合安全評価手法に関する研究	228
○2-15	地層処分システムの確率論的評価手法に関する研究	232
○2-16	安全評価に用いる解析手法・コード・データの品質保証に関する研究	234
○3- 1	TRU廃棄物処分に関する核種移行評価モデル及びデータベースの整備	238

4. 平成8年度安全研究成果調査票

核燃料施設等分野

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号	3-1-4
研究課題名 (Title)	未臨界度測定システムの開発 (Development of Subcriticality Measurement System)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所属] 大洗工学センター 実験炉部臨界工学試験室 [氏名] 相原 永史 [連絡先] ☎311-13 茨城県東茨城郡 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 ☎029-266-4141			O-Arai Engineering Center Experimental Reactor Division Criticality Engineering Section Nobuo OHTANI	
キーワード	未臨界度	核燃料	重水臨界実験装置(DCA)		
key word	subcriticality	nuclear fuel	DCA		
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)：中性子計測データの計算機直接入力に関する研究 (九州大学) 実証試験名(実施機関)： 委託研究名(実施機関)：ファインマン- α 法による実効増倍率測定データの理論的 評価(京都大学)				
主要レポート名等	(1)日本原子力学会 1997年春の年会要旨集 B4 羽様、高バックグラウンド下でのミハ ルゾ法による未臨界度測定 総数 5件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 未臨界度の解析手法の開発と未臨界度測定技術の開発を行い、未臨界度モニターを開発することによっ て、高速炉燃料の再処理施設等、核燃料取扱施設や核燃料輸送設備の臨界安全管理技術の向上及び臨界安全 に係る設計の合理化に資する。					
【研究内容(概要)】 イ. 未臨界度解析手法の開発 従来ほとんど検討されていない深い未臨界度について、炉物理的な定義と計算方法を検討する。 ロ. 未臨界度測定技術の開発 未臨界度測定試験施設を用いて、ウラン及びプルトニウム燃料を含む軽水減速体系について未臨界度測 定実験を実施するとともに測定手法を確立する。 ハ. 未臨界度モニターの開発 ロ. で検証された未臨界度測定手法を用いた未臨界度モニターを開発する。					
【使用主要施設】 重水臨界実験装置(DCA)					

【成果の活用方法】

未臨界度モニターは、標準的な中性子検出系と計測データの処理システム、及び、駆動する小型計算機で構成される。実時間で核燃料取り扱い設備の未臨界度をモニターすることによって、臨界安全管理の信頼性を向上する。

【進捗状況】

イ. 未臨界度解析手法の開発

ファインマン- α 法の測定値である α （即発中性子減衰定数）を実効増倍率に対応づける際に必要な β 、 l の計算手法を検討した。

ロ. 未臨界度測定技術の開発

A T R仕様のウラン及びプルトニウム燃料を含む軽水減速体系について未臨界度測定実験を実施し、基本性能を確認した。

ハ. 未臨界度モニターの開発

ファインマン- α 法について、測定データの計算機への直接取り込みによる測定システムを用いたオンライン測定システムの性能を評価した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. 未臨界度解析手法の開発では、ファインマン- α 法の測定値である α （即発中性子減衰定数）を実効増倍率に対応づける際に必要な β 、 l の計算手法を検討し、実験により検証する。

ロ. 未臨界度測定技術の開発では、高速炉再処理施設を想定した常陽MK-I燃料を試験体に装荷した体系について測定能力の評価をミハルゾ法、ファインマン- α 法について行う。

ミハルゾ法については、測定の統計精度の向上としてデータ処理プログラムの改善、複数検出器の利用を検討する。検出器配置依存性について簡易な補正手法を開発する。

ファインマン- α 法については、測定データの計算機への直接取り込みによる測定システムの性能改善や複数検出器の利用等による高中性子計数率時の測定能力の改善を図る。

ハ. 未臨界度モニターの開発では、ミハルゾ法については、オンライン測定システムを構築し、モニターとしての性能を評価する。ファインマン- α 法については、測定データの計算機への直接取り込みによる測定システムを用いたオンライン測定システムの性能評価を継続する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 未臨界度解析手法の開発

ファインマン- α 法の測定値である α （即発中性子減衰定数）を実効増倍率に対応づける際に必要な β 、 l の計算手法について、断面積ライブラリー依存性を明らかにした。

ロ. 未臨界度測定技術の開発

試験体としてATR仕様の低濃縮ウラン燃料やプルトニウム燃料を装荷した炉心を用いてファインマン- α 法、ミハルゾ法について研究が進められた。

ミハルゾ法については、新たに構築したワークステーションで解析するシステムを用いて基本性能、最適なCf線源強度、検出器配置の影響について調べた。基本性能としては実効増倍率0.90を ± 0.01 で正確に測定できることが確認できた（図1）。強度30MBqのCf線源検出器を製作し、3MBqの線源検出器を用いたときの測定結果の比較により、線源強度の影響を評価した。プルトニウム燃料を用いると、燃料の（ α , n ）反応等により中性子バックグラウンドが増加するが、中性子バックグラウンドがCf線源強度に比べて無視できる場合にはCf線強度の影響は現れないこと、中性子バックグラウンドが線源強度の7倍程度では現状の測定精度では統計誤差が約2倍になることが確認でき、最適なCf線源強度を選択する際の指標を得ることができた（図2）。測定結果の検出器配置依存性については、実効増倍率が小さいほど顕著に現れることを確認した。配置依存性の補正手法を理論的に検討し、補正係数を3次元拡散計算コードにより求めるシステムを作成した。得られた補正係数を検出器配置の影響が大きく現れている測定結果に適用すると、検出器配置に依存しない結果を得ることができた（図3）。また、小型のCf線源検出器を試作し、小型化しても性能に変化のない検出器が製作できることを確認した。

ファインマン- α 法については、プルトニウム燃料を用いた場合の中性子計数率の増加に伴う検出器不感時間の影響について理論的に検討し、複数検出器の信号を合成すれば不感時間の影響が低減されることが理論的に明らかになった。

ハ. 未臨界度モニターの開発

ファインマン- α 法については、測定データの計算機への直接取り込みによる測定システムのオンライン化を試み、測定時間90秒で実効増倍率0.98と0.95を判別できることが確認できた（図4）。直接取り込みによるシステムはロッシ- α 法や自己相関関数法による実効増倍率の測定にも適用でき、各手法間の測定結果は実効増倍率0.7まで一致することが確認された。

又、ミハルゾ法を含む周波数解析法について、モニターシステムの検討を行った。

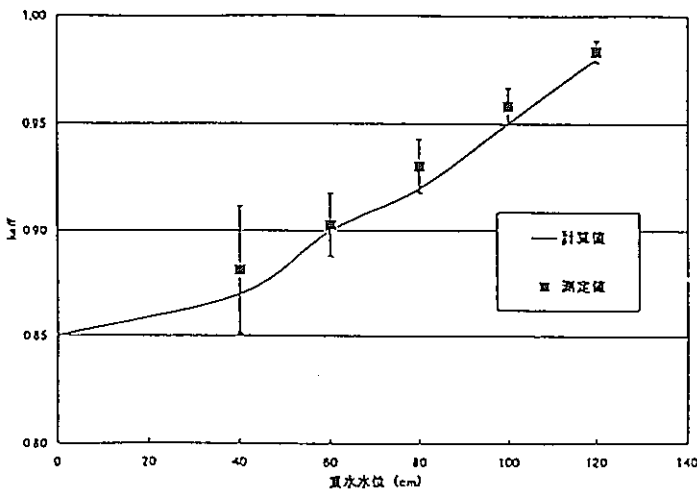


図1 ミハルゾ法による実効増倍率測定例

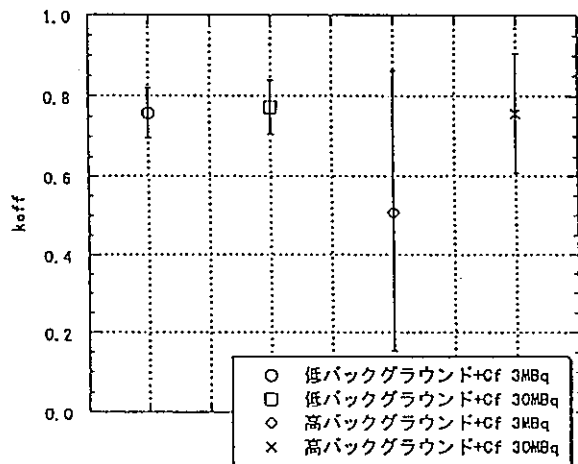


図2 中性子バックグラウンドの影響

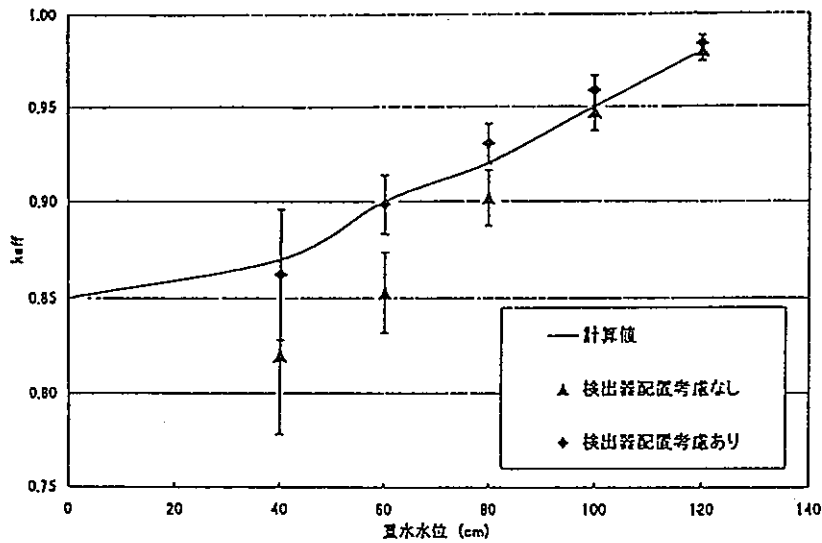


図 3 検出器配置の影響の補正

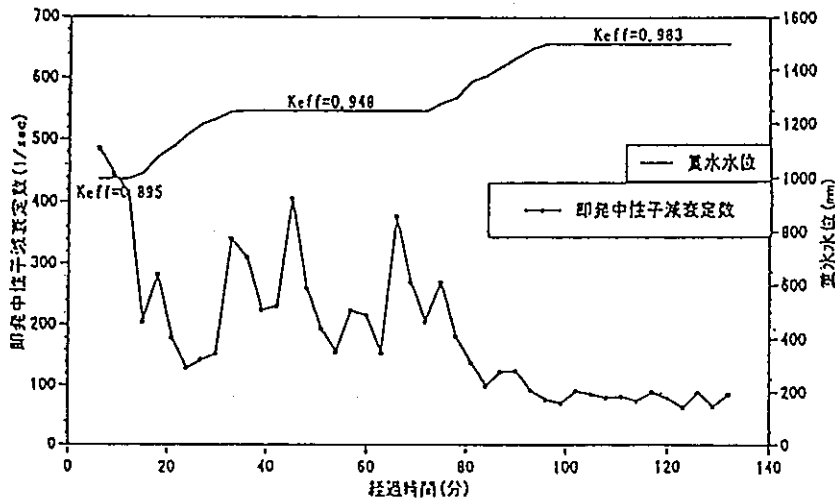


図 4 計算機直接取り込み手法のオンライン測定結果

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) PNC TN9410 96-133 相原、大谷、八木、羽様；DCA未臨界度測定体系の炉心特性
- (3) PNC TN9410 96-293 毛利；「常陽」MK-I燃料試験体を装荷したDCA 2領域炉心の核特性評価
- (4) PNC TN9410 97-011 大谷；ウェーブレット解析による臨界近接の検知法の開発
- (5) 平成 8 年度弥生研究会 要旨集 3 羽様；DCA未臨界度測定試験体系の運転システムとその応用

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号 3-1-6	
研究課題名 (Title)	MOX加工施設等の臨界管理に関する研究 Study on Criticality Safety for Nuclear Fuel Cycle Facilities.	継続状況		<input checked="" type="checkbox"/> 前年度計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No)	〔所属〕動力炉・核燃料開発事業団東海事業所 安全管理部安全技術課 〔氏名〕武田 伸荘 〔連絡先〕☎319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-282-1111		S. Takeda, General Manager Safety Technology Development Section, Health and Safety Div. PNC Tokai works Tokai, Ibaraki, 319-11 Japan Tel: 029-282-1111		
キーワード	臨界安全	核燃料施設	臨界安全データ	未臨界度	自己回帰移動平均モデル
key word	criticality Safety	nuclear fuel cycle facility	criticality safety data	subcriticality	ARMA model
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)： 実証試験名(実施機関)： 委託研究名(実施機関)：オンライン臨界安全監視システムの開発研究 (摂南大学工学部電気工学科)				
主要レポート名等	(1)MOX取扱施設臨界安全ガイドブック(PNC TN1410 96-074)				
	総数 3件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 MOX加工施設の実用化及びアクチニドリサイクルの実現に向けて、施設の臨界安全設計における安全性の向上及び施設運転における臨界安全性の向上並びに臨界安全評価に係る安全審査の判断資料の整備に資する。					
【研究内容(概要)】 イ. 臨界安全解析手法の高度化整備 臨界安全解析コード、核データ等の拡充・整備を行うとともに、実プラント体系について検討計算を行い、従来手法における安全裕度の定量化を行う。 ロ. 臨界安全データの整備 実プラント体系に近い臨界安全データの集積を行う。また、マイナーアクチニド核種についての臨界安全データの整備を行う。 ハ. 臨界安全監視システムの開発 臨界事故を未然に検知するための監視システムの開発・評価を行う。					
【使用主要施設】 DCA					

【成果の活用方法】

- ・安全裕度の確認、商業用MOX加工施設の安全審査への貢献
- ・アクチニドリサイクル施設設計への適用

【進捗状況】

- イ. OECD/NEA の燃焼度クレジット臨界ベンチマークとして、SCALE コードシステムを用いて、BWR 使用済燃料の解析を行った。
- ロ. 新たに入手した核データライブラリを用いて、マイナーアクチニド核種の最小臨界値の計算を、SCALE コードシステムにより行い、前年度までに実施したMCNPコードによる計算結果との比較・検討を行った。
- ハ. 前年度に大洗工学センターのDCA において測定した炉雑音データについて、自己回帰移動平均モデルを基本としたオンライン未臨界度推定アルゴリズムにより、パラメータ推定の検討を行った。また、中性子雑音測定装置の改良を行い、この装置を用いてDCA において炉雑音データの測定を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 新たな解析コード、核データの導入・整備を行う。また、OECD/NEA燃焼度クレジット臨界ベンチマークに引き続き参加する。臨界安全の検討計算の対象とする実プラント体系についての検討を行う。
- ロ. マイナーアクチニド核種の臨界安全データの整備のための計算解析を継続して実施する。また、MOX 非均質体系の臨界安全データの整備を行う。
- ハ. DCA において測定した炉雑音データを用いてオンライン未臨界度推定アルゴリズムの検討を行う。またシステム開発のための検討を行う。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. OECD/NEA の燃焼度クレジット臨界ベンチマークのPhase 3B「BWR 使用済燃料の核種組成の解析」では、5種類の燃料ロッドで構成された燃料集合体が計算対象であった。この解析においては、モデル化と解析結果の傾向を把握し、BWR 使用済燃料の核種組成の解析に適切な計算手順に関する知見を得るため、燃料ロッドの均質化において3つの計算モデルを設定し、SCALE コードシステムの臨界安全解析モジュールを用いて計算を行った。この結果から、燃焼度が約1GWd/tHM以下の領域では、Gd入り燃料ロッドと通常の燃料ロッドを合せて均質化を行った結果とGd入り燃料ロッドと通常の燃料ロッドを区別した結果で大きな差異が確認された。燃焼度が約1GWd/tHMを超えた領域ではいずれの計算モデルも大きな差異はなかった。また、4種類の通常の燃料ロッドのモデル化については、個々の燃料ロッドを詳細にモデル化した場合と4種類の燃料ロッドを均質化した場合に大きな差異がないことが確認された。この計算結果は、本ベンチマークの定例会合において、各国の研究機関の計算結果と比較・検討され、妥当なものであることが確認されるとともに、SCALE がこの解析に対して適用可能であることが認識された。

ロ. マイナーアクチニド核種の臨界安全データの検討として、新たに入手したSCALE 用のENDF/B-Vを基本とした44群ライブラリを用いて、マイナーアクチニド核種の金属-水体系及び酸化物-水体系おける最小臨界質量の計算を行い、これまでに算出したデータとの比較検討を行った。計算の対象とした核種は、Np-237、Am-241、Am-243、Cm-243、Cm-244、Cm-245の6核種である。計算結果として、Cm-244の最小臨界質量を下表に示す。今回新たに行ったSCALE4.3によるENDF/B-Vの計算結果は、MCNP4AによるENDF/B-Vの計算結果とほぼ一致することが確認された。

Cm-244の臨界質量

	反射条件	燃料密度 [g/cm ³]	臨界質量 [kg-Metal]				
			SCALE 43		MCNP4A		
			ENDF/B-IV	ENDF/B-V	ENDL-85	ENDF/B-V	JENDL-3.2
金属単体	空気(裸)	13.5	13.6	26.3	58.3	27.4	30.4
	全反射		11.4	22.3	44.2	22.2	24.7
	ノミナル反射		12.1	23.7	50.0	23.7	26.8
酸化物	空気(裸)	11.92	17.5	38.0	75.9	34.9	39.6
	全反射		14.9	32.8	61.5	29.9	33.5
	ノミナル反射		15.8	34.4	68.5	32.1	36.0

ハ. 前年度に大洗工学センターのDCA において測定した炉雑音データについて、自己回帰移動平均モデルを基本としたオンライン未臨界度推定アルゴリズムにより、パラメータ推定を行い、推定のために適切なデータを得るための信号系、推定可能な未臨界度の範囲等に関する知見を得た。

また、これまでに作成した中性子雑音測定装置のうち、中性子パルス信号を時系列信号に変換するモジュールについて変換の時定数を短くするための改良を行った。この装置を用いてDCA において炉雑音データの測定を行い、有効な時系列信号が得られることを確認した。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2)野尻他、Calculation Study for Criticality Safety of Fissionable Actinides.

原子力国際会議 (GLOBAL'97) 1997.10

(3)清水他、Validation of CSAS25 and MCNP4 for MOX homogeneous System and calculation of criticality safety date for MOX facilities. ANS Nuclear Criticality safety Division Topical Meeting 1997.9

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究.				分類番号 3-2-3
研究課題名 (Title)	核燃料施設における中性子線量評価に関する研究 Study on Neutron Dosimetry in Nuclear Fuel Cycle Facilities.	継続状況			<input checked="" type="checkbox"/> 前年度計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間			平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel.No)	〔所 属〕 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所 安全管理部安全技術課 〔氏 名〕 武田 伸荘 〔連絡先〕 ☎319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-282-1111		S. Takeda, General Manager Safety Technology Development Section, Health and Safety Div. PNC Tokai works Tokai, Ibaraki, 319-11 Japan Tel: 029-282-1111		
キーワード	中性子	線量評価	遮へい設計	スカイシャイン	核燃料施設
key word	neutron	dose evaluation	shielding design	skyshine	nuclear fuel cycle facility
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関) : 実証試験名 (実施機関) : 委託研究名 (実施機関) : 遮蔽安全解析コードの検証研究 (北海道大学工学部原子工学科)				
主要レポート名等	なし				総数 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)
【研究目的】 MOX加工施設の実用化及びアクチニドリサイクルの実現に向けて、中性子遮へい設計における安全性の向上及び中性子被ばく低減化による運転安全性の向上並びに中性子線量評価に係る安全審査の判断資料の整備に資する。					
【研究内容 (概要)】 イ. 被ばく線量計算手法の高度化 高次化プルトニウム燃料等から放出される中性子の強度を精度良く計算するための核データ等の拡充及び遮へい計算コードの高度化整備を行う。 ロ. 中性子遮へい材の開発 施設における使用条件を踏まえた実用的な中性子遮へい材の開発・評価を行う。 ハ. 中性子線量の測定・評価 測定・評価手法の高度化及び施設内外の測定・評価並びに中性子線量データベースの作成を行う。					
【使用主要施設】					

【成果の活用方法】

- ・ アクチニドリサイクル施設設計への適用
- ・ 中性子遮へい体の核燃料施設への導入
- ・ 中性子線量評価に係る安全審査への貢献

【進捗状況】

- イ. 前年度までに整備した中性子線量評価コードシステムNPSS-Wの整備及びパーソナルコンピュータ環境下への移植・整備を行うとともに、中性子線測定データを用いた検証計算及びプルトニウム廃棄物貯蔵施設をモデルとしたスカイシャイン計算を行い、システムの適用性について検討した。
- ロ. 研究に必要となる予算措置がなされなかったことから、当初予定していた測定・試験が実施できなかった。
- ハ. 中性子スカイシャインのベンチマークデータ取得のための検討を開始した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 当初予定していたNPSS-Wの改良・整備は完了した。今後は、MOX取扱施設を対象としたNPSSの適用検討を行うとともに、3次元体系で詳細な解析を行うためのコードの導入・整備を行う。
- ロ. 新たな中性子遮へい材の開発を行うために必要な予算の確保が困難なこと、また、中性子遮へい計算を比較的容易に行えるようなコードシステムが整備されたことから、計算解析による評価を主体として研究を進める。
- ハ. 引き続き中性子スカイシャインのベンチマークデータ取得のための検討を実施する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 中性子線量評価コードシステムNPSS-Wの整備では、これまでの使用実績から明らかとなったプログラム上の不具合の手直しとして、エネルギー群構造データファイルのPSL-50のエネルギー群構造の修正、組込物質定義データファイルの登録物質のうち、空気、普通コンクリート、SUS304及びSUS316についてデータの見直し・修正を行った。また、パーソナルコンピュータ環境下への移植・整備では、UNIX用に開発したプログラムについて、各サブルーチン、モジュールで約60箇所の修正を行い、MS-DOS環境下で実行可能なシステムを作成した。

システムの検証のために、公開されているMOX燃料缶からの中性子線測定データを用いたベンチマーク計算を行った。この計算には、線源スペクトル計算モジュール(CAL1)及び2次元Sn計算モジュール(CAL4)を用いた。計算結果を公開されている測定データ及びMORSE-CG計算結果とともに表1に示す。これより、NPSSの計算結果が測定データ及びMORSE-CGの結果と良く一致することが示された。

システムの適用検討として、プルトニウム廃棄物貯蔵施設をモデルとしたスカイシャイン計算を行った。この計算には、建家からの漏洩フラックスの計算に無限平板モデル(1次元Sn計算コード)を用いるモジュール(CAL5)及び円筒モデル(2次元Sn計算コード)を用いるモジュール(CAL2)を用いた。計算結果は図1に示すように、CAL5の結果が60~70%大きい値となること示され、モデル化の違いによる計算結果の傾向が把握できた。

これらの開発・整備により、1次元及び2次元輸送モデルによる中性子遮蔽解析及びこれらのコードを組み合わせた中性子スカイシャイン解析が一層効率的に行えるようになった。

表1 MOX燃料缶ベンチマーク計算結果

中性子束の比較			
		遮蔽体なし	遮蔽体あり
全中性子束 (neutrons/cm ² /s)	C _N : NPSS-PC(CAL4)	15.8	15.0
	C _M : MORSE-CG	15.6	13.8
	E: ボナーボール	16.7	17.6
中性子束比	C _N /E	0.95	0.85
	C _M /E	0.93	0.78
0.5~10.0 MeV 中性子束 (neutrons/cm ² /s)	C _N : NPSS-PC(CAL4)	13.1	8.70
	C _M : MORSE-CG	11.9	7.70
	E: ボナーボール	12.8	9.76
中性子束比	C _N /E	1.02	0.89
	C _M /E	0.93	0.79

*ライブラリは、NPSS-PC: PSL-50(中性子25群), MORSE-CG: DLC-37(中性子100群)

中性子線量当量率の比較			
	単位 (μSv/y)		
	遮蔽体なし (A)	遮蔽体あり (B)	遮蔽効果 (B/A)
C _N : NPSS-PC(CAL4)	17.4	12.0	0.69
C _M : MORSE-CG	16.4	11.0	0.67
E: ボナーボール	17.6	13.8	0.78

*参考文献 「PuO₂-UO₂混合燃料および高燃アクリル遮蔽体透過後の中性子スペクトル測定」(日本原子力学会誌, vol.35, No.12, 1993年)

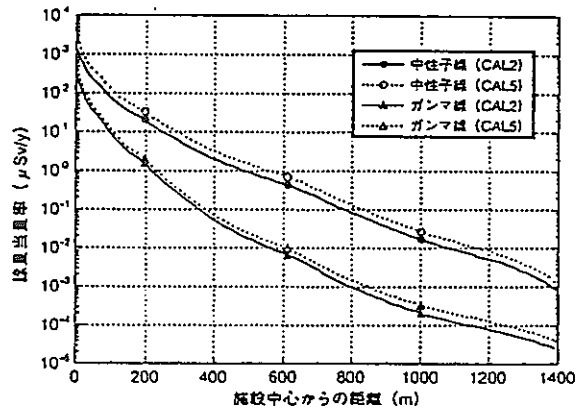


図1 スカイシャイン線評価におけるCAL2とCAL5の比較

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】
なし

【発表予定】

- (1)清水他、核燃料サイクル施設のための中性子及びガンマ線遮蔽コードシステム(NPSS)の開発、日本原子力学会1998年春の大会

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 3-3-4
研究課題名 (Title)	異常事象評価試験研究 Investigation on Abnormal Occurrences at Nuclear Fuel Facilities		継続状況		<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間		平成3年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕 東海事業所 安全管理部 安全技術課 〔氏名〕 武田 伸荘 〔連絡先〕 ☎ 319-11 茨城県那珂郡 東海村村松4-33 ☎ 029-282-1111		Shinso Takeda, General Manager Safety Technology Development Section Health and Safety Division, Tokai Works, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki 319-11 Tel 029-282-1111		
キーワード	示差走査熱量計	加速速度熱量計	新溶媒	アジ化水素酸	目詰まり係数
key word	SC-DSC	ARC	CMPO	hydrazoic acid	plugging factor
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関) : 実証試験名 (実施機関) : 委託研究名 (実施機関) : 微量生成物のプロセス内挙動に関する研究 (埼玉大)				
主要レポート名等	(1) 蛭町 他「平成8年度安全研究成果発表会資料 (核燃料サイクル分野)」総数 2 件 PNC TN1100 96-008 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 再処理技術の高度化研究の中で使用が検討されている抽出材 (CMPO等) などの化学物質の硝酸系における安全性 (安定性) に係る研究及びプロセス中で生成する可能性のある不安定な微量生成物のプロセス内挙動に係る研究、並びに万一の異常時における放射性物質の挙動やソースタームを把握するための火災時のエアロゾル挙動等に関する研究を行い、施設の安全性の向上、安全評価手法の充実に資する。					
【研究内容 (概要)】 イ. 溶媒等の安全性確認試験 CMPO等の新溶媒 (劣化溶媒も含む) の硝酸との発熱反応について、断熱系及び圧力開放系で発熱量の測定や反応速度等の検討を行い、プロセスの安全操作範囲を確認する。 ロ. 微量生成物のプロセス内挙動に関する調査 溶媒劣化生成物やアジ化水素酸などの不安定な微量生成物のプロセス内挙動に係る調査、検討を行うとともに、プロセス内挙動評価コードの整備を行い、プロセス内での生成、消滅過程を検討する。 ハ. 異常時のエアロゾル挙動等に係る試験と解析 異常時 (主に火災時) におけるTRU等の放射性物質の挙動やソースターム、閉じ込めに係る試験をグローブボックス換気系等においてコールドで試験するとともに、評価コードを整備する。					
【使用主要施設】 安全管理部 安全技術課					

【成果の活用方法】

- ・施設の安全性の向上や安全裕度の適切化、指針・基準類整備のための基礎データとして活用する。

【進捗状況】

イ. 溶媒の安全性確認試験

密封非断熱系の密封セル示差走査熱量計(SC-DSC)及び密封断熱系の加速速度熱量計(ARC)を用いて、CMP0を含む混合有機溶媒と硝酸との発熱特性、反応速度の測定を行った。

ロ. 微量生成物のプロセス内挙動に関する調査

アジ化水素酸の数値シミュレーションに必要なパラメータの調査を行った。

ハ. 異常時のエアロゾル挙動に係る試験と解析

FIRAC コードにエアロゾル解析機能の追加及びHEPAフィルタの目詰まり係数に関する試験を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. 溶媒の安全性確認試験

CMP0等の新溶媒（劣化溶媒も含む）の硝酸との発熱反応について、断熱系及び開放系での発熱挙動等の測定や反応速度等の検討を行い、プロセスの安全操作範囲を確認する。

ロ. 微量生成物のプロセス内挙動に関する調査

溶媒の劣化生成物やアジ化水素酸等の不安定な微量生成物のプロセス内挙動に係る調査・検討を行うとともにプロセス内挙動評価コードの整備を行い、プロセス内での生成・消滅過程を検討する。

ハ. 異常時のエアロゾル挙動に係る試験と解析

異常時（主に火災時）におけるTRU等の放射性物質の挙動やソースターム、閉じ込めに係る試験をグローブボックス換気系等においてコールドでの試験を行うとともに評価コードを整備する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 溶媒等の安全性確認試験

CMP O等を含む混合有機溶媒と硝酸との安全操作範囲をさらに確認するために、加速速度熱量計(ARC)を用いてより過酷な条件である密封断熱系での発熱挙動を測定した。TBP-10N 硝酸単相系試料、30%TBP-nドヘカ-10N硝酸単相系試料、0.2M CMP O-1.0M TBP-nドヘカ-10N硝酸単相系試料について測定を行い、SC-DSCで測定された反応開始温度より70~80℃低い温度から0.02℃/min以上の発熱が検知されることを確認した。また、得られた熱分析データから活性化エネルギー及び頻度因子を推定し、反応速度定数を算出した(図1)。SC-DSCにより得られた反応速度定数と比較すると、高温側で大きくなる傾向があるものの、概ね一致する結果が得られた。また、30%TBP-nドヘカ単相系試料及び0.2M CMP O-1.0M TBP-nドヘカ単相系試料の反応速度定数は TBP単相系試料と比較して約一桁大きくなることが推定された。

ロ. 微量生成物のプロセス内挙動に係る調査

再処理施設プロセスの運転において生成、消滅する微量成分のうち、アジ化水素酸のプロセス内挙動について数値シミュレーションを実施するために必要なパラメータの調査やアジ化水素酸のモニタリングに必要な分析方法について調査を行った。また、再処理プロセスの運転時に、生成、消滅するアジ化水素酸等の微量生成物について文献調査を行った。

ハ. 異常時のエアロゾル挙動等に係る試験と解析

火災時のエアロゾル挙動等の解析を実施するために、これまでに整備を行ってきた火災事故時換気系評価コードFIRAC に解析機能の追加を行った。評価コードの改良では、清浄なフィルタの差圧と物質によって目詰まりした時のフィルタの差圧の比と定義されているHEPAフィルタの目詰まり係数の設定項目として、粒子状物質のパラメータ設定、エアロゾルの沈着、拡散については、重力沈降、ブラウン拡散、水蒸気凝縮による拡散泳動、温度勾配の熱泳動を考慮できるよう行った。改良したコードを用いて、クロロプレンゴム燃焼時の換気系の応答について計算を行い実験値との比較を行った。図2に実験における換気系の応答を、図3に目詰まりを考慮しなかった場合の計算結果を、図4に改良したコードの計算結果を示す。実験ではクロロプレンゴムの燃焼により発生する煤等の影響でグローブボックスの排気流量が減少し、負圧が浅くなる傾向を示した。計算による評価では、目詰まりを考慮しないと換気系に変化は見られないが改良したコードの計算結果では、実験値と同様の傾向を示すことが確認できた。

また、FIRAC コードによる火災時のHEPAフィルタ目詰まり係数に必要な基礎データの整備として、難燃ケーブルの目詰まり係数を実験により求めた。

【研究成果】

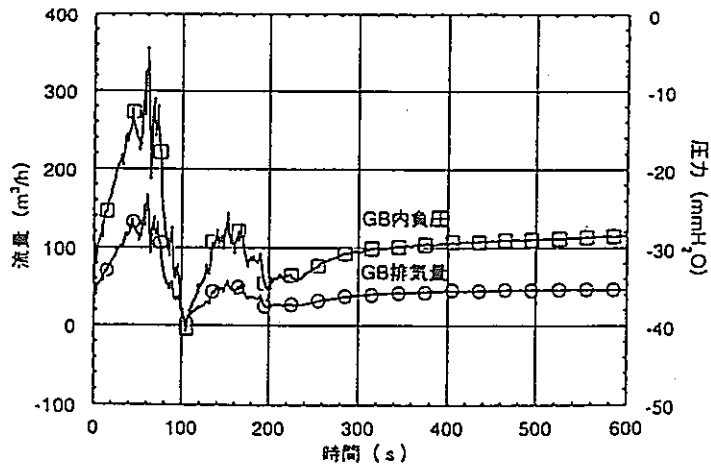


図2 クロロブレンゴム燃焼時の換気系の応答
(燃焼物：クロロブレンゴム、燃焼量：200g、燃焼面積：900cm²)

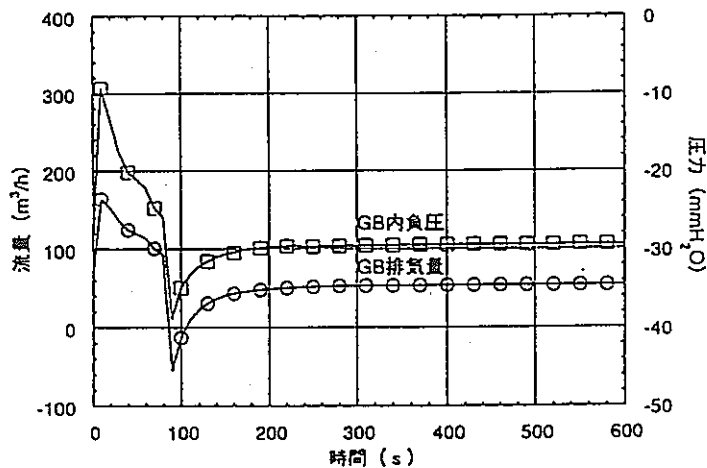


図3 目詰りを考慮しなかった場合の計算結果

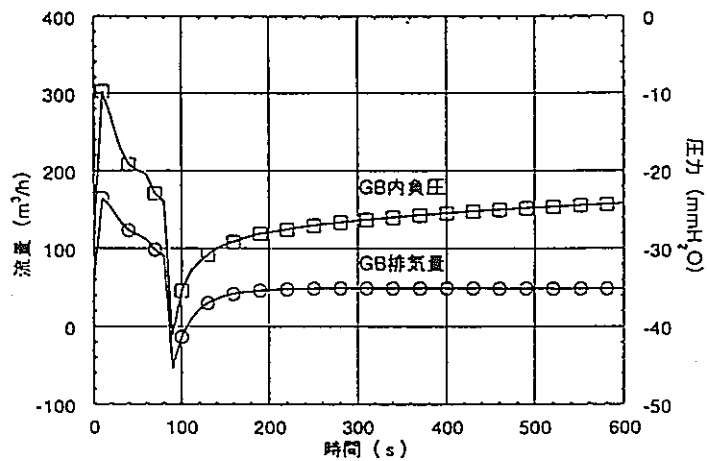


図4 改良したコードでの計算結果

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2) 蛭町他「グローブボックスを用いた区画内火災試験における換気系の応答(2)」 PNC TN8410 96-158
日本原子力学会1996年秋の大会

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 3-3-7
研究課題名 (Title)	グローブボックス等の安全性試験 Safety Examination of Glove Box System		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	(所属) 動燃事業団東海事業所 プルトニウム燃料工場 (氏名) 鈴木良宏 (連絡先) ㊦319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ㊚029-282-1111		Tokai Fuel Plant, Tokai Works, PNC Yoshihiro Suzuki ㊦319-11 4-33 Muramatu, Tokai, Naka Ibaraki		
キーワード	グローブボックス	閉じ込め	グローブ	材料	改良
key word	Glove box	containment	Glove	material	improvement
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)： 実証試験名(実施機関)： 委託研究名(実施機関)：				
主要レポート名等	なし 総数 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】					
実際にプルトニウム燃料製造に使用したグローブボックスとその付帯機器等の閉じ込め性能試験等を行い、グローブボックスの閉じ込め機能を確認するとともに、グローブ、ビニルバック等の構造、材質等の改良研究を行い、グローブボックスの閉じ込め性能の向上に資する。					
【研究内容(概要)】					
イ. プルトニウム燃料製造に使用したグローブボックスの閉じ込め性能の試験・評価方法の検討を行うとともに、実際に測定・評価を行う。					
ロ. グローブ、ビニルバック等のグローブボックス付帯機器の閉じ込め機能を、その機械強度、耐放射線特性等を評価することにより検討・把握し、構造、材質等の改良により、より優れた閉じ込め性能を備えるための研究を行う。					
【使用主要施設】					
プルトニウム燃料第二開発室、プルトニウム燃料第三開発室、プルトニウム転換技術開発施設等					

【成果の活用方法】

グローブボックスの閉じ込め性能の確認データの整備
 グローブボックスの設計・製作、保守・点検条件の整備、合理化

【進捗状況】

- イ. グローブボックスの閉じ込め性能：
 予備的試験として第三開発室で長期間使用し、解体するグローブボックスの解体直前に、負圧がない状態にしてグローブボックスからのP uリークの有無を確認した。また、次年度以降の試験計画を検討した。
- ロ. グローブボックス付帯機器の研究：
 グローブ用材料の改良、開発を行うとともに、一部試作品の実使用試験を開始した。また、長期間使用したグローブボックス解体時にグローブボックスパッキング、パネル等劣化試験の計画を作成した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. グローブボックスの閉じ込め性能：
 第三開発室、第二開発室等で長期間使用したグローブボックスのリーク率をフロンガス測定法あるいはもれなし容器法等で測定し評価する。
- ロ. グローブボックス付帯機器の研究：
 ①グローブ用材料の改良、開発を継続するとともに、試作品の実使用試験を行い機械的強度耐放射、保性を持ったグローブの開発を作っていく。
 ②ビニル（PVC）に代わるバック用素材の開発を行っていく。
 ③グローブボックス用パッキング等の長期使用後の機械的強度試験を行い、パッキング等の劣化度を評価する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. グローブボックスの閉じ込め性能

予備的試験として、プルトニウム燃料第三開発室の解体直前のグローブボックス（以下「GB」という。）の負圧のない条件下でのPuリークの有無を確認した。試験は、①まず、GBの給排気システムを切り離す。（GB内は室内圧）②GBをビニルシートで覆い、ビニルシート内の空気を少量ずつ吸引し空気中の粒子を濾紙に回収する。（約28時間）③濾紙に付着しているPuを測定する。

また、ビニルシート内のGBの主要部（グローブポート部、パネル部等）をスマイヤ法によりPu汚染の有無を測定する。

以上の試験の結果、ビニルシート内の空気汚染及び、GB外表面のPu汚染は検出されなかった。

尚、本GBは昭和63年から平成4年までFBR用燃料製造の成型設備として使用され、当該期間に約1.4Ton Puを取り扱ったものである。また、本予備試験時には約280g PuがGB内に存在した状態であった。

本予備試験結果をもとに、長期間使用したGBのリーク率測定時の安全性について確認できた。

ロ. グローブボックス付帯機器の研究

鉛入りハイパロン及び錫入りネオプレン等の材料の開発及びグローブの試作を行った。

現在これらの一部についてはGBに取り付け、実使用試験を行っている。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 3-3-8
研究課題名 (Title)	MOX粉末の安全取扱い技術の研究 Study on Safety Handling Technology of MOX Powder	継続状況			<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間			平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕 動燃事業団東海事業所 プルトニウム燃料工場 転換課 Tokai Fuel Plant, Tokai Works, PNC 〔氏名〕 高橋俊夫 T. Takahashi 〔連絡先〕 ☎319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-282-1111				
キーワード	MOX粉末	水分	湿度	臨界管理	
key word	Mixed Oxide Powder	moisture	humidity	criticality control	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：				
主要レポート名等	なし 総数 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 MOX粉末取扱い設備から排気系への粉末移行挙動を把握・整備し、MOX粉末の粒径、吸湿性等の基礎データを測定・整備する事により、MOX粉末取扱い設備の安全設計データを充実させる。また、MOX粉末取扱い設備等の実証研究を行う。					
【研究内容（概要）】 イ、MOX粉末取扱い設備からの粉末移行挙動を評価するため、高性能フィルターに付着したMOX粉末の非破壊測定試験及び評価を行う。 ロ、MOX粉末の次のような基礎データを測定、整備する。 （1）粒径、密度等の粉末物性データ （2）MOX粉末の吸湿性、熱特性 ハ、サイクロン方式等による粉末飛散防止設備等の実証研究を行うとともに、グローブボックス作業時の被ばく低減のための遮蔽体の構造、材質等の最適化のための設計研究を行う。					
【使用主要施設】 プルトニウム燃料第一開発室、同第二開発室、同第三開発室、プルトニウム転換技術開発施設等					

【成果の活用方法】

MOX粉末取扱い設備の安全設計データの充実・整備
 粉末取扱い設備のフィールドデータの整備

【進捗状況】

- イ. 高性能フィルタに付着したMOX粉末の非破壊測定試験
 - ・非破壊測定装置（WDAS, HRGS）の特性試験を行い、データを解析評価した。また、実グローブボックスシステムでの測定試験計画を作成した。
- ロ. MOX粉末の基礎データの測定・整備
 - ・原料粉末（PuO₂, 混合転換粉末）の粒度分布等の測定を開始した。
 - ・ペレット製造工程内で取扱い中のMOX粉末の温度の測定を開始した。
 - ・上記に関連する既存データの整理を開始した。
- ハ. 粉末飛散防止技術の開発及び遮蔽体の設計研究
 - ・ペレット製造設備に付属する粉末回収装置の効率確認試験等を開始した。
 - ・現在使用中の遮蔽体のデータ整理等を開始した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 高性能フィルタに付着したMOX粉末の非破壊測定試験
 - ・測定試験計画に従って測定の準備を進める。
- ロ. MOX粉末の基礎データの測定・整備
 - ・ペレット製造の各工程で取り扱われるMOX粉末等の基礎データの測定を進める。
- ハ. 粉末飛散防止技術の開発及び遮蔽体の設計研究
 - ・粉末回収装置の実フィールドでの回収効率の試験、評価を進める。
 - ・既存遮蔽体のデータ整理を進めるとともに、新しい材料の調査、試験を進める。

【その他 今後の発展性等】

なし

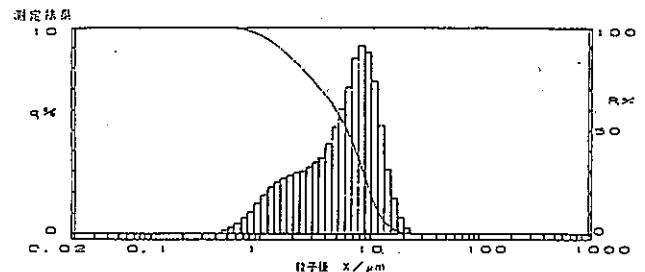
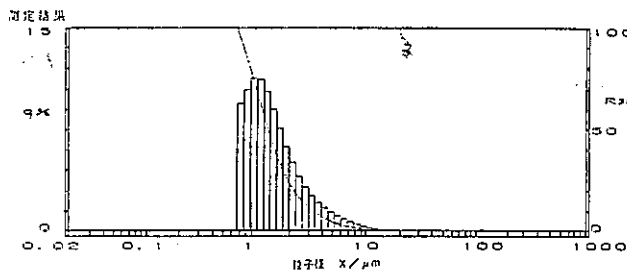
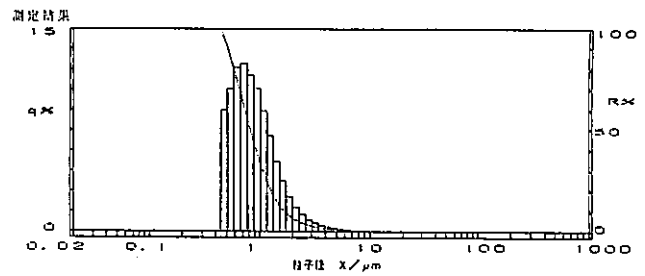
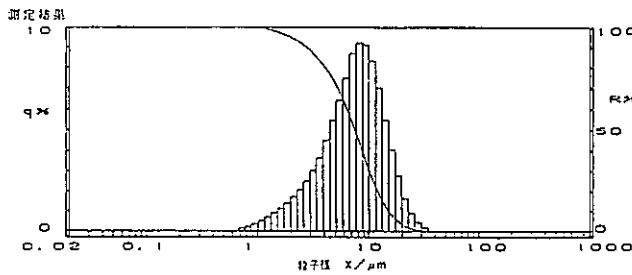
【研究成果】

- イ. 高性能フィルタに付着したMOX粉末の非破壊測定試験及び評価
 - ・非破壊測定試験を実施中
- ロ. MOX粉末の基礎データ
 - ・MOX燃料製造に使用する原料粉末 (PuO₂ 粉及び混合転換粉末) の粒度分布データを取得した。(図参照)
- ハ. サイクロン方式等による粉末飛散防止設備等の実証研究
 - ・実証研究を実施中

図 粒度分布測定結果の一例

【測定装置】

堀場製作所製 レーザ回折/散乱式粒度分布測定装置 (LA-910)
 測定レンジ: 0.02~1000 μm (上段: 個数基準、下段: 体積基準)



マイクロ波転換1:1MOX粉末
 (BET: 4.2m²/g)

COGEMA製PuO₂粉末
 (BET: 9.9m²/g)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

【成果の活用方法】

- 1) 混合ガスを使用する電気炉等の爆発防止のための安全設計に反映する。
- 2) 事故評価において、爆発事故の影響評価のための参考データとする。

【進捗状況】

イ. 混合ガスの爆発限界の確認

1) 水素爆発についての文献調査

本研究課題に関連する文献情報を調査・収集し、今まで得られてきた知見を整理した。

2) 水素爆発下限界の特異性の確認

水素の爆発では、火炎の伝播方向等によって、爆発下限界がかなり変動するという、他の可燃性ガスには見られない特異な性質を実験によって確認した。

3) 水素-空気-窒素（アルゴン）3成分系の爆発範囲の測定

水素-空気-窒素（アルゴン）3成分系の爆発範囲を測定し、その爆発範囲を三角図等を用いて示し、爆発予防の観点から、窒素及びアルゴンを比較検討した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

ロ. 混合ガスの爆発挙動の確認

1) 3成分系爆発範囲内の爆発圧力分布の測定

水素-空気-窒素（アルゴン）3成分系の爆発範囲内での爆発圧力を多数点測定し、各3成分系の爆発圧力の等圧線を求める。

2) 水素-空気系爆発下限界のガス流動による影響の有無

ガス流動の爆発下限界に及ぼす影響を、主としてガス流速と爆発下限界の関係を測定する事により確認する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 混合ガスの爆発限界の確認

1) 水素爆発についての文献調査

本研究課題に関連する文献情報を調査し、今まで得られてきた知見を整理した。

水素の爆発範囲は他の可燃性ガスに比べて爆発範囲が広く、一般に爆発下限界は4.0%、爆発上限界は75%とされていることを確認した。

2) 水素爆発下限界の特異性の確認

上方伝ば、水平伝ば及び下方伝ばのそれぞれにおいて、爆発下限付近で水素濃度を変化させ、爆発性の有無を確認した。その結果、空気中における水素の爆発下限界は、火炎の上方伝ばにおいて4.0%、水平伝ばにおいて6.7%、下方伝ばにおいて9.0%となり、水素の爆発範囲は、火炎の伝ば方向によって変化すること、特に爆発下限界濃度は、伝ば方向によって大きく異なることを確認した。

3) 水素-空気-窒素(アルゴン)3成分系の爆発範囲の測定

水素-空気系混合ガスに不活性ガスとして窒素及びアルゴンを添加し、この3成分系の爆発範囲を測定した。その結果を三角図に表し、各限界濃度を求めた。

また、不活性ガスとしての窒素及びアルゴンの爆発範囲に対する影響について比較検討し、同一濃度の場合、アルゴンよりも窒素の方が爆発範囲は狭くなり、爆発予防の面からは有利であることがわかった。

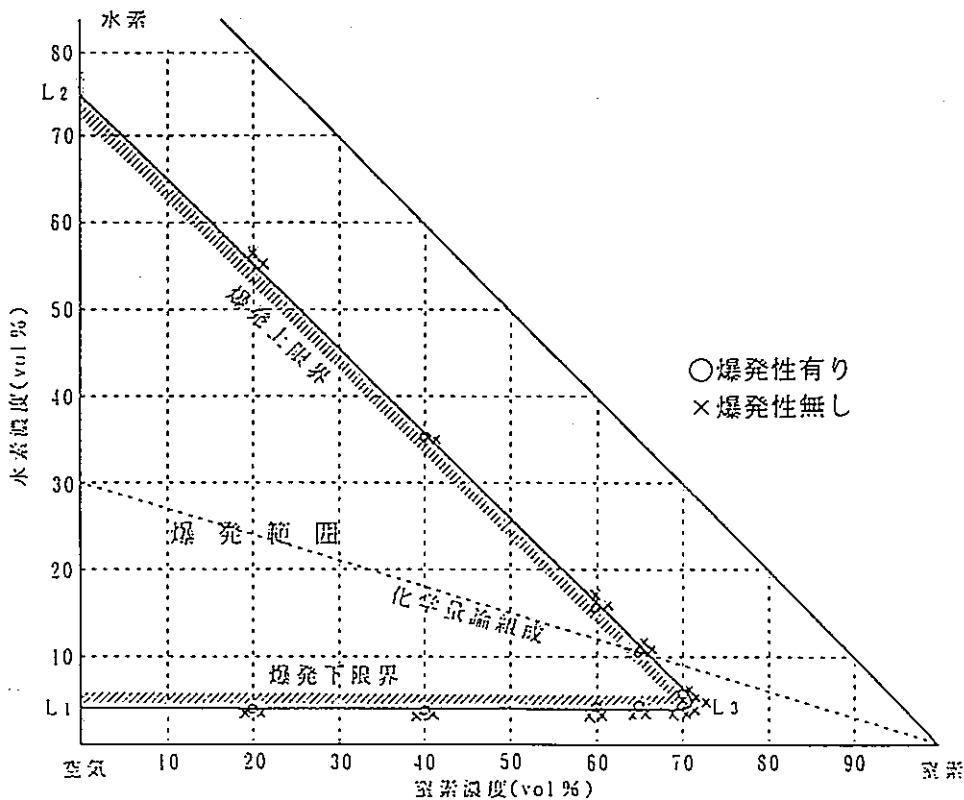


図 水素-空気-窒素3成分系の爆発範囲(常温、常圧)

【研究成果】

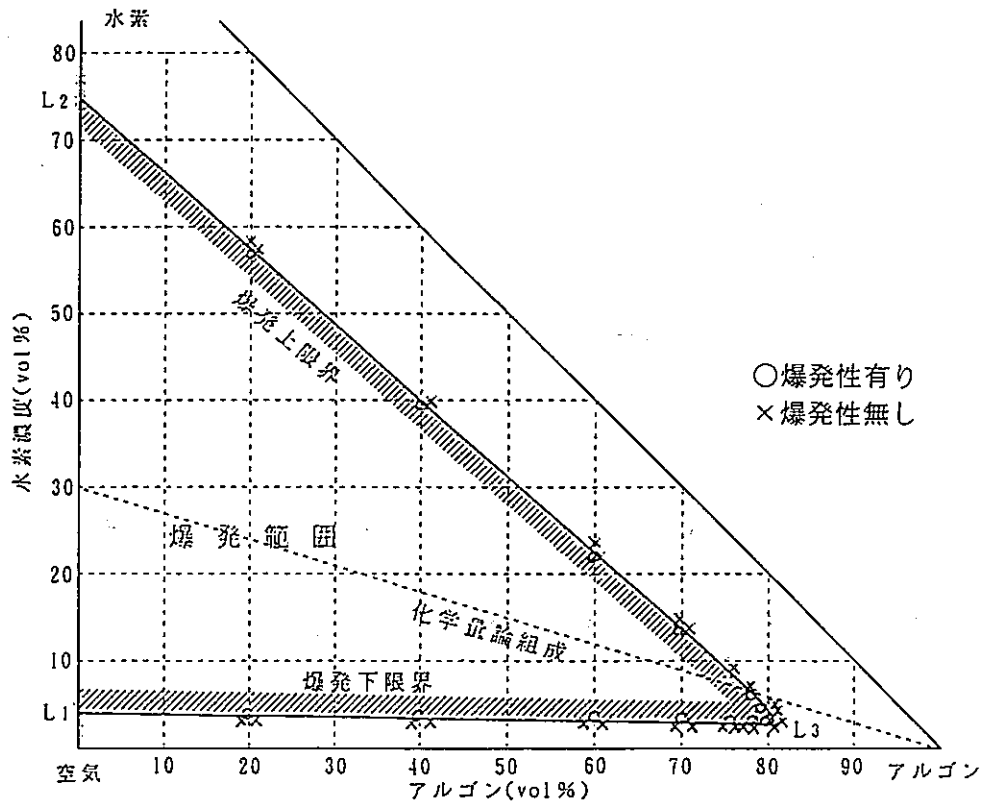


図 水素-空気-アルゴン3成分系の爆発範囲(常温、常圧)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 3-3-10
研究課題名 (Title)	核燃料施設に対する静的安全機能を有する機器の適用に係る研究 Research on the Application of Apparatuses with Static Safety to Nuclear Fuel Facilities		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel.No.)	〔所属〕 東海事業所 安全管理部 安全技術課 〔氏名〕 武田 伸荘 〔連絡先〕 ☎319-11 茨城県那珂郡 東海村村松4-33 ☎ 029-282-1111		Shinso Takeda, General Manager Safety Technology Development Section Health and Safety Division, Tokai Works, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4-33 Muramatsu, Tokai, Naka, Ibaraki 319-11 Tel 029-282-1111		
キーワード	静的安全	放射線分解水素	触媒	ヒートパイプ	フェニックス
key word	static safety	radioytic hydrogen	catalyst	heat pipe	PHEONICS code
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：				
主要レポート名等	(1) 武田、「核燃料施設への静的安全システムの適用に係るフィジビリティスタディ」 PNC TN8412 97-040 総数 3件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 再処理施設の高レベル廃液貯蔵施設等で発生する放射線分解水素や崩壊熱の除去について、固有安全システムとして動力を要しない静的除去システムのフィジビリティスタディとその応用研究を行い、安設計技術の高度化及び今後建設する施設の安全性、信頼性の更なる向上に資する。					
【研究内容（概要）】 イ. 静的熱除去システムのフィジビリティスタディ 高レベル廃液貯槽を模擬した受熱水槽、分離型熱サイフォン式ヒートパイプ及び放熱水槽からなる除熱性能試験装置を製作し、ヒートパイプ、作動流体等の条件をパラメータにして、伝熱特性などの試験を行う。また、熱流動解析コードを基本にして、除熱システムの除熱性能評価コードの整備を行うとともに、高レベル廃液貯槽等への適用について検討・評価する。 ロ. 静的水素除去システムのフィジビリティスタディ 白金触媒等の水素酸素再結合触媒について寿命試験、形状効果に係る試験等を実施し、最適な触媒を選択する。また、発生した水素ガスの流動とその除去特性を評価するコードを整備し、槽類換気系等への適用について検討評価する。 ハ. 新高レベル廃液貯槽等の概念設計と性能評価 静的熱除去システム及び静的水素除去システムを採用した高レベル廃液貯槽等の概念設計を行うとともに、その性能評価を行う。					
【使用主要施設】 安全管理部 安全技術課					

【成果の活用方法】

FBR再処理PP等の新規計画施設の設計等

【進捗状況】

- イ. 静的熱除去システムのフィージビリティスタディ
- ・分離型熱サイフォン式ヒートパイプの除熱性能評価手法の検討として熱流体解析コードPHEONICSを用いた試算を実施した。
 - ・除熱性能基礎試験装置を製作・据付けするとともに試験項目、試験条件等の試験方法について検討した。
- ロ. 静的水素除去システムのフィージビリティスタディ
- ・ガス静置条件下における水素・酸素再結合触媒の水素除去性能の検討を行うとともにPt/TiO₂触媒の特性評価試験を実施した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 静的熱除去システムのフィージビリティスタディ
- ・除熱性能基礎試験装置を用いた除熱性能確認試験を実施する。
 - ・除熱性能評価コードを整備する。
- ロ. 静的水素除去システムのフィージビリティスタディ
- ・水素・酸素再結合触媒の特性評価試験を継続し、最適な触媒を選択する。
 - ・水素除去性能評価コードの整備と検証を行う。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

再処理施設の高レベル廃液貯蔵施設等で発生する、放射線分解水素や崩壊熱の除去については、強制排気系や冷却系といった動力を必要とする動的機器が設置され、通常時及び事故時の対策がとられ十分な信頼性を実証している。しかし、万一、全電源喪失等が発生し排気系や冷却系が停止した場合、廃液の沸騰事故や水素が爆発限界濃度に達する可能性がある。このため、動力源を必要としない、静的原理に基づく水素除去システム及び熱除去システムの研究を実施している。

イ. 静的熱除去システムのフィジビリティスタディ

分離型熱サイフォン式ヒートパイプ除熱性能基礎試験装置をモデル化した計算体系を対象に、汎用熱流体解析コードPHOENICSを用いて試算を実施した。PHOENICSコードに組み込まれているI S P A法（Inter-Phase Slip Algorithm）では蒸気相又は水相100%の部分を解析する場合にも2相基礎方程式を解く方法であるため、分離型熱サイフォン式ヒートパイプの一次元モデルの解析には適さないことが分かった。一方、I S P A法を用いないで解く方法では、冷却部の解析モデル及び計算フローを改良することで、収束解が得られることを確認した。

分離型熱サイフォン式ヒートパイプ除熱性能基礎試験装置については、製作・据付けを終了するとともに、今後実施すべき試験項目、試験条件等の試験方法について検討した。

ロ. 静的水素除去システムのフィジビリティスタディ

水素除去システムに使用する水素・酸素再結合触媒の候補の選定及び触媒寿命を把握するために高レベル廃液貯槽内の気相部を模擬した雰囲気下での触媒の特性評価試験を実施した。触媒はPt/TiO₂を用い被毒物質としてNO₂濃度4000ppm、硝酸濃度170ppm、水蒸気濃度19.6vol%、空気に0.3%~3%の水素を混合し水素の濃度変化時におけるPt/TiO₂触媒の水素除去特性を評価した。水素濃度0.6%時のPt/TiO₂触媒の特性試験結果を図1に示す。設定温度を150℃に上げると反応率は95%程度まで上昇するが、時間の経過とともに反応率が低下し、反応率を維持するためには180℃以上の温度環境が必要であることがわかった。水素濃度3.0%時のPt/TiO₂触媒の特性試験結果を図2に示す。水素濃度3.0%では、設定温度を100℃に上げると反応率はほぼ100%まで上昇する。その後、60℃まで下降させても20時間程度は反応率90%以上を維持できることがわかった。また、設定温度を上昇させると触媒の活性が回復することからNO₂及び硝酸による被毒は永久被毒ではなく一時被毒であることが確認できた。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2)蛭町 他、「核燃料施設に対する静的安全機能を有する機器の適用に係る研究（Ⅰ）－静的除熱システムのフィジビリティスタディー」 PNC TN8414 96-353
日本原子力学会1997年春の年会 K10
- (3)蛭町 他、「核燃料施設に対する静的安全機能を有する機器の適用に係る研究（Ⅱ）－放射線分解水素の静的除去システムのフィジビリティスタディー」 PNC TN8414 96-354
日本原子力学会1997年春の年会 K11

【発表予定】 なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 3-4-1
研究課題名 (Title)	供用期間中検査技術の向上に関する研究 (Study for Advance In-Service Inspection Technology)	継続状況		<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel.No.)	(所 属) 動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所再処理技術開発部 機器材料開発室 (氏 名) 武田 誠一郎 (連絡先) ☎319-11 ☎029-282-1111 茨城県那珂郡東海村大字村松4-33 S. Takeda Components and Material Dev. Sec. Re- processing Technology Dev. Div. Tokai Works Power Reactor and Nuclear Fuel Dev. Co. 4-33 Muramatu Tokai-mura Naka- gun Ibaraki 319-11 Japan 029-282-1111				
キーワード	再処理施設	供用期間中検査	非破壊検査	検査技術	診断
key word	reprocessing plant	in-service inspection	non-destructive inspection	inspection technology	diagnosis
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関) : 実証試験名(実施機関) : 委託研究名(実施機関) :				
主要レポート名等	なし 総数 0件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 再処理施設等核燃料施設の高放射線環境下に設置されているセル内機器等を対象とした多機能型セル内点検装置の開発を行い、施設の健全性確認に係る点検技術の向上を図り、再処理施設の安定運転に資する。					
【研究内容(概要)】 新検査システムの開発として、遠隔・非接触(リモートセンシング)技術に着目して、検査センサの選定(赤外線等)さらにセンサの基礎試験を実施し、検査項目・検査範囲・セル内への適用性を確認し検査センサの可能性を見極める。					
【使用主要施設】 実規模開発試験室					

【成果の活用方法】

再処理施設等核燃料施設における施設の健全性評価に資する。

【進捗状況】

前年までに実施した研究では、多機能型セル内点検装置による欠陥の定量的評価を目的として試験を行い定量化への可能性を見出すことができた。

本件では、施設管理における健全性確認項目としてスラッジ等の堆積による詰まりを推定する検査技術に着目し、本年は、新検査システムに係る基本的研究として、センサ選定に係る作業を実施した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

平成8年度の成果を踏まえ、選定されるセンサによる模擬試験を実施する。

【その他 今後の発展性等】

なし

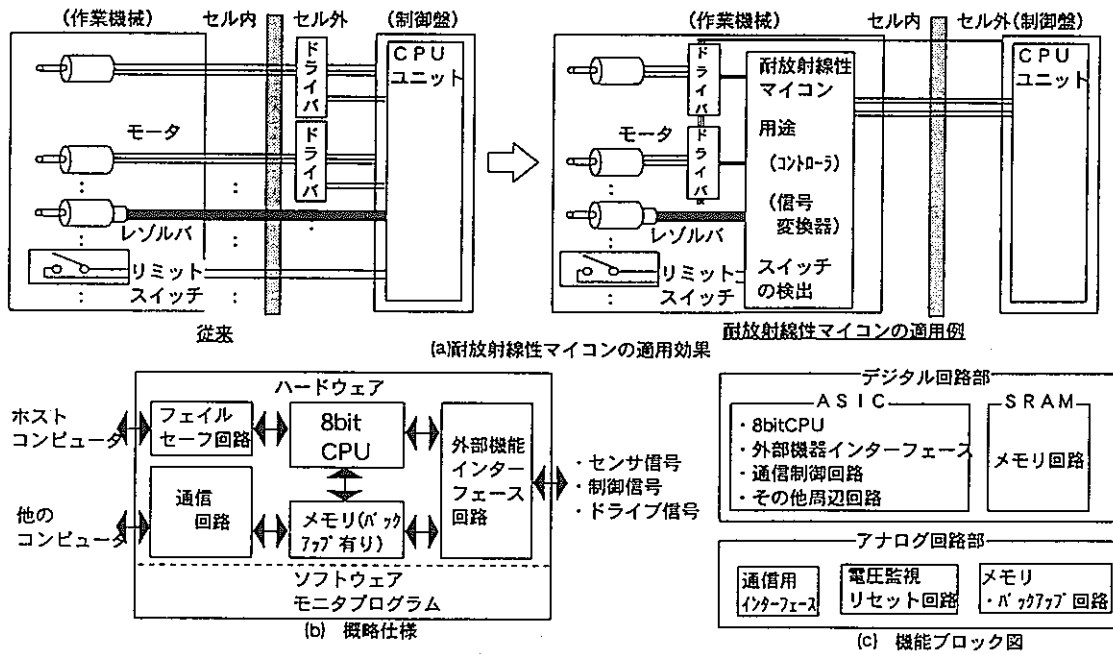
【研究成果】

本年は、再処理施設等核燃料施設における施設の健全性を確認するための検査センサ選定に向け、検査システムの開発として、遠隔・非接触（リモートセンシング）技術に着目し、最近の非破壊検査技術の動向を踏まえた技術調査を実施した。

ここでは、核燃料施設の運転・管理を行ううえで重要である健全性確認としてスラッジ等の機器内や配管内での堆積による詰まりを推定する遠隔・非破壊検査技術について調査を実施した。その結果、詰まりを推定する技術として、振動による検出、超音波による検出、音による検出、放射線による検出及び赤外線による検出が挙げられた。

これらの検出操作のうち、振動や音による検出は配管に沿ってセンサを走査する必要があることからセル内での検出には不向きである。センサの走査が不要で、遠隔・非接触による検出が可能なセンサとして赤外線による検出（図-1参照）とレーザ超音波による検出（図-2参照）方法が挙げられた。このセンサのうち赤外線による検出は、検査対象における温度変化量の違いを検出するものでセル内での検査では検出器のみを挿入するものである。また、レーザ超音波干渉法は、レーザを試験体に当てて、超音波を発生させ、その超音波を再度レーザにより受信して異常をみるもので、セル内へはレーザの発振、受信装置を搬入して検査を行うものである。

これらのことから遠隔・非接触のセンサにより健全性を確認する方法として、上記2方式のうちセル内での適用を考慮し、その検出センサとして単純なシステムで検出性にも優れている（ターゲットへの指向性制御がない）赤外線センサを選定するものとし、今後、詰まり検出を想定した試験を具体的に実施する。



【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 3-4-2
研究課題名 (Title)	電気・電子部品の耐放射線性に係わる研究 (Studies on Radiation Resistance for Electrical Apparatus and Electronic Components)	継続状況		<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	(所属) 動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所再処理技術開発部 機器材料開発室 (氏名) 武田 誠一郎 (連絡先) ☎319-11 ☎029-282-1111 茨城県那珂郡東海村大字村松4-33		S. Takeda Components and Material Dev. Sec. Re- processing Technology Dev. Div. Tokai Works Power Reactor and Nuclear Fuel Dev. Co. 4-33 Muramatu Tokai-mura Naka- gun Ibaraki 319-11 Japan 029-282-1111		
キーワード	耐放射線性	データベース	電気機器	電子部品	
key word	radiation resistant	data base	electrical apparatus	electronic components	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関) : 実証試験名(実施機関) : 委託研究名(実施機関) :				
主要レポート名等	なし <div style="text-align: right;">総数 0件</div> <div style="text-align: right;">(その他レポート等については研究成果欄参照)</div>				
【研究目的】 再処理施設等核燃料施設のセル内環境における半導体部品の放射線照射特性に関するデータを採取し、劣化を防止し半導体部品の長寿命化に資する。					
【研究内容(概要)】 イ. 市販している電気・電子部品を照射し、その劣化データを採取することで、劣化を防止する方策を検討し、評価する。 ロ. 電気・電子部品の照射試験データを蓄積する。					
【使用主要施設】 実規模開発試験室 照射試験施設					

【成果の活用方法】

再処理関連施設のセル内機器の設計・評価に資する。

【進捗状況】

前年までに実施した研究では、市販品をベースにセル内機器構成部材に対し、照射試験を行い、化合物半導体材料や化合物半導体素子で構成した回路は、2.58C/kg程度で動作不良が生じてしまうことや同一素子であっても製造メーカーにより耐放射線性が異なることが分かった。

これらのことから本件では、半導体部品の放射線劣化を防止し、その寿命をのばす技術開発を行うものとして、本年は当該研究の初期検討として、電気・電子部品に係る長寿命化技術の現状について調査を実施した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

平成8年度の成果として明らかとした耐放射線性マイクロコンピュータに係る基本設計結果を踏まえ、今後耐放射線性マイクロコンピュータモデルを用いた照射試験等を実施する。

【その他 今後の発展性等】

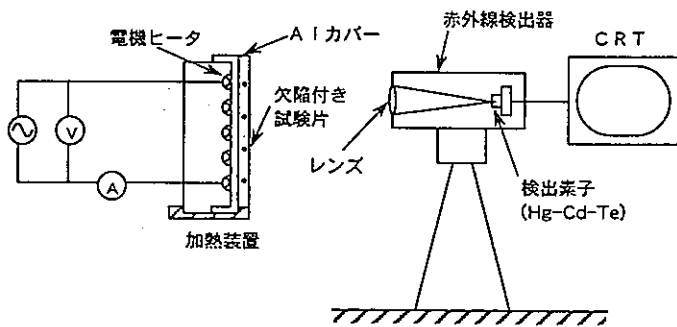
なし

【研究成果】

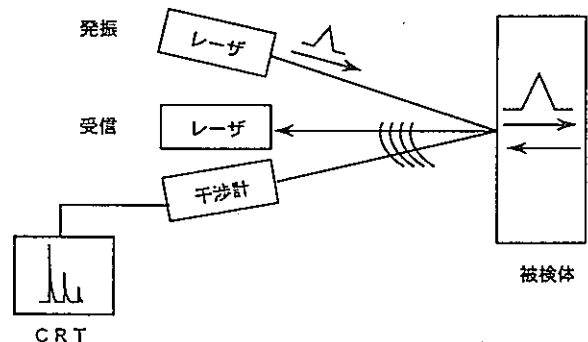
再処理施設等核燃料施設のセル内は、高放射性環境であることから、一般産業界で使用されている優れた制御回路などの半導体部品を直接設置することができない課題があった。このため、本研究では、半導体部品の放射線劣化を防止し半導体の寿命をのばす技術の開発を行うものとし、本年は、その長寿命化に係る調査・検討を実施した。

この検討では、将来に向けた核燃料施設の運転保守に係る遠隔保守技術開発を目指すことを含むものとし、このためには、機器の安全性向上、信頼性向上、高度化（自律化）に対応することが求められ、そのためには、セル内にサーボドライバーを配置し、ローカルコンピュータで信号の多重化を図るとともに、セル外のホストコンピュータとの交信を行うことでケーブルレス化を図ることが重要とされた。しかしながら、これらの実現には、長期におよぶ開発期間と相当な開発費用が必要となることから、航空宇宙用に開発された高信頼性ハイブリッドICに着目した。このハイブリッドICは、SOI（Silicon on Insulator）プロセス技術により内部トランジスタと絶縁層を幾層にも配置したIC及びLSIを放熱性の良いチタンやタングステン系のメタルベース基板上に高密度に実装したモジュールであり、超小型でかつ放射線照射によりIC及びLSIで発生する熱を均一化して部分的な加熱を防げるとともに、IC及びLSI内部のトランジスタ間のリーク電流増加による誤動作を防止できることやタングステン系材料を使用した特殊パッケージで遮蔽することにより耐γ線能力を高めることが可能との検討結果を得ることができた。これらを踏まえ、高信頼性ハイブリッドICを用いて電気・電子機器の長寿命化への可能性を見出すこととし、8bitデータ演算処理機能を有する耐放射線性マイクロコンピュータに係る基本設計を実施した。

なお、耐放射線性マイクロコンピュータのシステム構成を図－1に示す。



図－1 赤外線温度放射測定法



図－2 レーザ超音波干渉法

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			事業団管理番号 4 - 3
研究課題名 (Title)	原子力用材料のレーザー光による表面処理効果に関する研究 Experimental Studies of Surface Cleaning by using Laser irradiation.	継続状況		<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	(所 属) 東海事業所核燃料技術開発部 新型濃縮技術開発室 (氏 名) 須藤 収 (連絡先) ☎319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-282-1111 Osamu Suto Enrichment Tech. Dev. Section, Nuclear Fuel Dev. Division, Tokai Works 4-33 Muramatu Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-11 TBL:029-282-1111			
キーワード	レーザー	除染	ウラン	
key word	laser	decontamination	uranium	
関連する共同研究実証試験等	共同研究名 (実施機関) : 実証試験名 (実施機関) : 委託研究名 (実施機関) :			
主要レポート名等	(1)Y.Miyamoto, et al: TN8417 97-006 "Surface decontamination by means of laser ablation with TEA-CO ₂ laser." 総数 1件 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
【研究目的】 原子力施設の設備、機器等に使用されている各種の材料について、レーザーによる表面汚染の除去、耐蝕性の向上等に関する基礎データを蓄積、整備する。 また、これらのデータに基づき、原子力施設の設備、機器等のレーザーによる表面処理を目的とする自動照射システムを構築する。				
【研究内容（概要）】 ①各種の原子力材料に関して、その表面状態とレーザー光（波長、エネルギー等）の相互作用に関する材料物性及び光学的物性について調査を行う。 ②レーザー照射による各種材料表面の汚染除去効果、耐蝕性向上等に関する実験を行い、照射環境条件及びレーザー波長、エネルギー等の効果について基礎データを取得するとともに、最適照射条件を確立する。 ③調査及び実験で得られた基礎データを用い、原子力施設の設備、機器等のレーザーによる表面処理を目的とする自動照射システムの概念設計を行う。				
【使用主要施設】 東海事業所 L棟				

【成果の活用方法】

レーザーによる表面汚染の除去，耐蝕性の向上等に関する基礎データを蓄積，整備し，これらのデータに基づき，原子力施設の設備，機器等のレーザーによる表面処理を目的とする自動照射システムを構築する。

例えば，ウラン取扱施設の機器の表面除染，廃止措置での除染において，レーザー除染法を用いることにより，遠隔操作による被ばく低減，安全性の向上等が期待できる。

【進捗状況】

平成 8 年度 調査研究
放射性汚染物の表面除染試験（パルス炭酸ガスレーザー(10.6 μm) 照射)

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】

表面付着物除去に関する照射レーザー光波長の影響について実験的に確認する。Nd:YAGレーザー及びその高調波を使用し，近赤外域(1064nm)，可視領域(532nm, 355nm)，紫外領域(266nm)での波長依存性を評価する。また，レーザー照射時に発生するプラズマの時間的成長過程を測定し，生成プラズマと物質表面との相互作用についても評価を行う。

平成 10 年以降は，実際に原子力施設で使用されている機器を模擬した試験サンプルで表面除去試験を行い，除去速度等のパラメータを把握し，最適照射条件を見いだすとともに自動照射システムを確立する。

【その他 今後の発展性等】

パルスレーザーはレーザー除染のような表面付着物除去に有効だけでなく，微細加工の分野でも従来のCWレーザーとは異なったメリットがあり，一般産業へのブレークスルーが期待できる。

例えば，母材が多層構造になっている場合等選択的に切断層数を制御できる可能性があり，また，金属表面にレーザー光を照射することにより耐食性の向上等の効果を得られる。

【研究成果】

試験に用いたTEA-CO₂ レーザーシステムはMOPA (Master Oscillator and Power Amplifier) システムを採用しており、パルスエネルギー12J、繰り返し周波数100pps、最大平均出力1200W でガウシアンモード出力が得られる。また、全固体素子電源及びレーザーガス再生装置の使用により10⁸ ショット以上の長寿命動作が可能である。

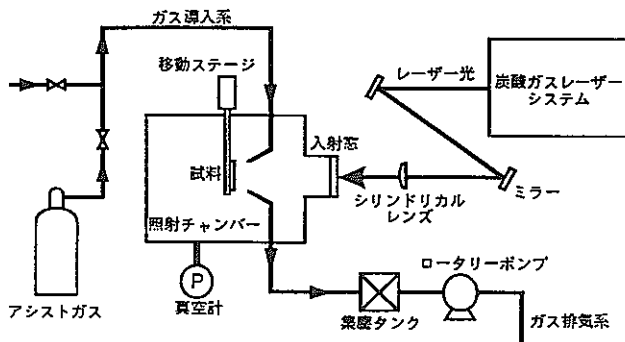
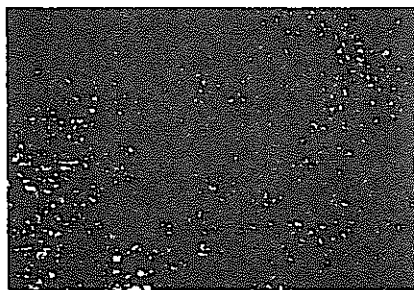


図1 実験装置構成

装置構成を図1に示す。発振したレーザー光は金属ミラーにより照射セル付近まで伝搬させ、シリンジカルレンズを用いて線状集光し、ZnSe光学窓を通してレーザー照射を行う。照射セルは厚さ20mmの亚克力製で、真空に近い試験条件でも試験可能である。照射セルには照射雰囲気制御のためにガス導入配管を取り付け、その配管の先端部は照射サンプルの近傍に配置してある。サンプルを固定するステージはスライド機能を有しており、サンプルを移動しながらレーザー光を照射することが可能な構造になっている。照射により生ずるアブレーション

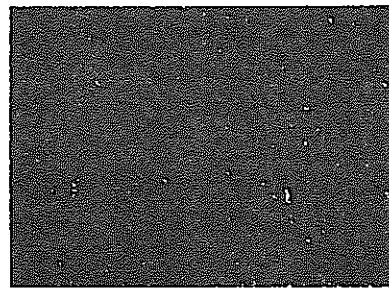
サンプルは照射位置近傍に設置した吸引ノズルにより回収し、散逸を防ぐ構造としている。シリンジカルレンズにより集光されたレーザー光の照射位置での形状は、14mm×1.5mm(断面積0.2cm²)である。

表面付着物のみを除去する試験サンプルとしては、SUS304に硝酸ウラン溶液を滴下し、直径3～4mmに固着したものをを用いた。この硝酸ウラン溶液は固体UF₆を2N-HNO₃で溶解したものであり、溶液に含まれるウラン量は110g/lである。また、母材まで同時にアブレーションする試験にはUF₆ガス中に長期間放置し、酸化膜の付いた鉄系材料をサンプルとして使用した。この酸化膜はポーラス状になっており、内部までウランが入り込んでることをオージェ分光により確認している。



×400

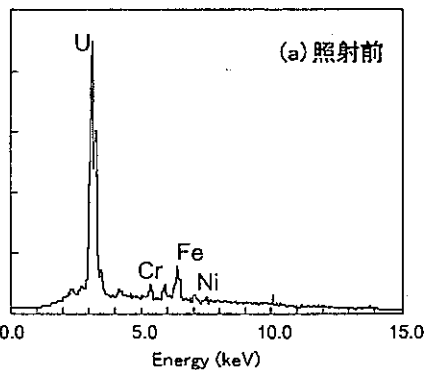
ステンレス鋼(レーザー照射前)



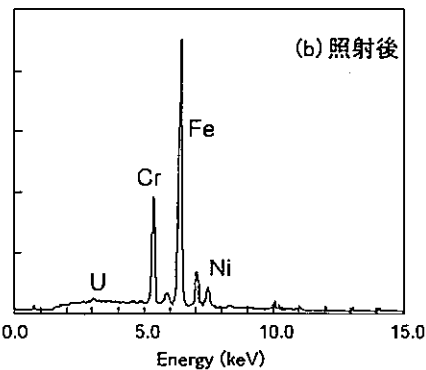
×400

ステンレス鋼(レーザー照射後)

図2 走査型電子顕微鏡(SEM)観察結果



(a) 照射前



(b) 照射後

図3 エネルギー分散型X線分光(EDX)結果

除染効果の評価は、ウラン系付着物から放出するα線の量より行った。α線計測はα線の量を効率よく測定するためにZnS(Ag)を使用したシンチレーションディテクタを用いた。

SUS板に硝酸ウラン溶液を滴下し、固化させたものに対してレーザー光を照射した前後の表面観察写真を図2に示す。レーザー光の照射条件は、フルエンス7.2 J/cm²、連続照射ショット数は約100ショットである。試料の観察は走査型電子顕微鏡を用いて倍率400倍で行った。この観察結果から、レーザー光照射後はSUS板の表面が露出し、付着していたウランはほとんど確認できなかった。図3に照射前後の表面元素分析をエネルギー分散型X線分光(EDX)で行った結果を示す。レーザー光照射前の分光結果では、ウランのピークが明瞭に確認できたが、レーザー光照射後ではウランのピークは確認できず、母材であるSUS板を構成しているクロム、鉄、ニッケルのピークが現れ、表面に付着していたウランが除去されていること示している。

UF₆中で使用した酸化膜の付いた母材をクリーニングした結果を表1に示す。レーザー光照射はフルエンス10J/cm²、発振繰り返し数2pps、サンプル移動速度1mm/sで実施した。除染率はばらつきがあるものの、最大で99.5%を得た。この除染率は物理的除染方法に対して優れた値であり、十分に実用に値するものと考えられる。この試料のSEMによる表面観察結果より、酸化膜層は完全に除去されておらず、そのために除去率がこの程度の値に止まっているものと推定できる。酸化膜の除去性能評価として、試料の一定のポイントに連続してレーザー光を照射し、照射ショット数に対する酸化膜除去深度の測定を行った結果を図4に示す。照射条件として、レーザー光フルエンスを10J/cm²とし、酸化膜の厚さ約2μmで実施した。図4より、ショット数100以下では酸化膜の除去深度はショット数の増加に伴い深くなり、100ショット以上では除去深さの変化はない。この結果が示すように、除染対象エリアに照射するレーザー光ショット数を多くすれば、酸化膜を完全に除去することが可能と考えられ、さらに高い除去率を得ることが可能と考えられる。

表1 表面が汚染された鉄材の試験結果
(レーザーエネルギー条件: 10J/cm²)

サンプル番号	照射前 (α線 cpm)	照射後 (α線 cpm)	除染率(%)
1	219.6	1.2	99.5
2	263.1	2.6	99.0
3	376.8	2.8	99.3

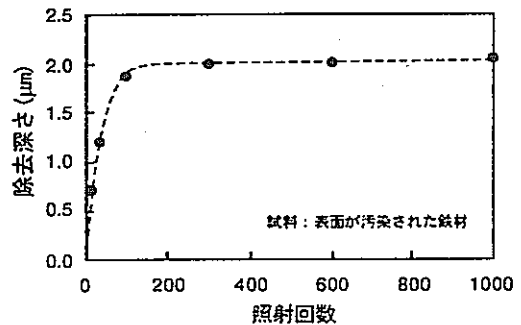


図4 レーザー照射回数と除去深さの関係

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号 3-4-5
研究課題名 (Title)	再処理施設における放射線監視・管理のシステム開発に関する研究 Research on the Computer-aided Radiation Monitoring and Control System at Reprocessing Plant	継続状況		<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel.No.)	〔所属〕 東海事業所 Junichiro Ishida 安全管理部 放射線安全課 Radiation Safety Section 〔氏名〕 石田 順一郎 Health and Safety Division TOKAI WORKS 〔連絡先〕 ☎319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 Muramatsu 4-33 Tokai-mura Naka-gun ☎029-282-1111 Ibaraki-ken			
キーワード	エキスパートシステム	放射線監視	放射線作業管理	
key word	expert system	radiation monitoring	radiological work management	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：			
主要レポート名等	なし 総数 0件 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
【研究目的】 再処理施設の放射線監視・管理に伴い、施設の工程運転状況に応じた的確な対応を図るため、蓄積された経験を反映した放射線管理支援システムの開発等を行い、放射線監視・管理の高度化による施設の安全性の向上に資する。				
【研究内容（概要）】 イ. 放射線監視支援システムの開発 再処理施設において放射線状況を連続測定している定置式モニタによるオンラインデータから安全側に推論し、異常発生傾向にある測定データに対して、原因の抽出や処置を迅速かつ容易に行うとともに、トラブル発生時には、その発生に伴い要求される放射線管理情報等を的確に抽出し、迅速かつ的確な放射線管理上の対応の立案を支援するエキスパートシステムの開発を行う。 ロ. 放射線作業管理対応支援システムの開発 再処理施設の放射線作業に係る放射線管理において、作業の実施に要求される放射線管理情報等を的確に抽出し、必要な場合にはシミュレーション等を行うことによって、放射線防護上の対応の立案を支援するエキスパートシステムの開発を行う。				
【使用主要施設】 再処理施設				

【成果の活用方法】

本エキスパートシステムを構築するとともに、再処理工場の放射線管理にて運用し、評価・解析を行う。また、最終的には、日本原燃株式会社 六ヶ所再処理施設に反映する。

【進捗状況】

イ. 放射線監視支援システムの開発

本支援システムの概念の検討、現在の監視業務に係る問題抽出及び、エキスパートシステム構築ツールを用いたモニタ指示値上昇時の原因究明等の対応についての試行等、支援システム構築案の検討を実施した。

ロ. 放射線作業管理対応支援システムの開発

放射線作業の流れを明確にし、熟練者の持つ知識・経験をより必要とする箇所を調査した。これをもとに対象項目を絞り込み、先ず、「線量当量の推定」についてシステム化を検討することとした。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

平成9年度	データ収集・整備、データ分析・評価
平成10年度	データ分析・評価
平成11年度	システム製作
平成12年度	システム評価

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 放射線監視支援システムの開発

放射線監視支援システムの開発については、定置式モニタによる作業環境の監視と排気モニタによる放射性気体廃棄物の放出監視の2項目を対象としてその検討を実施した。

定置式モニタの指示値変動時の対応を支援するシステムの構築案について、現在の監視業務に係る問題点、支援システムの概念及びモニタ指示値変動時に伴う対応フローについて検討を実施した。

その結果、計算機のオンラインデータ及び熟練放射線管理員の知識をベースに、変動状況からその原因を推論し、適切な処置対応を即座に抽出することとしていたが、他事業所等の支援システム開発実施状況や検討結果から、発生事象の原因究明に対して人間がある程度介入しなければ現状に合った結論を得ることは困難であるという結果が得られた。従って、放管員の基本的行動、知識活用方法等を標準化し、会話方式を用いて確実な事象を抽出することとした。

排気モニタの指示値変動時の対応を支援するシステムの構築案について、本システムの利用目的、支援する項目、推論に必要な情報及び支援システムの概念の検討を実施した。その結果を以下に記す。

①本システムの利用目的

排気モニタの指示値に変動が生じた場合その原因が異常放出であるか否かを早期に判断し、放射線管理員にその後の対応を適切に指示すること。

②支援する項目

- ・異常放出の判断及び対応作業の指示

③推論に必要な情報

- ・指示値変動を検知するための判断基準
- ・通常作業工程実施時における指示値変動傾向
- ・異常放出時における指示値変動傾向
- ・放出量に関連する処理燃料の情報

④支援システムの概念

排気モニタによる測定値をリアルタイムに本支援システムに入力し、その指示変動状況を、工程運転状況及び予め入力する熟練放射線管理員の知識ベースの活用により監視・支援するものとした。

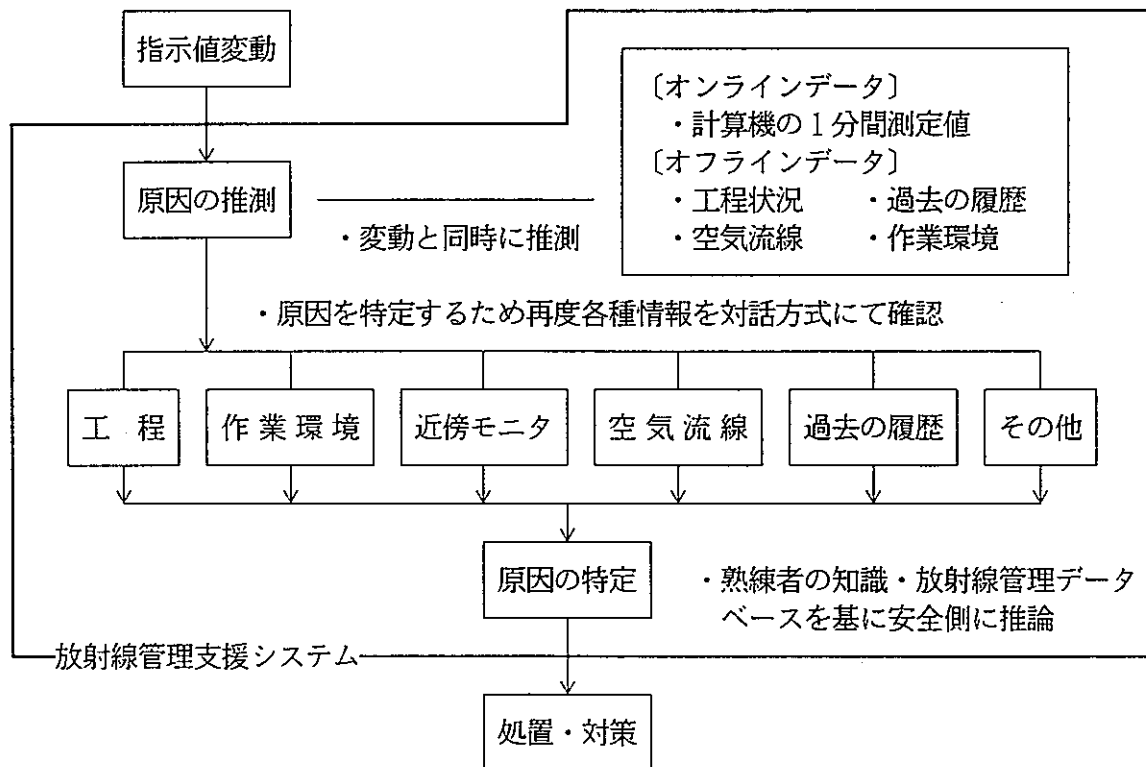


図-1 放射線管理支援システム概念図

【研究成果】

ロ. 放射線作業管理対応支援システムの開発

放射線作業計画の受付の流れ・ポイントを受付フロー図を作成し、明確化した。これをもとに対象項目を絞り込み、防護装備の選定、線量当量の推定、汚染拡大防止策の検討等について、豊富な知識・経験がかなり必要であり、また、かなりの時間と労力を要していることを確認した。

従って、それらの中でも、一番経験と時間を要している作業員の線量当量を精度良く推定できる支援システムについて、その全体像を明確化した。

今年度の検討結果として、図-2に本システムの概念図を示す。

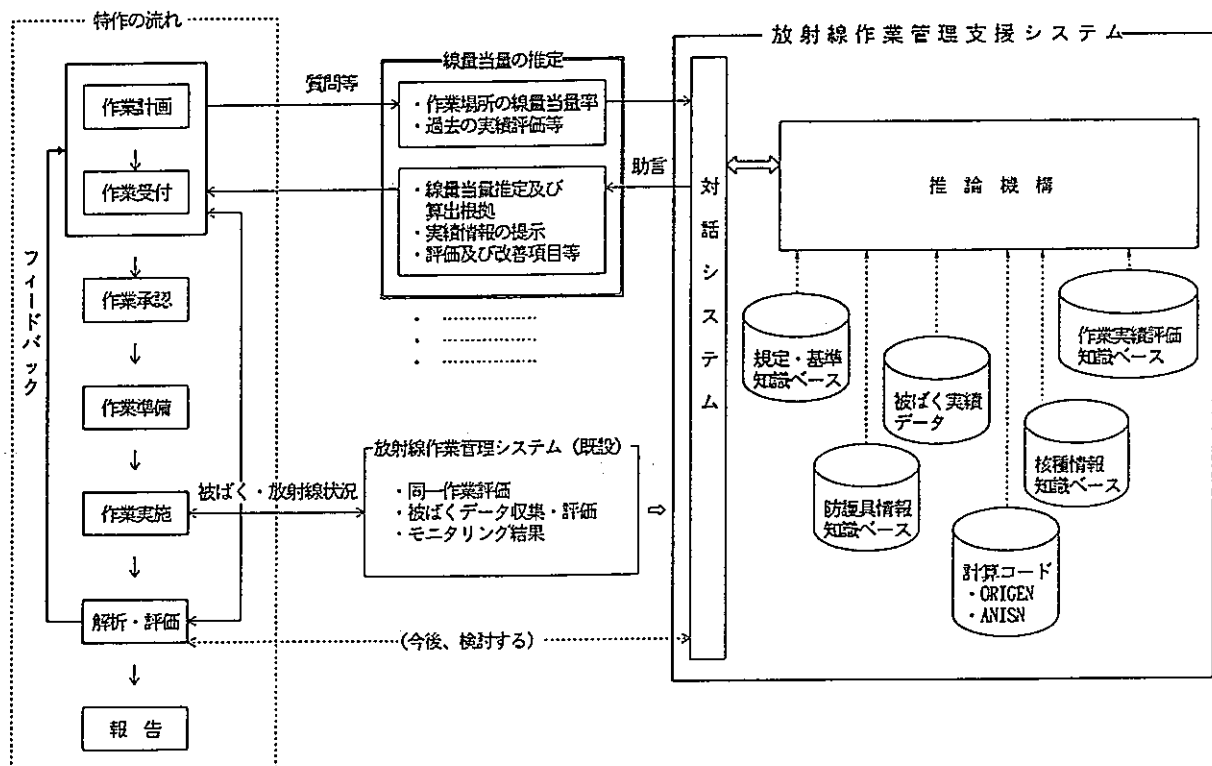


図-2 放射線作業管理支援システム概念図

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		事業団管理番号 4-5
研究課題名 (Title)	核燃料施設における放射線管理設計の基準化に関する研究 The research regarding getting a standard of the radiation control design in nuclear fuel facilities	継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Development Corporation	研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所属] 東海事業所 安全管理部 放射線管理第一課 [氏名] 江花 稔 [連絡先] ☎319-11 茨城県那珂郡東海村 村松4-33 ☎029-282-1111	1st Radiation Control section, Health and Safety division, Tokai works MINORU EBANA 4-33, Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun Ibaraki-ken, 319-11, Japan Tel:029-282-1111	
キーワード	放射線管理	核燃料施設	
key word	radiation control	nuclear fuel facilities	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)： 実証試験名(実施機関)： 委託研究名(実施機関)：		
主要レポート名等	(1)井崎、根元、松本、江花「プルトニウム燃料工場における作業員の被ばく解析」 第31回保健物理学会報告会(H8.5.31) (2)吉田、野原、松本、江花「光電ダイオード式サーベイメータの開発」 総数2件 第32回保健物理学会報告会(H9.5.16) (その他レポート等については研究成果欄へ)		
【研究目的】 再処理施設及びプルトニウム燃料工場等の大型核燃料施設の運転経験に基づき、これまで蓄積された放射線管理に関する知見・考え方を集約し、放射線管理設計の基準化に資する。			
【研究内容(概要)】 再処理施設及びプルトニウム燃料工場等の大型核燃料施設の運転経験に基づき、 ① これまで蓄積された放射線管理に関する知見・考え方を、施設内放射線管理(作業環境の管理、放射線作業の管理、個人被ばく管理、放射線管理用機器の管理等)及び排気中放射性物質の管理等の項目で集約し、放射線管理設計の基準化を図る。 ② ①で基準化された内容により放射線管理の高度化を目指し、必要な要素技術の開発を行う。			
【使用主要施設】 プルトニウム燃料工場			

【成果の活用方法】

集大成した知見等は、商業ベースの核燃料加工施設（民間MOX燃料加工施設等）の放射線管理設計に反映する。

【進捗状況】

本研究は、現状のプルトニウム取扱施設（国内外）の放管手法について調査・評価等を行うとともに、今後の放射線管理を基準化させる際に必要となるもの（放射線管理の考え方及び放管機器等）について、技術開発を行うものである。

1. 放射線管理設計の基準化に関する調査

動燃で実施してきた核燃料施設（プルトニウム燃料工場）における30年間の放射線管理実績を他の核燃料施設における放射線管理手法と比較・評価するため、諸外国（5か国）における基礎的な放管手法の比較調査を行うとともに、代表的なプルトニウム取扱施設（イギリス）における放射線管理実績の詳細な調査を行った。

2. 要素技術の開発

被ばく低減化の面から要素技術を検討し、外部被ばくに起因する線量当量率の管理用として薄型表示付ガンマ線用線量計及び光ファイバー放射線モニタリングシステムを、そして内部被ばくに起因する空気中放射性物質濃度の管理用として静電捕集型ダストモニタの開発を行った。さらに個人被ばく管理においてもより短期的な管理を目指し、その第一段階として、管理区域立入り毎の管理を行うデータ転送式個人被ばく管理装置を製作した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- ・調査結果（海外の核燃料施設における放管手法調査とPu工場放射線管理実績調査）のまとめ
- ・放射線管理手法の基準化
- ・要素技術の開発
 - 光ファイバー放射線モニタリングシステムのシステム検討
 - 静電捕集型ダストモニタの試作
 - データ転送式個人被ばく管理システムの運用
 - 薄型表示付ガンマ線用線量計の運用器製作
 - 光電ダイオード式サーベイメータの運用器製作

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

本研究は、現状のプルトニウム取扱施設（国内外）の放管手法について調査・評価等を行うとともに、今後の放射線管理を基準化させる際に必要となるもの（放射線管理の考え方及び放管機器等）について、技術開発を行うものである。

1. 核燃料施設における放射線管理設計の基準化に関する調査

1) 海外調査結果

プルトニウム取扱施設を所有する主要5か国の放射線管理基準の比較調査及びイギリスのPu取扱施設における放射線管理実績調査を委託調査により実施した。

2) 動燃における放射線管理実績調査

プルトニウム燃料工場における30年間の放射線管理実績についての調査を実施した。

2. 要素技術の開発

1) グローブボックス周辺放射線管理機器の開発

〔線量当量率管理〕

- ・ 工程室内全体の線量当量率を線量マップを用いて管理するため、『光ファイバー放射線モニタリングシステム』の開発を開始した。Pu取扱施設においては、 ^{241}Am からの60 keV.が大半を占めることから、従来のものよりも低エネルギーに適した光ファイバーを試作した
- ・ 作業員への線量当量率情報提供を行うために、『薄型表示付ガンマ線用線量計』の試作を行った。これは電源に太陽電池を用いているが、工程室内の照度が100ルクス程度と低いため、回路上での省エネ設計を施すことにより僅かな電力で動作できるように設計してある。しかし、被ばく管理上、今後機能の向上（積算線量当量の表示、アラーム設定等）を図る必要があり、そのための電源が必要であることから、ボタン電池との併用を検討している。

〔表面密度管理〕

- ・ 従来は、ZnSシンチレーションサーベイメータを用いていたが、高圧ケーブル等からのノイズに弱いという弱点があった。そこで検出器に光電ダイオードを使用し、高圧ケーブルを用いないサーベイメータを製作することで、耐ノイズ性、遮光性に優れたサーベイメータを開発することができた。また、光電ダイオードを用いることによって小型サーベイメータの製作も可能となったため、携帯用サーベイメータ（パーソナルチェッカー）についても製作し、現在は運用段階にある。

〔空气中放射性物質濃度管理〕

- ・ 従来の仮設ダストモニタは、集塵部にポンプを用いているため、装置自体も大型となり、任意位置への設置も困難である。このため、グローブボックス周辺の任意位置への設置を可能にするため、集塵方式に静電捕集を取り入れた『静電捕集型ダストモニタ』の開発を進めている。現在はRn・Tn娘核種及びナトリウム粒子の捕集試験を行い、捕集フィルターへの付着状況の確認を実施した。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				事業団管理番号 4-6
研究課題名 (Title)	放射線作業における被ばくの低減化に係わる研究 Study on Exposure Dose Reduction for Radiation Work	継続状況			<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間			平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 東海事業所 安全管理部 放射線管理第二課 〔氏 名〕 宮部 賢次郎 〔連絡先〕 ☎ 319-11 那珂郡 東海村 村松4-33 ☎ 029-282-1111		2-nd Radiation Control Section Health & Safety Division Tokai Works Kenjiro Miyabe ☎ 319-11 Tokai-Mura Japan ☎ 029-282-1111		
キーワード	放射線作業	被ばく	コンテインメント	身体負荷	モニタリング
key word	radiation work	exposure	containment	physical load	monitoring
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：				
主要レポート名等	なし 総数 0件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 再処理施設内における放射線作業は、主にセル内等の高汚染・高線量当量率下で実施される作業が大半を占めるため、作業員はある程度の被ばくを伴う。そこで、このような放射線作業時における被ばく管理技術等の開発を行い、放射線作業に伴う作業員の被ばく低減化に資する。					
【研究内容（概要）】 ① 遮へい等による被ばくの低減化に関する研究 被ばくの低減化に効果的な遮へい体の開発を行うとともに、セル、グローボックス内等に付着している高汚染物及び、身体の表面汚染等に対する効果的な除染剤の開発を行う。 ② 身体負荷の軽減による被ばく低減化に関する研究 作業効率の向上による被ばくの低減化を図るため、放射線作業で使用される呼吸保護具及び身体防護具に対して、より快適で作業員の身体負荷の軽減を考慮した防護具等の開発を行う。 ③ 被ばく管理による被ばくの低減化に関する研究 被ばく管理の高度化による被ばくの低減化を図るため、より効果的な被ばく監視装置等の開発を行う。					
【使用主要施設】 再処理施設					

【成果の活用方法】

再処理施設において実施される特殊放射線作業における実用化を図る。

【進捗状況】

本年度は技術調査として、今後の研究開発項目の抽出及び各項目における目標を明確にするため、原子力産業界及び関連する一般産業界における実用化技術等に関し、防護方策及び放射線モニタリングの観点から被ばく低減化達成に有効に寄与すると思われる関連要素技術の開発状況について調査を実施した。

調査項目を以下に示す。

1) 直接的被ばく低減化技術

- ①設置・取外し作業に係る被ばく低減化の観点からの遮へい体の調査
- ②身体（皮ふ）除染時の身体影響の軽減の観点からの洗浄剤の調査
- ③装着による身体負荷の軽減の観点からの呼吸保護／身体防護方策の調査
- ④作業環境改善による被ばく低減の観点からのコンテインメント（汚染物封じ込め）技術の調査

2) 間接的被ばく低減化技術

- ①放射線状況把握の適切化による被ばく低減の観点からの放射線モニタリング技術の調査

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

本年度の調査結果を解析し、再処理施設における特殊放射線作業の管理・防護体系の実態を踏まえつつ開発要求項目を整理・抽出し、具体的な開発業務を展開していく。

技術開発 . . . 平成 9年度～10年度
 試験・評価 . . . 平成10年度～11年度
 フィールド試験 . . . 平成12年度

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

本年度は計画初年度にあたり、技術調査を実施した。調査目的は現状の技術動向の把握と各項目における目標の明確化に資することである。調査対象は原子力産業界及び一般産業界における実用化技術等の内、被ばく低減化のための開発業務に有効に寄与すると思われるものとした。調査結果を以下に示す。

①遮へい等による被ばくの低減化に関する研究

外部被ばく防護方策のひとつである可搬・仮設タイプの遮へい体の特徴として、設置方法（巻く、吊るす、立てる）の多様性、現場における加工性及び経済性が挙げられる。開発状況としては鉛の形状加工品（鉛毛、鉛箔積層品）が種々開発・市販されている。これらは線源（機器・配管等）対策あるいはスペース確保のために利用されている。

コンテインメント（汚染物封じ込め）方策として、表面汚染除去のための塗膜剥離剤、粘着剤あるいは発塵防止のための帯電噴霧等が実用化されている。また一般産業界においても表面処理、空調制御技術等にコンテインメントと共通する発想に基づくものがある。

身体除染剤に関しては、市販の台所用洗剤、洗顔剤及びパック剤において皮膚の保護（肌荒れ防止）と高い洗浄効果を満たすものがある。これらを放射性除染剤に適用できる可能性がある。

②身体負荷の軽減による被ばくの低減化に関する研究

呼吸保護具（マスク）の改善要求として、圧迫感の解消、個人眼鏡の使用及び会話機能の充実等が挙げられる。その対策の一例として、電動ファン付きマスクの開発・導入がなされている。

身体汚染防護着衣については、体温上昇の抑制、通気性向上、及び機動性確保等の改善要求がある。この対策として、新素材の供給による多種の製品が改良、開発されている。

③被ばく管理による被ばくの低減化に関する研究

作業者の個人被ばく管理技術として、音声案内、データメモリ、無線機能等を付加した個人線量計が開発・利用されている。

作業環境モニタリング技術としてシンチレーションファイバの応用やγカメラによる線源分布の把握の試み等、3Dイメージングを目指した開発の動向がある。

また、得られたデータを保存・解析する種々のシステムが開発されている。

これらの調査で得られた成果をもとに、現状の再処理施設における特殊放射線作業の管理・防護体系の実態を踏まえつつ、具体的な開発実施事項の整理・着手を実施していく。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 3-5-1
研究課題名 (Title)	高レベル廃棄物高減容処理に関する研究 Study on High-Waste-Loading Process of High-Level-Liquid Wastes(HLLW)	継続状況		<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel.No.)	(所 属) 東海事業所環境技術開発部 High Level Waste Technology Section, 環境技術第一開発室 Waste Technology Devision, Tokai Works (氏 名) 宮本 陽一 Yoichi MIYAMOTO (連絡先) ☎ 319-11 4-33 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, 茨城県那珂郡東海村村松4-33 Ibaraki 319-11 JAPAN ☎ 029-282-1111 Call.029-282-1111				
キーワード	高レベル廃棄物	ガラス固化	減容	分離	電解法
key word	high-level liquid waste	vitrification	volume reduction	separation	electrolysis
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関) : 実証試験名 (実施機関) : 委託研究名 (実施機関) : 吸着・溶離時におけるTRU 核種および発熱元素の選択吸着 に関する研究(東北大学素材工学研究所)				
主要レポート名等	(1)米谷雅之, 花本行生「高レベル廃棄物の高減容処理試験」PNC TN8410 96-078 (2)米谷雅之, 花本行生「高レベル廃液からの電解法により白金族元素分離試験(Ⅱ)」 PNC PN8410 97-080 (その他のレポート等については研究成果欄参照) 総数 4件				
【研究目的】 高減容プロセスにおける元素挙動や反応の解明、並びに固化体特性の評価を行い、高レベル廃棄物量の低減と、管理負担の軽減化に資する。					
【研究内容(概要)】 基礎試験により、高レベル廃液から元素を分離する際の元素挙動、反応等を解明するとともに、最適な分離・固化条件を求めるための試験を実施する。 プロセス試験により、元素分離、分離物の固化、高減容固化の要素技術を統合化し、プロセス特性を調べる。 固化体特性評価により、分離物固化体、高減容固化を対象に各種固化材料を試験し特性を評価する。またプロセス試験で作成した固化体の特性を評価する。					
【使用主要施設】 動燃事業団東海事業所工学試験棟					

【成果の活用方法】

高レベル廃液のガラス固化において、水に溶け易く固化体中の相分離物となるモリブデン(Mo)や崩壊熱の増大による貯蔵温度の上昇が問題となる発熱元素のストロンチウム、セシウム等が廃棄物含有率を制限している。そのため、これらの元素を分離し、分離された元素を安定な固化体とするとともに、残渣を廃棄物含有量の多い高減容の固化体として全体で処分すべき高レベル廃棄物の低減及び管理負担の軽減化に資する。

また、ガラス固化体の廃棄物含有量を制限している元素を取り除いた高レベル廃液をガラス固化する際、ガラス量当たりの高レベル廃液量が増えることにより、溶融メルト中に堆積する電気伝導性の高い白金族元素量が増加し直接通電加熱に影響し運転に悪影響を及ぼすようになるため、ガラス溶融前に廃液中の白金族元素を取り除くことも必要な技術として活用される。

【進捗状況】

模擬高レベル廃液からモリブデンを沈殿物として分離した後、発熱元素(Sr, Cs)を蟻酸により脱硝して他の成分から液中に分離を行う基礎試験を平成8年度以前に実施し良好な分離性能を得た。前年度迄の結果を下記に示す。

・高レベル廃液からの沈殿物分離試験

模擬廃液および高レベル廃液に含まれるMoを含む沈殿物を分離し沈殿物の粒度分布を求め、模擬廃液の加熱温度を変化させることで沈殿物生成過程を調べ沈殿物の性状を知るとともに、ろ過分離によりMoを80%分離できた。平成7年度に終了。

・脱硝法による高レベル廃液からの発熱元素分離試験

高レベル廃液に蟻酸を添加し脱硝することで、廃液中に含まれる発熱元素のストロンチウム、セシウムの90%をろ液中に、また他成分を沈殿物として分離することができた。平成7年度に終了。

・分離固化体特性評価試験

上記の分離試験で得られた分離率に基づいて高減容プロセスから発生する分離固化体の組成設計を行い設計した組成の模擬固化体の物性値を測定した結果、標準的なガラス固化体の特性と同様であることが確認できた。平成7年度に終了。

今年度は白金族の分離について、模擬高レベル廃液から電解法によりパラジウムとルテニウムとを分離するための電流密度、電位、電解温度、電極面積、電極材料、攪拌空気量などの基本条件を取得した。その結果、パラジウムは98.9%ルテニウムは98.2%の分離率が得られた。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

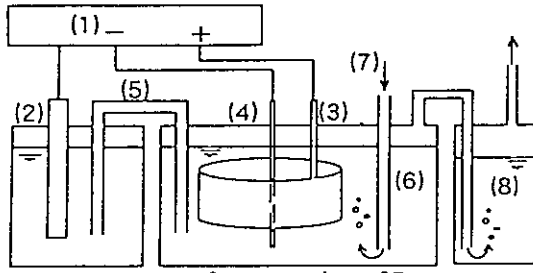
- i 発熱性元素であるストロンチウム、セシウムの吸着・溶離試験による吸着剤の選定および回収方法の検討

【その他 今後の発展性等】

本研究に用いられている溶液中の金属イオンの電解分離技術および吸着剤による元素の吸着分離技術は、現行の工業技術で用いられており、原子力以外の産業への応用という観点から見ると新しい技術の移行は無い。しかし高レベル廃液から分離回収出来る元素は様々な利用方法の開発がなされており、例えば発熱元素のストロンチウム、セシウムなどをγ線源とした食品の殺菌や害虫駆除、また鉄鋼業などでは鋼板の厚さ測定、発電プラントなどでは配管中のシリカスケール測定装置のγ線源として利用されている。パラジウムやルテニウムなどの白金族元素は貴重な資源として回収の検討が行われている。

【研究成果】

高レベル廃液からの白金族元素分離方法の可能性を検討するために、模擬高レベル廃液を用いて、電解法による、パラジウム、ルテニウム分離試験を図1に示す試験装置を用いて実施した。基礎試験結果から分離性能に影響する電流密度、電位、攪拌空気量、電解温度についてパラジウム、ルテニウムの分離速度との関係を得た(図2～図6参照)。この関係から表1に示す最も分離率が高く効率的な最適設定条件(電流密度、電位、攪拌空気量、電解温度)で電解試験を行った結果、パラジウムは98.9%、ルテニウムは98.2%の分離率を得た。これらから、高レベル廃液から電解法でパラジウム、ルテニウムを分離できる可能性を示した。



Apparatus for separation of Ru

Fig.1 Schematic diagram of apparatus for separation of Pd and Ru
 (1) Potentio/galvanostat, (2) Reference electrode
 (3) Cathode: working electrode on separation of Pd, counter electrode on separation of Ru.
 (4) Anode: counter electrode on separation of Ru, working electrode on separation of Pd.
 (5) Salt bridge, (6) Simulated non-radioactive HLLW, (7) Agitation air, (8) HCl-ethanol: solution for absorbing volatilized Ru.

表1 影響因子と最適設定条件

影響因子		設定条件
Pd分離	電解電位	0V(vsSSE)
	電流密度	-
	電解温度	30°C
	共存元素	模擬廃液
Ru分離	パージリク	1.0L/min
	共存元素	<10mg/L-Pd
	電流密度	12.4mA/cm ²
	電解電位	-
	電解温度	50°C

図1 基礎試験装置の概要図

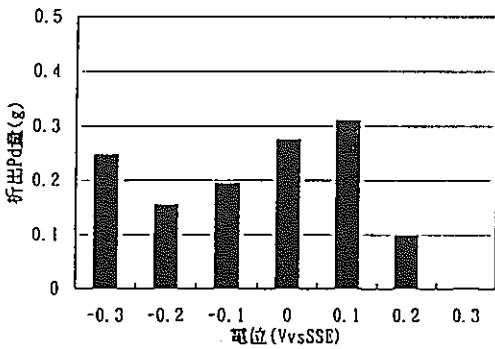


図2 電解電位とPd量変化

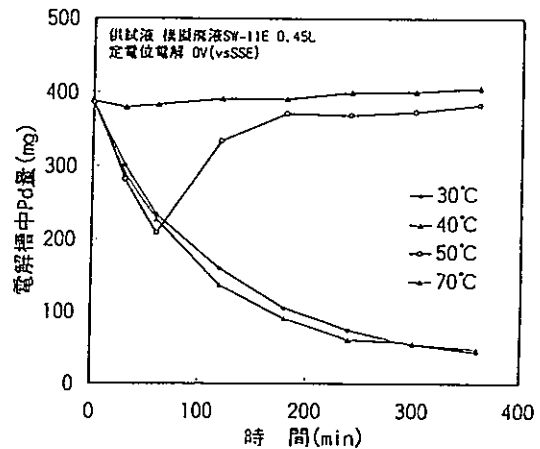


図3 電解温度に対するPd量変化

【研究成果】

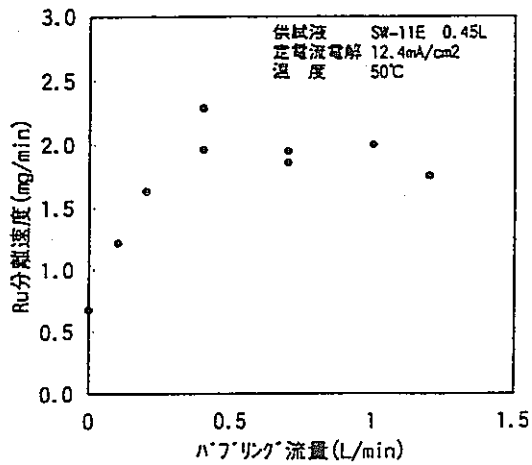


図4 フロウ流量に対するRu分解速度

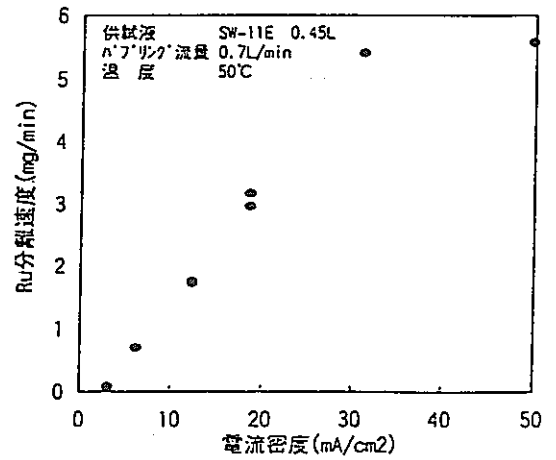


図5 電流密度に対するRu分離速度

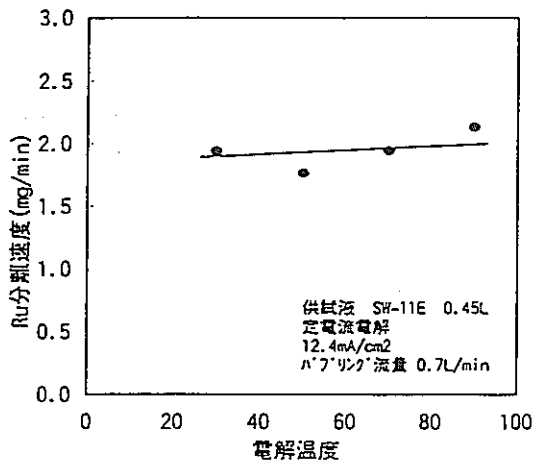


図6 電解温度に対するRu分離速度

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3)日本原子力学会「1997年春の年会」電解法による高レベル廃液からのPd, Ru 分離試験 (V)
- (4) "SEPARATION OF PALLADIUM AND RUTHENIUM FROM HIGH-LEVEL LIQUID WASTES(HLLW) BY ELECTROLYSIS" Global'97

【発表予定】なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 3- 6- 1
研究課題名 (Title)	ヨウ素含有廃棄物の廃棄体化に関する研究 (study on solidification of waste containing iodine)		継続状況	<input type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input checked="" type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)		研究期間	平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel.No.)	〔所属〕東海事業所環境技術開発部 環境技術第二開発室 〔氏名〕池田 諭志 〔連絡先〕☎ 319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎ 029-282-1111		Low Level Waste Technology Section, Waste Technology Devision, Tokai Works Satoshi Ikeda 4-33 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-11 JAPAN call.029-282-1111		
キーワード	廃棄物処理	ヨウ素-129	固化	減容	
key word	waste treatment	iodine-129	solidification	volume reduction	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関) : なし 実証試験名 (実施機関) : なし 委託研究名 (実施機関) : ヨウ素廃棄物の処理・処分に関する研究(Ⅱ) (埼玉大学)				
主要レポート名等	(1)神崎学、福本雅弘他「廃ヨウ素吸着剤の銅マトリックス固化試験」日本原子力学会秋の大会予稿集、P659(1996) 総数 2件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 ヨウ素-129が処分時の性能評価上重要な放射性核種となるため、廃ヨウ素フィルタやヨウ素を含有するスラッジに対して、減容・安定化に有効な廃棄体化技術を確認し、放射性廃棄物処理・処分の安全性向上に資する。					
【研究内容 (概要)】 再処理施設から発生する廃ヨウ素フィルタやヨウ素を含有するスラッジに対して、減容・安定化に有効な廃棄体化技術を調査・検討し、模擬廃棄物を用いた廃棄体化試験を行い処理条件の最適化を図るとともに、得られた廃棄体のヨウ素放出抑制機能等に関する特性評価試験を行う。					
【使用主要施設】 地層処分基盤研究施設 小型水熱固化試験装置：固化体(最大サイズ30mmΦ×60mmh)が作成可能。 最高圧力100MPa、最大温度350℃。					

【成果の活用方法】

ヨウ素含有廃棄物に対して、廃棄体とする技術の開発、廃棄体特性に関するデータの取得を行い、処分時における安全性評価の為の定量的データとして活用する。

【進捗状況】

廃ヨウ素フィルタに含まれている銀系吸着材を対象にコールドの模擬廃棄物を用いて、地層処分環境で高耐食性が期待できる銅を用いた銅マトリックス固化に関する試験、及び廃棄物自体を固化基質とし、減容性に優れた水熱固化に関する試験を実施した。今年度は、銅マトリックス固化試験ではHIP（熱間静水圧加圧）法を用いて固化体を試作し、固化体中のヨウ素の分布状態等を調べた。水熱固化試験では固化条件の検討、固化処理時に発生する絞り出し水中へのヨウ素の移行、固化体の均質性に関する試験を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

銅マトリックス固化及び水熱固化について、固化体のヨウ素浸出特性に関するデータを取得する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

・銅マトリックス固化試験

地層の還元性環境で高耐食性が期待できる銅をマトリックス材に用いた固化法に関する基礎試験を行った。模擬廃棄物は、市販のヨウ素吸着剤AgX(銀ゼオライト)、AgS(銀シリカゲル)を、加熱脱水及びI₂試薬を温度100℃(AgX)または150℃(AgS)でヨウ素吸着処理させて作製した。この模擬物を銅粉末と体積比1:1で混合、銅カプセルに充填、HIP処理して固化体を作製した。処理条件は温度860℃、圧力195MPa、保持時間3h、圧力媒体Arガスとした。得られた固化体は吸着剤が元の形状を維持し、銅マトリックス中に分散された状態(写真1)で、EPMA観察によると固化体中のヨウ素はほとんどが吸着剤に保持されていた。また、アルカリ脱気水における分極測定では、固化体は純銅と等しい腐食電位を示し(図1)、この電位より低い還元性環境では固化体中の銅は純銅と同等の耐食性を示すことがわかった。

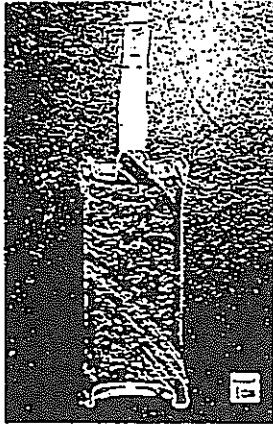


写真1. 銅HIP 固化体断面
(AgX50vol%)

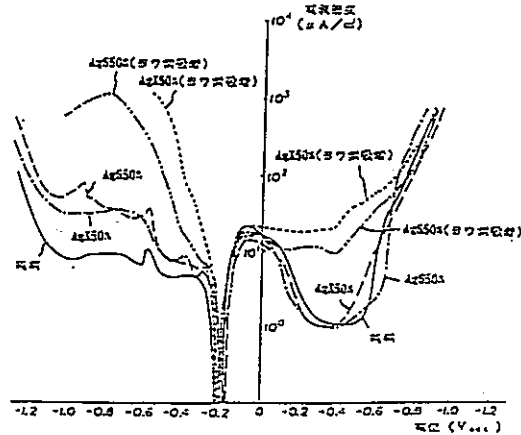


図1. 銅HIP 固化体の分極曲線
(飽和Ca(OH)₂, 脱気, 50℃)

・水熱固化試験

ヨウ素吸着剤に純水のみを添加して固化体とする水熱固化法に関する基礎試験を行った。模擬廃棄物はヨウ素吸着剤AgX, AgSに上記と同じ温度条件でヨウ素吸着処理して作製した。固化条件の最適化試験は、温度(250~350℃)、圧力(25~100MPa)、添加水量(1~5g/g吸着剤)をパラメータとして減容係数、一軸圧縮強度、見かけ密度の固化体特性を測定して評価した。その結果AgXでは350℃, 100MPa, 5g/g吸着剤、AgSでは350℃, 50MPa, 5g/g吸着剤がもっとも優れた固化体特性を示した。絞り出し水中へのヨウ素の移行については、固化処理前の吸着剤に含まれていたヨウ素量の0.18wt%(絞り出し水中の濃度が約850ppm)が絞り出し水中へ移行していた。但し処理検体によっては分析値が数十ppm程度の場合もあり、より詳細なデータの解析が必要である。固化体の均質性については硬さ、一軸圧縮強度、真密度の測定、EPMA観察を行い評価した。その結果、圧縮強度については、AgXでは固化体の部位により20~50MPaの範囲でばらつきが見られ、特に固化体中心部で強度の低下が見られた。一方AgSでは固化体上部で約60MPa、下部で約40MPaと、下部ほど強度が低下する傾向が見られた。その他の項目については、硬さはAgXがDH(ダイヤミック硬度)約70、AgSがDH約40、真密度はAgXが約3.5g/cm³、AgSが約2.5g/cm³、EPMA観察ではAgX, AgS共に固化体部位によりヨウ素分布のばらつきは見られず、ほぼ均質であった。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2) 神崎学、神谷茂他、「廃ヨウ素吸着剤の銅マトリックス固化(II)」、日本原子力学会秋の大会予稿集、P785(1997)

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 3-6-2
研究課題名 (Title)	各種低レベル放射性廃液の高除染、高減容処理技術に関する研究		継続状況		<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel.No.)	〔所属〕東海事業所環境技術開発部 環境技術第二開発室 〔氏名〕池田 諭志 〔連絡先〕☎ 319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎ 029-282-1111		Low Level Waste Technology Section, Waste Technology Division, Tokai Works Satoshi IKEDA 4-33 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-11 JAPAN Call. 029-282-1111		
キーワード	低レベル廃液	除染	減容	共沈	ろ過
key word	low level liquid waste	removal	reduction	coprecipitation	filtration
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：				
主要レポート名等	(1)小林 師、飯島和毅他「再処理低放射性廃液からの核種除去に関する研究」動燃技報 83-88 96 1996 総数 4 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 各種低レベル放射性廃液中から放射性核種を高度に除去し、廃棄物発生量の大幅な低減と環境放出量の大幅な低減の両立が図れる技術の確立を図る。					
【研究内容（概要）】 再処理施設から発生する各種低レベル放射性廃液に含まれる放射性核種を選択的に分離・除去し、大幅な減容を図り、処分時の環境への負担を軽減する技術開発として、既に一定の確立をみた共沈・限外ろ過、イオン交換を組み合わせた除去法のさらなる高度化（高減容、高除染）を目指し、各種要素技術開発（吸着技術・膜分離技術等）を原理実証的な基礎的な部分から始め、従来の技術と融合させて高度化を図る。					
【使用主要施設】 B棟 工学試験棟					

【成果の活用方法】

再処理施設の将来の実処理施設への技術導入。

【進捗状況】

平成7年度までに実施した試験結果から、低レベル放射性廃液に含まれるプルトニウム、ウラン等の α 核種に対して、高い除去性能を得るには硝酸第二鉄を用いた共沈法が優れていることがわかった。しかし、低レベル放射性廃液中で複雑な錯化合物を形成するルテニウムは、硝酸第二鉄を用いた共沈法では十分な除去性能が得られないことがわかった。

そこで、ルテニウムの除去性能向上を目指し、新たな除去法の調査を行った。その結果、①共沈剤として硝酸第二鉄の代わりに硝酸イットリウム、硝酸ジルコニウム等を用いた共沈法及び②活性炭に亜鉛を電着させた亜鉛電着活性炭を用いた吸着除去法の2種類の技術に着目し、この二つの技術について、その除去メカニズム等に関する調査を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- ①硝酸イットリウム、硝酸ジルコニウム等を用いて、ルテニウムの除去性能が最大となる操作条件を得るためのコールド基礎試験を実施し、硝酸第二鉄による共沈除去との性能比較を行う。
- ②亜鉛電着活性炭のルテニウムの吸着メカニズムを推定するためのコールド基礎試験を実施する。また、ルテニウムの吸着メカニズムの推定にはルテニウム錯体の化学形の同定が不可欠であるので、これまで直接分析が困難であるとされているルテニウム錯体の直接分析法の開発に着手する。

【その他 今後の発展性等】

ルテニウム錯体の直接分析法は、文献等を調査してもあまり例がなく、原子力産業以外でも注目される技術であると考ええる。

【研究成果】

- ①(1)各種文献を調査した結果、0.25M-KNO₃系においてルテニウムを共沈除去できる可能性のある金属酸化物として、チタン、鉄、ジルコニウム、イットリウム、ガドリニウム、ユーロピウム、アルミニウムを抽出した。それぞれの金属酸化物に対し、pHをパラメータとした場合、ルテニウムの除去率が、酸性側でTi>Fe>Zr>Y>Gd>Eu>Alの順に、アルカリ側でEu, Gd, Y, Zr>Fe>Ti>Alの順となった。また、共沈金属が無い場合で、ルテニウムは最大20%沈殿することがわかった。
- (2)各種金属酸化物によるルテニウムの除去については、文献調査の結果、以下のようなメカニズムが考えられる。
- (a) 鉄とアルミニウム水酸化物の場合はイオン交換によって吸着される。
 - (b) 溶液中でのルテニウム錯体は、pH1以下では陽イオンで、pH5~8では陰イオンで、pH2~6では陽イオン、陰イオンの両方が存在する。
 - (c) ペーパークロマトグラフと高電圧の電気泳動を用いて、pH領域で種々のルテニウム錯体を確認する過程で、pH2.5以下では中性の錯体と、1~3価の電荷をもった錯体が存在し、pH2を超えると、陰イオン錯体がpHの上昇とともに増加する。
- (3)(1)と(2)の結果からルテニウムの共沈挙動は以下のように推測される。
- pH1で中性ルテニウム錯体の形成が始まり、pHの上昇とともに、NO₃基がOH基に置き代わる。弱酸性、中性、弱アルカリ性では、水酸化物共沈により、中性のルテニウム錯体は95~98%が沈殿する。pH8を超えると、陰イオン錯体が急激に増加し、pH13~14ではルテニウムの共沈率はほとんどゼロとなる。以上、(1)~(3)の結果から、今後金属水酸化物共沈の試験を実施するにあたっては、ジルコニウム、イットリウム、ガドリニウム、アルミニウム及びチタンの金属水酸化物を検討対象とすることとした。
- ②文献調査の結果から、亜鉛電着活性炭に関する以下の情報を得た。
- 1981~1989年にかけて原研で²³⁵U(n, f)⁹⁹Mo製造廃液中の放射性ルテニウムの除去について、各種の金属粉（特に亜鉛粉）と活性炭を混合したカラム吸着法が極めて有効であることがわかった。その試験結果からメカニズムを推察すると、亜鉛粉と活性炭によるルテニウムの吸着機構としては、亜鉛と活性炭の接触による電気化学的作用の結果、活性炭がルテニウムを吸着しやすくなった、もしくは亜鉛によりルテニウム錯体が活性炭に吸着されやすい錯化合物に変化したためと考えられる。しかし、この推察は廃液中のルテニウム錯体を直接的に同定したのではなく、また処理対象廃液も本研究における対象廃液と異なるため、この推察をそのまま再処理工場から発生する低レベル放射性廃液に適用することはできない。よって今後再処理工場で発生する低レベル放射性廃液中のルテニウムを対象とした調査・試験を行うとともに、メカニズム解明のため、廃液中のルテニウムの直接的な分析方法を検討する必要がある。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (2)大内 仁 他「放射性廃棄物の処理技術開発」動燃技報No.100 1997
- (3)小林 師 他「低放射性廃液中の放射性核種の挙動検討（Ⅱ）」日本原子力学会春の年会 1996
- (4)小林 師 他「低放射性廃液中の放射性核種の挙動検討（Ⅲ）」日本原子力学会秋の大会 1997

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究		分類番号 3-7-1	
研究課題名 (Title)	TRU廃棄物の非破壊測定技術に関する研究 Development of Non-destructive Measuring Techniques for TRU Waste	継続状況		<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Title of function, address, and Tel. No.)	〔所属〕 東海事業所 環境施設部 処理第二課 T. Yasu 〔氏名〕 安 隆己 TRU Waste Conditioning section 〔連絡先〕 〒 319-11 茨城県東海村村松4-33 Waste Plants Operation Division ☎ 029-287-0276 Tokai Works Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation Tokai, Ibaraki, 319-11 Japan Tel: 029-287-0276			
キーワード	TRU廃棄物	非破壊測定	パッシブγ測定	アクティブ中性子測定
key word	tru waste	non-destructive assay	passive γ assay	active neutron assay
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：			
主要レポート名等	(1) "Development of Non-Destructive Assay Technique for TRU Nuclide in Waste by Active Neutron Method" Kazuya Usui. 19th ANNUAL SYMPOSIUM on Safeguards and Nuclear Material Management 総数 1件 平成9年5月 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
【研究目的】 TRU廃棄物の合理的かつ効率的な核種測定技術の開発を行い、TRU廃棄物の区分管理に向けた判断基準の策定に資する。				
【研究内容（概要）】 イ. 中性子線測定法 標準試料による測定試験を実施し、検出感度、測定精度への影響を補正する手法の確立を図る。 さらに、廃棄物中の中性子挙動を把握するため、計算コードを用いた解析を実施する。 ロ. γ線測定法 標準試料及び実廃棄物等を用いた測定試験を実施し、精度の向上を図る。				
【使用主要施設】 プルトニウム廃棄物処理開発施設（PWTF） イ. パッシブ・アクティブ中性子測定装置 ロ. パッシブγ線測定装置				

【成果の活用方法】

プルトニウム廃棄物処理開発施設へ反映すると共に、TRU廃棄物の処理・処分方策並びに、その安全基準の策定に資する。

【進捗状況】

イ. 中性子線測定法

平成3～7年度の年次計画で実施していたTRU廃棄物管理の安全性に関する研究の結果を受け、中性子線測定装置（パッシブ・アクティブ中性子測定装置）の、各種廃棄物マトリクスに対する適用性の評価を実施した。この結果、測定対象マトリクスを限定すれば、一応の区分目安値である1GBq/tonレベルの測定が可能であることを確認した。

また、中性子の挙動解析のための計算コードによる解析を開始した。

ロ. γ 線測定法

プルトニウム廃棄物の測定試験を実施し、測定データを蓄積した。

また、核種組成分析試験を開始し、廃棄物マトリクス等が分析に与える影響を評価するためのデータを蓄積した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. 中性子線測定法

- ・パッシブ・アクティブ中性子測定装置を用いたTRU核種の偏在補正手法の検討・評価
- ・中性子挙動計算によるTRU核種及び廃棄物マトリクスの偏在による影響の評価
- ・中性子挙動計算に基づく測定装置の高度化

ロ. γ 線測定法

- ・廃棄物中の含有核種の組成評価技術の検討・評価
- ・廃棄物中のTRU核種及び廃棄物マトリクスの分布に関する情報を取得する技術の開発

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 中性子線測定法

平成7年度まで実施したTRU廃棄物管理の安全性に関する研究で得られた結果を踏まえ、パッシブ・アクティブ中性子測定装置の区分管理への適用性を評価した。評価の基準とした区分管理の目安値は1GBq/tonである。

検出限界値は、マトリクス材の材質及びその分布状況並びに核種の分布により異なる。このため、前者に関して、材質は発生廃棄物、焼却灰、固化体のそれぞれについて代表的な材質である、紙、布、ポリエチレン、ゴム、塩化ビニル、金属、ガラス、焼却灰、アスファルト、エポキシ及びセメントに限定し、分布状況は200ℓドラム缶内に均一に分布しているものを、評価対象とした。

以上に示した廃棄物マトリクスについて検出可能なα濃度を評価した。その結果を表1に示す。表1から分かるように、400秒測定で、塩化ビニル及びガラス以外の9種のマトリクスについて、区分目安値である1GBq/tonの評価が可能であることを確認した。また、塩化ビニルに関しては、測定時間の延長若しくは中性子発生数の増加により評価可能であるが、ガラスについては、中性子吸収能が非常に大きいため、本測定法での評価は不可能である。

マトリクス	適用性	40秒測定での検出限界		400秒測定での検出限界	
		²³⁹ Pu(Ceff)[μg]	α濃度[GBq/t]	²³⁹ Pu(Ceff)[μg]	α濃度[GBq/g]
紙(60kg)	○	3.8	1.0	1.2	0.3
布(60kg)	○	3.9	1.0	1.2	0.3
ポリエチレン(60kg)	○	6.8	1.8	2.2	0.6
ゴム(60kg)	○	6.9	1.8	2.2	0.6
塩化ビニル(60kg)	△	33	8.5	10	2.7
金属(60kg)	○	6.2	1.6	2.0	0.5
ガラス(60kg)	×	評価不能	評価不能	評価不能	評価不能
焼却灰(110kg)	○	8	1.1	2.5	0.3
アスファルト(208kg)	○	38	1.4	12	0.4
エポキシ(110kg)	○	10	1.4	3.1	0.4
セメント(400kg)	○	30	1.2	9.5	0.4

○：400秒以内の計測時間により適用できる。
 △：計測時間の延長及び中性子発生装置の強化により適用できる。

表1 パッシブ・アクティブ中性子測定装置の適用性

ロ. γ線測定法

γ線測定法については、模擬試験体及びPu線源を用いてプルトニウム廃棄物処理開発施設（以下、「PWTF」という。）に設置しているパッシブγ測定装置の検出感度、測定精度の評価を実施した。また、MOX燃料製造施設から発生した放射性廃棄物（200ℓドラム缶）及びPWTFにおいて焼却処理して発生した焼却灰等に含まれるPuの測定試験を実施し、データを蓄積した。

また、核種組成分析試験を開始し、廃棄物マトリクス等が分析精度に与える影響を評価するためのデータを蓄積した。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

- ・黒木他：「アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発 ～マトリクス補正～」
 動燃技報 No.103

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究			分類番号 3-8-2
研究課題名 (Title)	ヨウ素除去技術高度化開発 Development of Advanced Iodine Removal Process	継続状況		<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所属〕 東海事業所 再処理工場 Maintenance Section 工務部 技術課 Tokai Reprocessing Plant 〔氏名〕 楨 彰 Akira Maki 〔連絡先〕 ☎319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-252-1111			
キーワード	核燃料再処理	ヨウ素	吸着材	
key word	reprocessing	iodine	adsorbent	
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：ヨウ素除去技術高度化開発研究(Ⅲ)(財産業創造研究所)			
主要レポート名等	(1)動燃 伊波、野上、楨、小形、(財)産業創造研究所 竹下、九石、熊谷 “再処理工場オフガスからのヨウ素除去用「銀添疎水性吸着材」の開発” 動燃技報 No.98 1996.6 総数 1件 (その他レポート等については研究成果欄参照)			
【研究目的】 再処理工場のオフガス処理系へのNOx回収システムの組み込み等により、ヨウ素除去の効率化を図る。				
【研究内容（概要）】 イ. 銀添疎水性吸着材を実オフガスで性能確認を行うとともに基礎研究の課題である耐久性向上を図る。 ロ. ヨウ素除去システムにおいて、ゼオライトを用いたNOx回収システムを組み合わせたヨウ素除去の複合システムについて開発を行う。				
【使用主要施設】 再処理工場：処理能力 0.7t/日、処理対象燃料 燃焼度（平均）28000MWD/t、冷却日数 180日以上				

【成果の活用方法】

再処理工場のヨウ素除去装置のフィルタろ材の選定及び運転条件へ反映
再処理施設等からの放射性ヨウ素放出量の低減化に反映

【進捗状況】

- イ. 銀添疎水性吸着材の開発については、耐NO_x性と細孔構造の関係についての検討を実施するとともに、NO_x雰囲気中での耐久性向上を図るため、予めNO_xにさらす前処理条件の検討を実施した。また、再処理工場の実オフガスによるヨウ素吸着性能の確認を実施した。
- ロ. ヨウ素除去システムの開発については、再処理工場の運転条件の違いによるオフガス中のNO_xの影響について、実オフガスによる各種吸着材の比較試験を実施した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- イ. 銀添疎水性吸着材の開発については、吸着材の耐NO_x性試験において雰囲気温度 120℃以上で担体のニトロ化による急激な発熱反応を示したことから、本吸着材を用いた実機試験については中止する。
- ロ. ヨウ素除去システムの開発については、再処理工場の運転が再開次第、NO_x除去装置を使用して実オフガスによるヨウ素吸着材比較試験を実施し、吸着材に対するNO_xの影響を検討する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

- イ. 銀添疎水性吸着材は、ヨウ素の吸着性能は他の吸着材 (AgX, AgS等) と同等であるが、使用済み吸着材の減容化が可能であるという点で他の吸着材より有利である。しかし、耐NO_x性に問題があることがこれまでの研究により明らかとなった。そこで銀添疎水性吸着材の耐NO_x性についての検討を実施した。
- (1) 従来のSDB (スチレン・ジビニルベンゼン) 担体より耐NO_x性が高いと考えられたTBSDB (tertブチルスチレン・ジビニルベンゼン) 担体を合成し、NO_x雰囲気中での熱分解量を調査することにより耐NO_x性を評価した。その結果、TBSDB担体の耐NO_x性はSDB担体と有為な差はなく、細孔体積の大きなものほどヨウ素吸着性能は高いが、熱分解しやすく耐久性が低いことが示された。(図1参照)
 - (2) 吸着材をNO_xに予め晒すことにより使用時の発熱を防ぐ前処理条件の確立を行い、吸着材 1 l あたり 4.6 g のNO_xを供給すると温度上昇がなくなることが示された。また、前処理済みの吸着材は、模擬オフガス中のNO_xに晒されても発熱がなく、100℃で安定に運転できることが示された。
 - (3) 蓄熱試験の結果、前処理後の吸着材は通常の使用済み吸着材と同様に100℃では分解しないが 120℃に保持すると急激な発熱反応を示した。(図2参照)

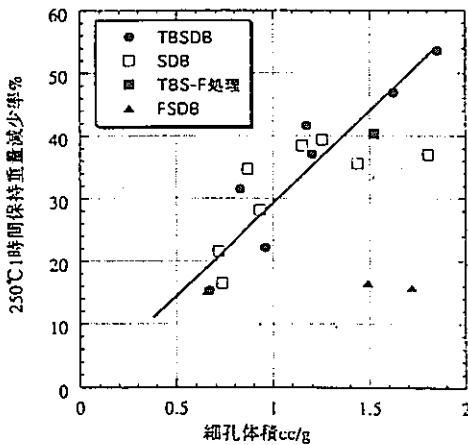


図1 吸着材担体の細孔体積と耐NO_x性の関係

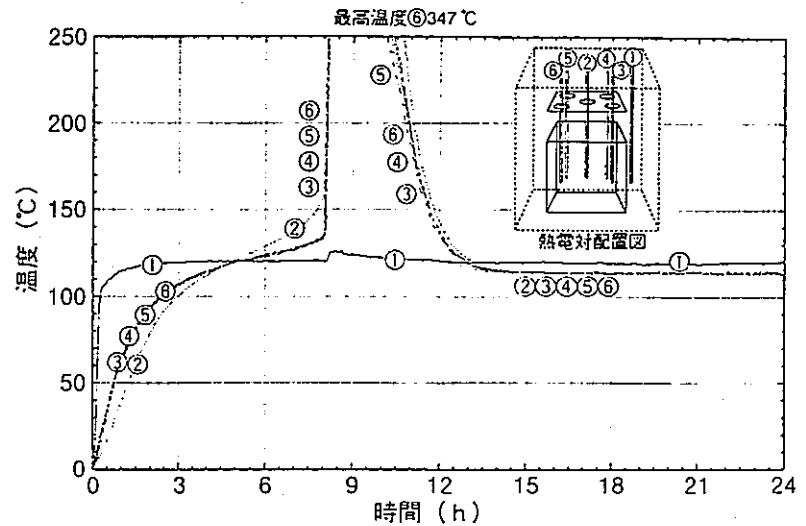


図2 前処理済み吸着材の蓄熱試験 (雰囲気温度120℃)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	核燃料施設の安全性に関する研究				分類番号 3- 8- 3
研究課題名 (Title)	クリプトン回収・固定化技術に関する研究 Study on Krypton recovery and immobilization technology	継続状況		<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	[所 属] 東海事業所環境技術開発部 環境技術第二開発室 [氏 名] 池田 諭志 [連絡先] ☎ 319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎ 029-282-1111				
キーワード	放射性クリプトン	オフガス処理	液化蒸留	イオン注入	固定化
key word	radioactive krypton	off-gas treatment	cryogenic distillation	ion-implantation	immobilization
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名 (実施機関) : 実証試験名 (実施機関) : 委託研究名 (実施機関) :				
主要レポート名等	(1) 林晋一郎、神谷茂他「イオン注入法によるクリプトン固定化技術の開発」 動燃技報No.101 PNC TN1340 97-001 P103-P117 総数 2件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 再処理施設から放出されるクリプトンの回収技術開発及び回収クリプトンの固定化技術開発を行い、再処理施設の安全性の向上に資する。					
【研究内容 (概要)】 イ. クリプトン回収技術開発 クリプトン回収技術開発施設の開発運転により、再処理オフガスからのクリプトン回収技術の検証を行う。 ロ. 固定化技術開発 回収クリプトンを用いた固定化ホット試験によりプロセス及び固化体評価を行うとともに、固化体の長期貯蔵技術に関する調査及び試験を行う。					
【使用主要施設】 クリプトン回収技術開発施設					

【成果の活用方法】

クリプトンを回収する技術の実証と、クリプトン固定化技術の確立を図り、安全性の向上に資する。

【進捗状況】

イ. クリプトン回収技術開発

第9回の開発運転を約2ヵ月実施した。

また、これまで実施した、11回のコールド試験運転、5回のホット試験運転及び7回の開発運転結果等を技術資料としてとりまとめた。

ロ. 固定化技術開発

回収クリプトンを使用して固定化試験を実施するホット試験設備の設置工事を終了し、ホットガスを通気させ、設備の安全性確認を行った。

コールド装置による大型容器の開発では、2倍長容器による長期連続注入試験を実施した。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

イ. クリプトン回収技術開発

アスファルト固化処理施設の事故に伴う、安全総点検結果を反映し、施設の老朽化対策等の安全対策工事等を実施する。その後、再処理工場の運転再開に合わせて、施設の開発運転を実施する。

ロ. 固定化技術開発

ホット試験の実施時期については、現在検討中。

コールド試験は、大型容器（これまでの注入量の4倍の能力を有する）の特性試験、連続注入試験等を実施する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. クリプトン回収技術開発

クリプトン回収技術開発施設の第9回の開発運転を実施した。(起動操作開始～プラントパーズ終了までの期間; 55日間、その内、クリプトン供給～回収までの期間; 31日間)

本開発運転では、施設の運転中の定期検査に受検・合格するとともに、約 8.7×10^4 GBq のクリプトンの供給を行い、ほぼ全量を回収(回収クリプトンの純度97.6%、回収量588Nℓ)するなど順調な運転を行った。

ロ. 固定化技術開発

クリプトン回収技術開発施設内に、本施設で回収された放射性クリプトンを用いて、イオン注入法によるクリプトンガスの固定化ホット試験を実施する試験設備(設備名称; 「クリプトン固定化試験設備」)の設置を完了した。設備の工程概要を図-1に示す。

コールド試験で実施している大型容器開発は、軸方向に長さを2倍に拡張した容器(ターゲット電極形状; $18\text{ cm}\phi \times 40\text{ cm}$ 、Ni-Y合金重量; 約30Kg)による長期連続注入試験を実施し、約 0.57 N m^3 のクリプトンガスを注入固定化した。本試験から、注入量、注入速度とも目標とした小型容器の2倍が得られる見通しが得られた。容器外観と注入後のターゲット電極の外形を図-2示す。

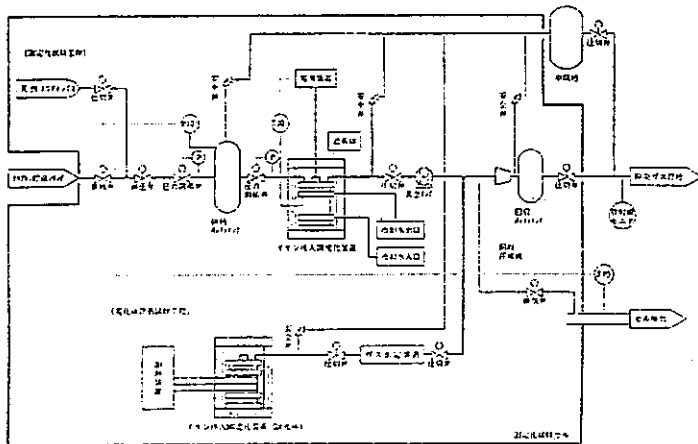


図1 ホット試験設備工程概要

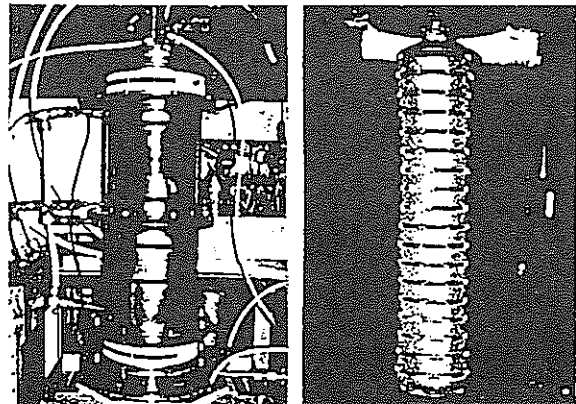


図2 容器外観と注入後の概要とターゲット電極の様子(Ni-Y)

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

(2) Global'97

"STUDY ON IMMOBILIZATION TECHNOLOGY OF KRYPTON GAS BY ION-IMPLANTATION AND SPUTTERING PROCESS"

【発表予定】

なし

【成果の活用方法】

- ^{14}C は線量評価上重要な核種であり、ALARA の観点から調査研究を進める。
- ・ 工程内挙動調査は、施設設計及び安全評価に有効な情報となる。
 - ・ 新技術による ^{14}C 測定装置は、工程内挙動調査研究及び放出管理に有効な設備となる。

【進捗状況】

- ① ^{14}C の測定技術等の開発及び工程内挙動の調査
- ・ 工程測定技術開発
 - 光音響法 : 小型化装置の試作を進めた。
 - ガスクロマトグラフ質量分析法 : CO_2 還元方法の検討を進めた。
 - ・ 再処理施設内の ^{14}C 挙動調査
 - 96-1、96-2キャンペーンにおいて挙動調査を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

- ① ^{14}C の測定技術等の開発及び工程内挙動の調査
- ・ 工程測定技術開発（光音響法、ガスクロマトグラフ質量分析法）については、分析技術として確立した後に実ガス測定等を実施していく。
 - ・ 再処理施設内の ^{14}C 挙動調査
 - 既存データの解析・評価を進める。
- ② ^{14}C の放出低減化のための調査
- ・ $^{14}\text{CO}_2$ 分離・固化プロセスの検討を継続実施する。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

① ^{14}C の測定技術等の開発及び工程内挙動の調査

1) 工程測定技術開発

a) 光音響分析法

光源にグローバー光源を用い小型化を図った。また測定下限値の向上のため、炭酸ガス濃縮装置（液体アルゴン冷却）を組み合わせ、装置の試作を行った。

試作装置は、コールド試験による作動確認の後、実工程への適用試験（97-1キャンペーン）を実施した。

b) ガスクロマトグラフ質量分析法

$^{14}\text{CO}_2$ (m/e 46) を測定する場合、同重体の $^{12}\text{C}^{16}\text{O}^{18}\text{O}$ による測定妨害が大きいことから、 CO_2 から化学形を変換させた後に質量分析する手法の基礎試験を行った。

化学形の候補としては、 C , CO , CH_4 を対象とした検討をしたが、 CH_4 が適していることがわかった。（ CH_4 ：還元率が高く、安定している（Ni触媒、還元率約100%））

$^{14}\text{CH}_4$ (m/e 18) の同重体である H_2O の測定妨害については、分離充填剤で分離でき、 CO_2/CH_4 変換法の適用可能の見通しを得た。

2) 工程内挙動調査

96-1 キャンペーン及び96-2キャンペーンにおいて工程内挙動調査を実施し、データの蓄積を図った。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

耐震分野

研究分野	原子力施設の耐震等の安全性に関する研究		分類番号 5-6-2		
研究課題名 (Title)	原子力施設の免震構造に関する研究 (核燃料施設及び高速炉機器) Study on Seismic Isolation for Nuclear Facilities (Nuclear Fuel Facilities and FBR Components)		継続状況	<input checked="" type="checkbox"/> 前年次計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation		研究期間	平成8年度～平成12年度	
連絡者名、所属及び連絡先(Name, Affiliation, address, and Tel.No)	[所属] 工務建設室 Construction and Maintenance Management Office, [氏名] 平野 欣郎 Kinro Hirano, [連絡先] ①107東京都港区 Sankaido-building, 9-13 Akasaka 1-Chome, 赤坂1-9-13 (三会堂ビル) Minato-ku, 107 Japan, ☎(03) 3586-3311 ☎(03) 3586-3311				
キーワード	免震	第四紀層地盤	上下地震動	機器上下免震	皿ばね
key word	seismic base isolation	quaternary stratum foundation	vertical earthquake ground motion	vertical seismic isolation	coned disk spring
関連する共同研究	共同研究名 (実施機関) : 免震構法開発共同研究 (清水、大林、大成各建設会社)				
主要レポート名等	(1) 瓜生 満他「免震用渡り配管の変形能力試験」日本建築学会大会学術講演梗概集、1996.9 (2) 森下正樹他「高速炉機器の上下免震に関する基礎的研究」機械力学・計測制御講演論文集 (日本機械学会) No.97-10 Vol.A pp335～338、1997年7月 総数15件				
【研究目的】 一般免震建物では第四紀層地盤立地例が非常に多く、原子力施設においても立地拡大の観点からその研究要請が強いが、原子力施設では一般施設に比べて地震荷重が大きいことから、地盤の非線形性の影響、上下地震動の増幅の影響等、その立地適合性の検討が必要である。さらに、核燃料施設特有の機器・配管類に対するやや長周期床応答における安全基準の検討を進める必要もあり、これらの検討は免震設計の技術基準等の整備に資するものである。(核燃料施設) また、コモンデッキ方式の上下免震構造と建物の水平免震を合わせた3次元免震構造の採用に関する検討を行い、安全評価手法の整備に資する。(高速炉機器)					
【研究内容 (概要)】 イ. 第四紀層地盤における立地適合性の検討 第四紀層地盤を支持地盤とする核燃料施設免震建物を対象として、入力地震動の特性に影響を与える地盤非線形性の影響等を調査し、その立地適合性について検討する。(核燃料施設) ロ. 免震構造における上下地震動の検討 地盤条件による上下動の増幅の影響に主眼において、一般免震構造物の地震観測、数値解析等を実施し第四紀層地盤に立地する核燃料施設免震構造物に対する安全評価手法の高度化について検討を行う。(核燃料施設) ハ. 機器及び配管等の耐震安全性の検討 大型ラック、大型グローブボックス等核燃料施設特有に機器・配管類について免震構造特有の床応答に対する振動解析を行い、耐震安全性評価手法の検討を行う。(核燃料施設) ニ. 機器上下免震の安全性の検討 コモンデッキ方式の上下免震構造について、振動台試験及び数値解析により技術的実現性の検討を行いその安全評価手法を整備する。(高速炉機器)					
【使用主要施設】 動燃・大洗の構造物動的試験装置 (高速炉機器) 大洗分					

【成果の活用方法】

核燃料施設への免震構造採用に関する安全評価の検討に資する。また設計技術基準に反映させる。
(核燃料施設)

【進捗状況】

- イ. 大洗工学センター内の第四紀層から採取した試料の室内土質試験を行った。また条件整理のため、一般免震建物の地盤及び入力地震動の調査を行った。(核燃料施設)
- ロ. 上下地震動の増幅の影響に主眼を置いて、大洗工学センターの解放基盤表面(GL -180m)と地表面における地震観測の準備を行った。また、東海・大洗における地震観測を継続し、平成8年度に、東海で35波、大洗で19波を取得した。(核燃料施設)
- ハ. 免震建物の上部構造と下部基礎版間を渡る配管(渡り配管)の解析モデルの作成を行った。
(核燃料施設)
- ニ. 大型高速炉プラントを念頭において、原子炉容器と一次系機器を搭載する共通スラブ構造を、各機器の回りで大型の皿ばねを用いた免震要素で上下方向に免震支持する構造(原子炉建物の水平免震を前提)の概念を構築し、解析的検討と振動試験によって、基本的な成立性を明らかにした。
(高速炉機器)

【今後の予定(平成9年度以降の計画)】

- イ. 第四紀層地盤において核燃料施設の立地適合性の検討を行う。(核燃料施設)
- ロ. 免震構造の評価手法の高度化を図るため、上下地震動の検討を行う。(核燃料施設)
- ハ. 免震建物内の機器及び配管等の耐震安全性の検討を行う。(核燃料施設)
- ニ. 免震効果の増大を目的として、免震振動数1Hzの免震要素の設計を行うと共に、鉛ダンパー等を用いた上下免震に適切な減衰要素の開発を行い、適宜振動試験等によって、その成立性を確認する。
また、ロッキング応答等、上下免震構造に特有の地震応答特性について評価手法を整備する。
(高速炉機器)

【その他 今後の発展性等】

第四紀層における立地適合性の検討や鉛直方向の検討に対する技術的基盤の確立、放射性液体廃棄物を内蔵する配管の大変形に対する設計法の確立等を進めることにより、核燃料施設建物に対する広範囲な波及効果が得られるものとする。(核燃料施設)

大型高速炉プラントへの適合性を向上させることで実用化の目処をつける。また、本技術は上下動震の低減が必要な大型機器を有する一般産業プラントにも適用可能である。(高速炉機器)

【研究成果】

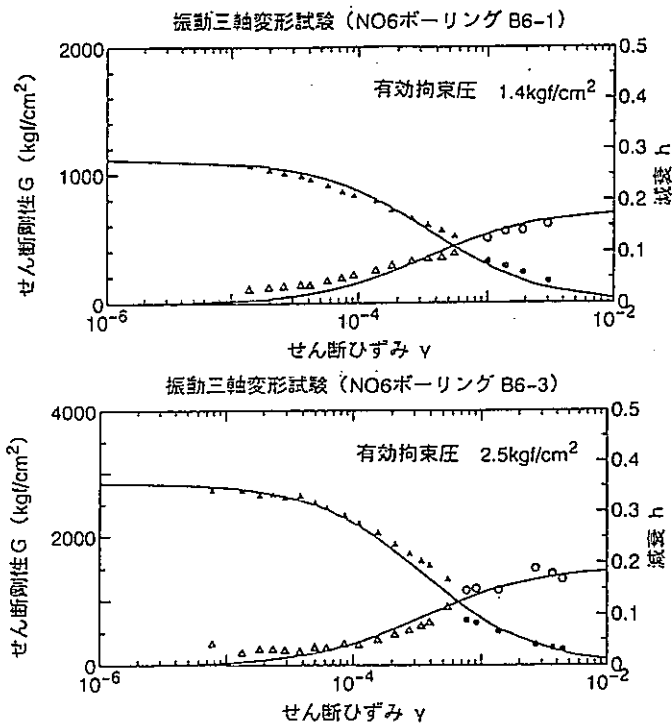
イ. 第四紀層地盤における立地適合性の検討
 第四紀層地盤に支持される核燃料施設免震建物を対象として、入力地震動特性に影響を与える地盤物性び調査が必要である。
 このため、大洗工学センター内で採取した試料の室内土質試験を行った。(表1) また、条件整理のため、振動三軸変形試験結果に基づく、地盤構造のモデル(表2)の作成及び一般免震建物の地盤及び入力地震動の調査を実施した。(核燃料施設)

表1 室内土質試験一覧表

試験項目 サンプリング名簿		三軸C/D試験		三軸CU試験		動的疲労 (液状)試験		三軸変形試験	大型三軸試験	比重・粒度・最大最小密度他
		小型φ50	中型φ100	小型φ50	小型φ50	小型φ100	小型φ50	液状化		
ボーリングI	B6-1							●	●	
	B6-2			●				●	●	
	B6-3					●		●	●	
	B6-4					●		●	●	
ボーリングII	S-2							●	●	
	S-4							●	●	
	S-5							●	●	
ブロックサンプリング (モールド採取)	(上部)BL-1	●	●			●				●
	(下部)BL-2					●				●
攪乱試料	BL-1, BL-2	●	●	●	●	●	●	●	●	●

表2 地盤構造

地質区分	深度 (GL-m)	ρ (g/cm ³)	Vp (m/sec)	Vs (m/sec)	
第四紀	ローム層	-3.4	1.50	1510	120
	見和層	-29.6	1.55 ~1.70	1440 ~1700	310 ~610
	石崎層	-96.7	1.60 ~1.90	1560 ~1710	350 ~440
第三紀	久米層 相当層	-169.5	2.00 ~2.20	1720 ~1850	500 ~600
	多賀層 相当層		2.15	2010	810



- 【凡例】
- △:減衰定数
変位計I(小重用)
 - :減衰定数
変位計II
 - ▲:せん断剛性
変位計I(小重用)
 - :せん断剛性
変位計II

ロ. 免震構造における上下地震動の検討
 上下地震動の増幅の影響に主眼をおいて、大洗工学センターの解放基盤表面 (GL-180m) と地表面における地震観測システムを設置した。(図1)
 また、東海・大洗における地震観測を継続し、平成8年度に東海で35波、大洗で19波を取得した。
 水戸における震度Ⅲ以上の観測地震を表3に示す。(核燃料施設)

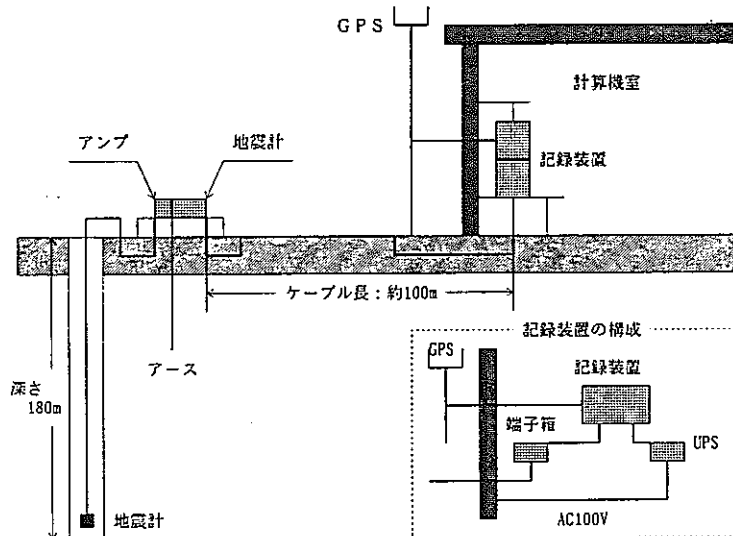
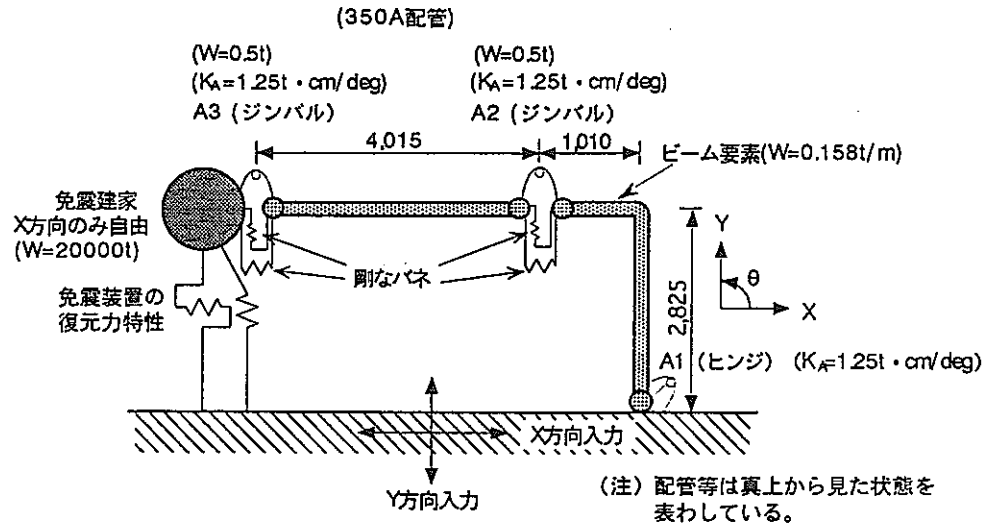


図1 大洗・第四紀層地震観測システム

表 3 観測地震の地域分類表

発生年月日	震源地	震源			規模 (M)	震度 (水戸)	震央距離 (km)
		経度	緯度	深さ (km)			
96. 6. 8	茨城県北部	140° 36.7	36° 28.1	51	4.3	Ⅲ	3.6
96. 9.11	茨城県沖	141° 18.0	35° 42.0	31	6.6	Ⅲ	102.7
96.10. 7	茨城県沖	140° 54.0	36° 24.0	30	4.5	Ⅲ	26.5
96.12.21	茨城県南部	139° 48.0	36° 6.0	40	5.5	Ⅳ	81.6
97. 2.20	福島県沖	141° 12.0	37° 24.0	90	5.4	Ⅲ	119.3

ハ. 機器及び配管等の耐震安全性の検討
 免震建物の上部構造と下部基礎版間を渡る配管(渡り配管)の解析モデル(図2)を作成した。
 (1) (核燃料施設)



図・2 渡り配管の解析モデル

ニ. 機器上下免震の安全性の検討

コモンデッキ方式による免震構造が、本質的にロッキング応答を生じない構造形態となっていることを、振動試験によって確認した。図3は振動試験結果の一例であるが、最大約130Galの水平加速度入力に対して、ロッキング応答は高々 5×10^{-5} rad 程度に止まっている(これは、実機に換算して最大でも1mm程度の上下動に相当する)ことが判る。(高速炉機器)

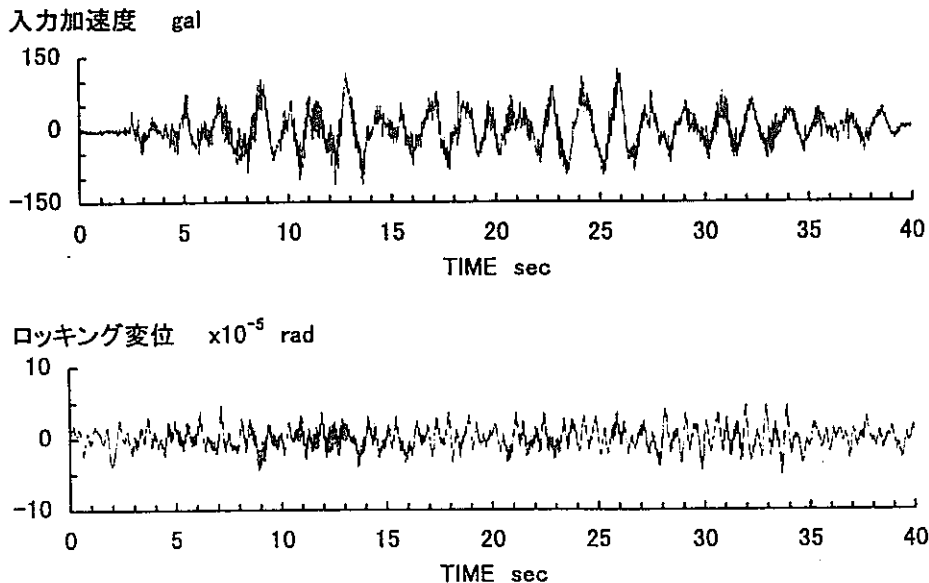


図 3 振動試験結果

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

- (3) 森下正樹他「コモンデッキ方式機器上下免震構造の開発（その1～その4）」
日本原子力学会1996年春の年会要旨集
- (4) 瓜生 満他「高面圧下における積層ゴムアイソレータの実大実験（その4・その5）」
1996年度日本建築学会大会学術講演梗概集
- (5) 瓜生 満他「鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験（その2）」
1996年度日本建築学会大会学術講演梗概集
- (6) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その1・その2）」
日本原子力学会1996年秋の大会要旨集
- (7) 坂井哲也他「免震要素としての皿ばねの力学的特性の検討（皿ばねの曲げ剛性に関する構造解析手法の検討）」PNC TN9410 97-001、平成8年12月
- (8) 森下正樹「機器上下免震構造に関する研究－原子炉建物免震構造の上下動連成振動解析」
PNC TN9410 97-032、平成9年4月
- (9) 坂井哲也他「上下免震要素としての皿ばねの力学的特性評価」機械学会講演論文集（Ⅱ）、
No. 97-1、pp191-192、1997年4月
- (10) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その3～その5）」
日本原子力学会1997年春の年会要旨集

【発表予定】

- (11) 瓜生 満他「鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験（その3 大変形動的試験の概要と解析応答波加振）」日本建築学会大会学術講演梗概集、1997年9月
- (12) 瓜生 満他「鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験（その4 エネルギー吸収能力）」
日本建築学会大会学術講演梗概集、1997年9月
- (13) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その6 免震装置の設計クライテリア）」
日本原子力学会1997年秋の大会要旨集
- (14) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その7 渡り配管の振動台試験の概要）」
日本原子力学会1997年秋の大会要旨集
- (15) 瓜生 満他「東海再処理施設建家への免震構造の採用（その8 渡り配管の振動台試験結果とその評価）」日本原子力学会1997年秋の大会要旨集

確率論的安全評価分野

研究分野	原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究			分類番号	6-1-7
研究課題名 (Title)	核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究 Study on Reliability Evaluation Methodology for Nuclear Fuel Cycle Facilities.	継続状況		<input checked="" type="checkbox"/> 前年度計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規	
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間		平成8年度 ～ 平成12年度	
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel.No)	[所属] 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所 安全管理部安全技術課 [氏名] 武田 伸荘 [連絡先] ☎319-11 茨城県那珂郡東海村村松4-33 ☎029-282-1111		S.Takeda, General Manager Safety Technology Development Section, Health and Safety Div. PNC Tokai works Tokai, Ibaraki, 319-11 Japan Tel: 029-282-1111		
キーワード	信頼性評価	核燃料施設	保全データ	ハザード同定	ヒューマン ファクター
key word	reliability evaluation	nuclear fuel cycle facility	maintenance data	hazard identification	human factor
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名(実施機関)： 実証試験名(実施機関)： 委託研究名(実施機関)：システム解析手法調査研究 (岡山大学工学部システム工学科)				
主要レポート名等	なし <div style="text-align: right;">総数 件</div> (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 再処理施設、MOX施設等の核燃料施設に特有な信頼性データを収集・整理するとともに、信頼性評価手法の拡充・整備を行い、核燃料施設の確率論的安全評価のための基盤を整備する。					
【研究内容(概要)】 イ. 信頼性データの収集・整理 東海再処理工場、MOX施設等を対象として、機器信頼性データを継続して収集・整理するとともに人間の信頼性に関するデータの調査及び収集を行う。 ロ. 信頼性評価手法の拡充・整備 再処理施設を対象としたシステム分析手法の拡充及び他の核燃料施設への適用を図る。また、核燃料施設における人間の信頼性評価手法の整備を行う。					
【使用主要施設】					

【成果の活用方法】

- ・核燃料施設 P S A 適用研究での活用
 - ・現有核燃料施設の安全性向上
- 平成 9 年 3 月に発生したアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故を契機として、プロセスプラントとしての核燃料施設に対して、最新の評価手法、評価技術を用いた系統的な安全性評価、信頼性評価の実施の必要性が改めて認識されているところであり、これらに対して、本研究において得られた知見、成果等が有効に活用されるものとする。

【進捗状況】

イ. 信頼性データの収集・整理

東海再処理工場において実施した保全のうち、機器仕様を登録した設備について、TORMASS への定常的な保全履歴登録等を基に、機器毎の保全作業傾向等を集計するプログラムを作成した。

ロ. 信頼性評価手法の拡充・整備

システム分析手法の拡充のため、前年度までに開発を行った HAZOP 支援システムの活用し、さらに配管部以外の装置の解析も考慮したシステム解析手順を検討した。また、HAZOP 支援システムの高度化のための検討を行った。

人間信頼性評価手法の整備として、前年次計画において行った予備検討結果をふまえ、核燃料施設を対象としたヒューマンエラー分析支援システム開発のための検討を行った。

【今後の予定（平成 9 年度以降の計画）】

イ. 信頼性データの収集・整理

作成した保全実績等の集計プログラムの改良を行うとともに、再処理工場設備の故障率算出等の機能拡充を図る。

ロ. 信頼性評価手法の拡充・整備

HAZOP 支援システムの高度化のための検討を継続するとともに、核燃料施設を対象としたヒューマンエラー分析支援システム開発のための検討を行う。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

イ. 信頼性データの収集・整理

前年度に引き続き、東海再処理工場で使用している機器等の機器仕様登録（機械設備5,400基）、計装設備2,400基、電気設備1,080基、以上累計）を行い、実施した予防保全についてTORMASSへの定常的な保全履歴登録（機械設備49,000基、計装設備26,000基、電気設備3,100基、以上累計）を実施した。

また、登録した保全履歴等を基に、機器毎の保全作業傾向、及び保全作業実績等を集計するプログラムを作成した。

ロ. 信頼性評価手法の拡充・整備

(1) システム分析手法の拡充

プロセスプラントのHAZOP/FT作成を統合して実施するシステム解析手順として、①システムのモデル化（変数の分離）、②プロセスの区分（メインプロセスと周辺装置の区分）、③HAZOP支援システムを用いたメインプロセス（配管部）に対する解析、④周辺装置に対する解析、⑤解析結果の統合、という手順を検討した。周辺装置に対する解析については、解析対象モデルのHAZOPの実施、及び変数関係図を用いたデシジョンテーブルの作成を行い、これらの結果からFTを作成するという手順が有効であることを確認した。この結果、解析対象が配管部から配線部、エアチューブ部等の装置まで拡張でき、解析の結果としてHAZOP及びFTが得られた。さらに、各部位で作成されるFTにより、その部位における異常伝播が論理的に表現できるとともに、全体のFTから対象とするプロセスの評価が可能となった。

上述の検討から、HAZOP支援システムの高度化においては、制御部等の周辺装置の解析、FTデータをFTに変換する機能も必要ことがわかった。また、今後のシステム開発のため、知的情報処理ソフトウェアが活用できる、一般知識ベース、プロセス固有知識ベース、及び推論機構から構成されるシステムを検討した。システムの概要を以下に示す。

一般知識ベース：HAZOP手法に関する知識（解析手順、規則等）、HAZOP解析データベース

HAZOP解析データベース：構成要素・装置に関するデータ、化学物質・反応に関するデータ、対策データ

プロセス固有知識ベース：解析対象に関する知識、HAZOP解析用要素アイコンの接続によるモデル化、機能・異常伝播のモデル化

推論機構：解析部位・変数・手引き用語の入力及び解析すべき異常の指定（解析者）、
ずれの伝播構造に関連する原因、結果・影響、対策の解析（解析システム）

(2) 人間信頼性評価手法の整備

核燃料施設を対象としたヒューマンファクター分析の支援システム開発のための検討として、すでに考案されている分析手法であるTHERP及び人間行動予測システムの特徴及び課題を、作業内容、エラー発生影響因子、人間の認知機構、発生するエラー、防止対策、エラー発生確率等について検討し、今後開発するシステムのフレームワークに要求される特徴を明らかにした。

さらに、このフレームワークの構成要素として、エラー機構、タスク類型、エラー形態、及びエラー誘因について検討を行い、システムの基本要素を設定した。ここで、エラー機構としては、エラー分類の見通しが良く、根本原因や発生エラー形態の定量化において現在最も系統的な分析が可能であるとされているGEMSモデル(Generic Error Modelling Scheme)を基本モデルとして採用することとした。なお、GEMSモデルは、エラーの外見的な分類から認知機構に基づく分類を重層的に積み重ねたかたちとなっており、エラー研究の発展段階に沿ってモデルが詳細化されていった過程が反映されているモデルである。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

研究分野	原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究				分類番号 6-2-5
研究課題名 (Title)	核燃料施設への確率論的安全評価の適用研究 Study on the Application of PSA to Nuclear Fuel Cycle Facilities.	継続状況			<input checked="" type="checkbox"/> 前年度計画より継続 <input type="checkbox"/> 現行年次計画より新規
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	研究期間			平成8年度 ～ 平成12年度
連絡者名、所属 及び連絡先 (Name, Affiliation, address, and Tel. No.)	〔所 属〕 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所 安全管理部安全技術課 〔氏 名〕 武田 伸荘 〔連絡先〕 ☎ 3 1 9 - 1 1 茨城県那珂郡東海村村松 4 - 3 3 ☎ 0 2 9 - 2 8 2 - 1 1 1 1		S. Takeda, General Manager Safety Technology Development Section, Health and Safety Div. PNC Tokai works Tokai, Ibaraki, 319-11 Japan Tel: 029-282-1111		
キーワード	確率論的安全評価	核燃料施設	プルトニウム 転換工程	フォールトツリ ー解析	水素爆発事象
key word	PSA	nuclear fuel cycle facility	MOX conversion process	fault tree analysis	hydrogen exp- losion event
関連する 共同研究 実証試験等	共同研究名（実施機関）： 実証試験名（実施機関）： 委託研究名（実施機関）：				
主要レポート名等	なし 総数 件 (その他レポート等については研究成果欄参照)				
【研究目的】 再処理施設、MOX施設等の核燃料施設についてモデルプラントへのPSA適用研究を実施し、核燃料施設の安全性の確保・向上に資するとともに、指針等を整備する際のデータの提供に資する。					
【研究内容（概要）】 イ. 異常事象等のシーケンスの抽出・定量化 異常事象・事故のシナリオを検討するとともに、システムモデルを作成し、事故シーケンスの抽出及びその発生確率の定量化を行う。 ロ. 異常事象等推移解析及び放射性物質の移行評価 異常事象等の推移を解析・評価するための手法の開発・整備を行い、これらを用いて、モデルプラントにおける放射性物質の移行評価を行う。 ハ. 主要なリスク因子の分析・整理 事象発生確率、放射性物質放出リスクの結果等を用いて、主要なリスク因子について分析・整理する。					
【使用主要施設】					

【成果の活用方法】

- ・ 現有核燃料施設の安全性向上及び指針等を整備する際のデータの提供

平成9年3月に発生したアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故を契機として、プロセスプラントとしての核燃料施設に対して、最新の評価手法、評価技術を用いた系統的な安全性評価、信頼性評価の実施の必要性が改めて認識されているところであり、これらに対して、本研究において得られた知見、成果等が有効に活用されるものとする。

【進捗状況】

東海再処理工場のプルトニウム転換技術開発施設を参考に、同施設の安全評価において想定事象の1つとされている「焙焼還元炉における水素爆発事象」に着目して、レベル1 P S Aに相当する解析として、システムモデルの作成、データの設定及び事象発生確率の定量化検討を行うとともに、P S A手法の適用性について検討を行った。

【今後の予定（平成9年度以降の計画）】

プルトニウム転換工程について、レベル2 P S Aに相当する解析を行う。

【その他 今後の発展性等】

なし

【研究成果】

(1) システムモデルの作成

モデル工程の設定においては、東海再処理工場のプルトニウム転換技術開発施設の焙焼還元炉及び還元ガス製造設備等の設備構成を参考として、フローシートを作成した。このフローシートに基づいて、還元ガス供給系統及び焙焼還元炉における水素爆発事象に対する起因事象の検討を行い、水素ガス流量制御失敗、焙焼還元炉ガスカート劣化、焙焼から還元への運転切り替え時の窒素掃気失敗、焙焼還元炉内圧力異常高による破裂板の破損の4つの事象を選定した。これらの事象についてイベントツリー及びフォールトツリーを作成した。

(2) 事象発生確率の定量化検討

事象発生確率の定量化にあたっては、基本的にはこれまでに整備した信頼性データベースを用いることとし、必要に応じて運転実績に基づいたデータも用いた。また、運転員の誤操作に関わるデータについては運転手順書に基づいてデータを設定した。これらのデータを用いて、事象発生確率の定量化検討を行い、これによって得られた知見を以下に示す。

- ① 事象発生確率に対して寄与の大きいものは、水素濃度計、水素ガス流量計、窒素ガス流量計及び弁に関するもので、これらに関して運転及び保守実績を反映したデータを用いることで、評価の精度向上が図れることがわかった。
- ② 起因事象については、焙焼還元炉排気系のフィルタの閉塞の寄与が大きいことが示された。
- ③ 安全対策については、水素濃度計、水素流量計及び窒素流量計の故障が大きいことが示された。このうち水素濃度計については、故障率データがわずかであったことから、他の分析計及び運転実績を考慮したパラメータサーベイを行ったところ、機器の故障率が小さい場合には、水素濃度計の校正ミスによる寄与も有意なものとなることが示された。
- ④ 水素濃度計構成ガスの濃度異常、還元ガス中間貯槽周りでの空気の混入、及び焙焼還元炉廃気系での水素爆発については、今回の検討では考慮しなかったが、施設の運転安全性の観点からは、考慮すべき事象となりうる事象であることが示唆された。

【レポート、学会誌・国際会議への発表論文等】

なし

【発表予定】

なし

環境放射能分野

平成8年度

調 査 票

安全研究 年次計画登録 研究課題	地質と環境放射線の関連性に関する研究			分類番号 1. [1] - (3) -
実施研究課題 (Title)	地質と環境放射線の関連性に関する研究 (Study on the Correlation between Geological Features and Environmental Radiation)			
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)			
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	永崎 靖志 / 東濃地科学センター・技術開発課 (Yasushi NAGASAKI / Tono Geoscience Center・Geotechnics Development Section)			
キーワード Key Word	地質 geology	環境放射線 environmental radiation	吸収線量 absorbed dose	
研究期間	平成8年度～平成12年度	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず	
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】 羽越地域（福島県猪苗代湖東部地方）における地質と環境放射線に関する検討を行い、先第三紀の花崗閃緑岩や新第三系との間における吸収線量率値の差を明らかにする等所期の成果を得た。				
【進捗状況（平成8年度）】 先第三紀の花崗閃緑岩類と新第三系の堆積岩類が広く分布する羽越地域における地質と環境放射線の関連性を評価するため過去のウラン調査探鉱データを吸収線量率に換算した。 本研究は最終的に国民線量評価を目指していたが、事業団としては、他機関の利用に供することができるよう国内ウラン資源調査探鉱データをまとめ、基礎データを提供することに目標を変更する。これにあわせて本研究は平成8年度をもって終了する。				
【使用主要施設】 東濃地科学センター：車載型放射線測定装置（カーボン）				
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13（三会堂ビル） 動力炉・核燃料開発事業団		(所属) 国際部 資源開発室 (氏名) 室長 石堂 昭夫	

様式-1-1

【研究目的】

環境放射線の地域的な変動の大きな要因となっている地質に着目し、生活環境における環境放射線レベルと地質との関係、また、人工構造物等との関連性を調査し、国民線量評価に資する。

【研究内容（概要）】

過去のウラン資源調査探鉱データを基に地質と環境放射線の関連性評価を実施する。また、既存の車載型放射線測定装置を用いて、現在の生活環境、特に人口の密集する都市部や高速道路網を含む主要国道等における環境放射線レベルを測定する。

上記の研究成果を基に、特に地質との関連性に着目した環境放射線による国民線量評価手法を検討する。

【研究成果】

調査解析を行った地域は福島県猪苗代湖東部の約 300km²であり、調査解析に用いたカーボンデータは昭和56年11月17日～11月30日に測定された走行距離 193km分である。その結果、当該地域における地質と環境放射線の関連性は以下のように明らかとなった。（図1）

- ① 本地域に分布する新第三系の吸収線量率値は、いずれの地質についても露頭部分を除いては35～50nGy/hの値を示し、変動幅は比較的小さく安定している。各地層間には明瞭な差は認められない。
- ② 岩相については、砂岩やシルト岩を主体とした片平層、土湯峠層、堀口層（および小倉砂岩部層）と凝灰岩や凝灰角礫岩から成る他の地層を比較しても、新第三系の地層間では明瞭な差は認められない。
- ③ 一方、先第三紀の花崗閃緑岩類の吸収線量率値は35～57nGy/hの範囲であるが、花崗閃緑岩類の露頭部では60nGy/h以上を示し、新第三系と比べると明瞭に高い値を示す。
- ④ 河岸段丘及び扇状地堆積物分布域では、全般的には40nGy/h以下の値を示し極めて変動の幅が少ない。一部に40nGy/h以上の値を示すが、このような場所では近傍に他の地層が露出したり、これらの堆積物の分布が狭小で薄く、浅部に他の地層が分布するためと考える。
- ⑤ また、第四紀火山岩類については調査ルートも少なく、検討にあたっては層序を区分せず一括して取り扱ったが、河岸段丘及び扇状地堆積物と明瞭な差は認められず、概ね35～40nGy/hの範囲となっている。

【公開資料】

(1)久田司 “羽越地域における地質と環境放射線の関連性評価” (PNC TJ7409 97-001)

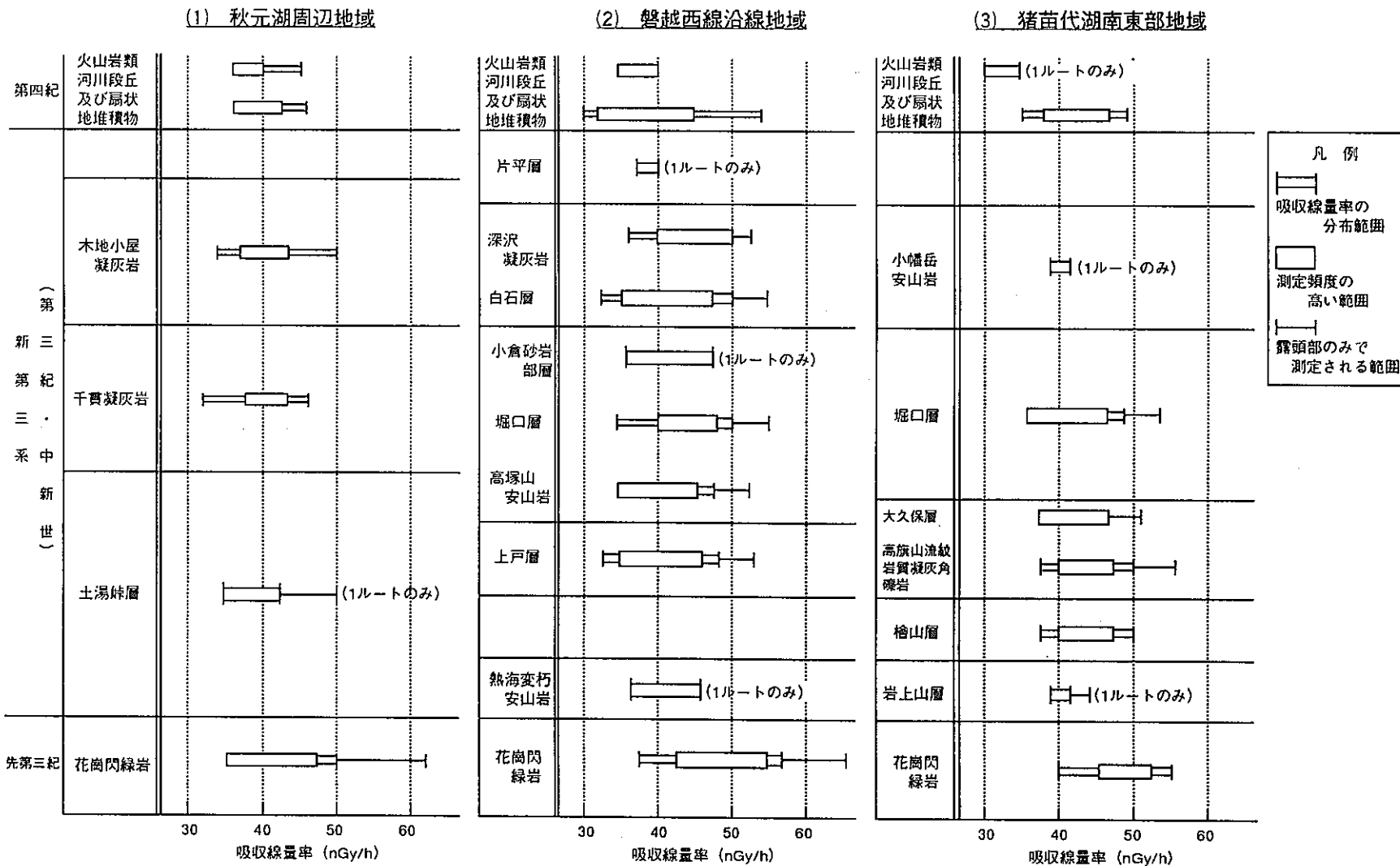


図1 羽越地域における地質と吸収線量率の関係

平成8年度

調 査 票

安全研究 年次計画登録 研究課題	環境中のラドン及びその壊変生成物濃度の測定及び性状挙動評価手法に関する研究				分類番号 1. [2] - (1) -
実施研究課題 (Title)	環境中のラドン及びその壊変生成物濃度の測定及び性状挙動評価手法に関する研究 (Study on the measurement of radon and its progeny in the environment, and on the evaluation of their behavior)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	石森 有 (Yuu ISHIMORI), 伊藤公雄 (Kimio ITO), 古田定昭 (Sada-aki FURUTA), 中島裕治 (Yuji NAKASHIMA) 以上 人形峠事業所安全管理課 (Health and Safety Section, Ningyo-toge Works) 永崎靖志 (Yasushi NAGASAKI), 石堂昭夫 (Akio ISHIDOU) 以上 東濃地科学センター技術開発課 (Geotechnics Development Section, Tono Geoscience Center)				
キーワード Key Word	ラドン radon	ラドン子孫核種 radon progeny			
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず		
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験	該当せず		
【成果の達成レベル】					
①ラドンによる被ばく評価上重要なラドン壊変生成物（以下、「ラドン子孫核種」という）の積分型測定器の開発について、試作器による試験測定により、他測定器と比較的よく一致した結果が得られるなど、実器製作への見通しを得た。					
②ラドン子孫核種の粒径分布について、屋外での測定を開始し、事業所周辺での粒径分布についての知見を得た。					
③堆積場から発生するラドンの挙動評価を目的としたラドン拡散評価コードの開発について、試作コードの計算結果とトレーサ・ガスによる拡散実験結果とを比較検証して、問題点を抽出し、当面の改良方法について見通しを得た。					
【進捗状況（平成8年度）】					
①ラドン子孫核種の積分測定器について、試作器による試験測定を行い、実器へ反映させるべき事項を抽出した。					
②ラドン子孫核種の粒径分布測定について、事業所周辺の屋外でのデータを蓄積した。					
③ラドン拡散評価コードの開発について、外部専門家によって検討が実施され、メッシュ・パラメータの改良点が抽出された。					
【使用主要施設】					
ラドン校正設備（人形峠事業所）					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13（三会堂ビル） 動力炉・核燃料開発事業団		〔所属〕	安全部安全管理課	
			〔氏名〕	課長 金盛 正至	

様式-1-1

【研究目的】

環境中ラドン及びその壊変生成物等のデータの拡充を図り、その性状と挙動を明らかにするとともに、ラドン壊変生成物の実用的測定器の開発を行い、ラドン等から受ける線量を正確に推定する手法を確立することにより、適切な線量当量の評価に資する。

【研究内容（概要）】

ラドン壊変生成物の実用的な測定器を開発するとともに、粒径分布等の線量に影響を及ぼす要因を把握する。さらにラドン壊変生成物の成長や沈着についての挙動解析を行うための基準標準場を製作し、各種パラメータに関する調査・研究を行う。

上記の成果を踏まえ、地面からのラドン散逸量及び気象データを組み合わせた拡散評価手法を確立する。

【研究成果】

①平成8年度は、野外の商用電源のない場所で長期間の平均的なラドン子孫核種濃度を測定できる積分型種測定器を開発するために、試作器⁽¹⁾による種々の試験測定を実施した。

試作器のブロック図を図1に示す。試作器はポンプにより毎分0.4ℓ前後の流量で、定められた時間毎に、大気中に浮遊するラドン子孫核種をフィルタ上に吸引捕集し、フィルタに対向してセットされた固体飛跡検出器(CR-39)によってラドン子孫核種起源の α 線を検出する。流量の測定結果の保存及びポンプの起動/停止は内蔵したデータロガー及び制御回路により行われる。電源としては鉛蓄電池を採用した。

試験測定としては、ラドン子孫核種濃度を連続して測定できる測定器(事業所で開発した連続測定器及び市販の測定器)との比較測定を行った。測定結果を図2に示す。積分型測定器では、試験期間中の平均的な濃度が測定されるので、連続測定器の結果も試験期間中の平均値を算出し、これと比較する。図2より、試作した積分型ラドン子孫核種測定器の測定結果は連続測定器の平均値と比較的良く一致した結果が得られた。

今後、実器の検討と合わせて、測定値のバラツキの原因についても検討する。

②環境中ラドンの被ばく評価上重要なパラメータであるラドン子孫核種の粒径分布に関する情報として、平成8年度は事業所構内と堆積場周辺で粒径分布測定を実施した。測定方法は、拡散バッテリーによって得られた透過率曲線から逐次近似法によって粒径分布を求めるものである。

測定結果を図3に示す。得られた粒径分布の幾何平均径は0.15~0.39 μ m、分布の広がりを示す幾何標準偏差は1.6~3.8であった。文献では屋外で測定された例は少ないが、家屋内、トンネル内等で測定された結果と同様の分布であった。

他機関との同時測定を行い、測定結果を比較したところ、他機関と比べて、得られた粒径分布が広いことが分かり、今後測定値の蓄積と合わせて、粒径分布の計算方法についても再検討する。

また、ラドン子孫核種のエアロゾルに付着していない成分の測定を進める。

③拡散評価手法の確立に関して、従来より地形の影響を考慮した数値計算による拡散評価コードを試作・検討している。平成8年度には外部専門家によって、試作したコードの計算結果と堆積場でのトレーサ・ガスによる拡散実験結果との比較・検証がなされ試作コードの改良点の抽出が行われた。

試作したコードでは、晴天時の夜間に発生する山風(山から谷への下降流)が再現されていることは確認されたが、メッシュの間隔が広く、実際の谷筋を再現できていないことが問題であった。

同コードは、空気の流れを推定する気流推定モデルと推定された気流モデルから大気の拡散を計算するモデルに大きく分けられるが、外部専門家の検討により、気流推定モデルについては現状の計算領域よりもさらに広域の気流場を推定して、その結果を取り込むこと、拡散計算については、メッシュの格子間隔を細かくすること、等が提案された。

【公開資料】

- (1) 石森有, 伊藤公雄, 古田定昭, 中島裕治, 「積分型ラドン娘核種測定器の開発」, 日本保健物理学会第32回研究発表会要旨集(1997年)
- (2) 古田定昭, 伊藤公雄, 石森有, 中島裕治「捨石堆積場周辺大気中ラドン拡散影響評価」(1997年), PNC TN6410 97-002

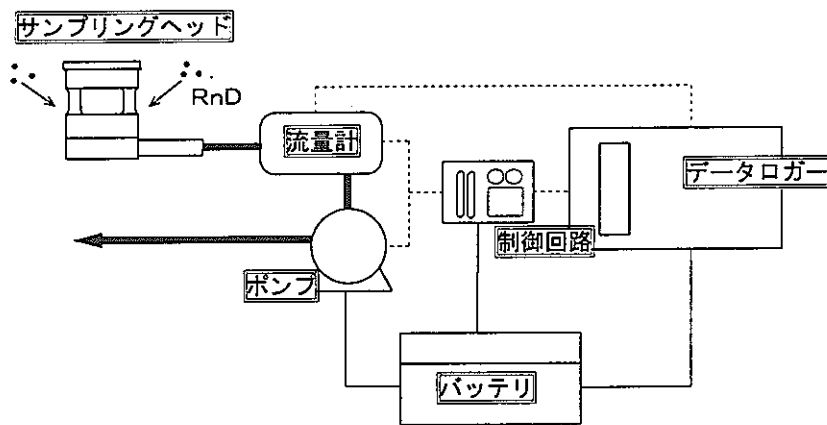


図1 積分型ラドン子孫核種測定器ブロック図

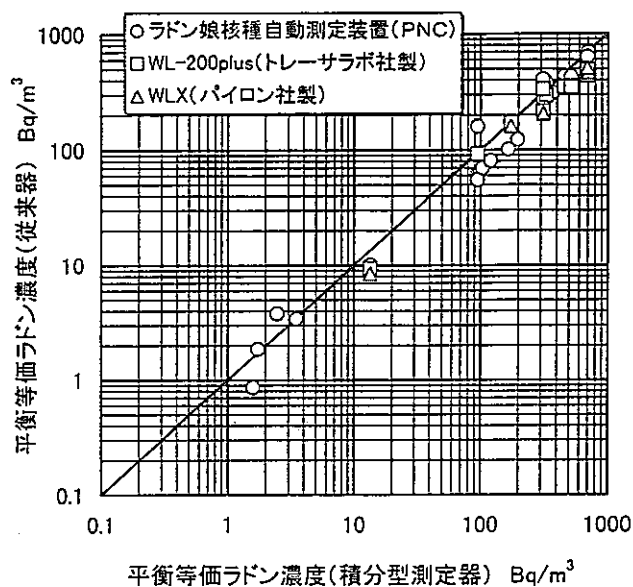
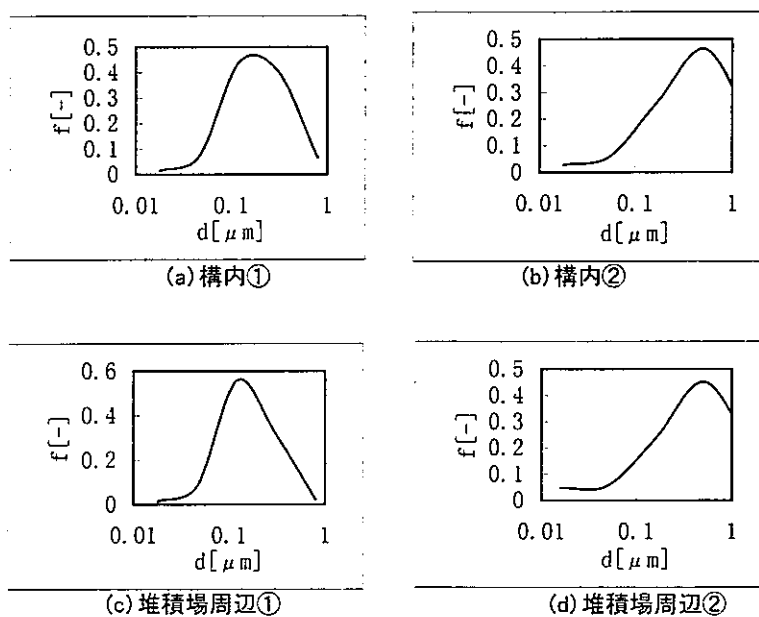


図2 積分型ラドン子孫核種測定器と他測定器との比較



(a), (b) 及び(c), (d)はそれぞれ同一場所での測定例

図3 ラドン子孫核種粒径分布測定結果
(縦軸: 頻度, 横軸: 粒径 [μm])

平成8年度

調 査 票

安全研究 年次計画登録 研究課題	放射性物質の環境中での移行挙動及び変動要因に関する研究					分類番号 1. [3-2] - (4)
実施研究課題 (Title)	放射性物質の環境中での移行挙動及び変動要因に関する研究 Study on Translation Behavior and Fluctuation Factors of Radionuclides in Environment					
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)					
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	森田 重光 (Shigemitsu MORITA) 東海事業所安全管理部(Tokai Works, Health and Safety Division)					
キーワード Key Word	長半減期放射性物質 long-lived radionuclides	収着 sorption	酸性雨 acidic rain	溶出 elution	エージング aging	
研究期間	平成8年度～平成12年度まで 継続見込		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず		
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず		
【成果の達成レベル】						
<ol style="list-style-type: none"> 1. 日本に分布する代表的な土壌を採取し、土壌の物理・化学的性状と核種の土壌粒子への収着挙動との関連を、トレーサ試験の結果を基に解析し、所期の成果を得た。 2. 酸性雨による土壌の酸性化に伴う核種の溶出挙動を、トレーサ試験の結果を基に解析し、所期の成果を得た。 3. 海底堆積物材料を採取し、堆積物の物理・化学的性状と核種の土壌粒子への収着挙動との関連を、フィールドデータを基に解析し、所期の成果を得た。 						
【進捗状況(平成8年度)】						
<ol style="list-style-type: none"> 1. トレーサ試験の結果を基に、放射性核種の土壌粒子への収着機構を解析したところ、土壌の酸化・還元電位、有機物含有量、粒径分布等の物理・化学的性状が強く関与していることがわかった。 2. 土壌の酸性化に伴う核種の溶出挙動は、核種の種類及び雨水の水素イオン濃度(pH)により大きく変動することがわかった。また、核種を添加してから溶出試験を行うまでの期間により溶出割合が大きく異なることがわかった。核種移行モデルを構築する上で、この期間は事故発生から最初の降雨までの期間に相当するため、降雨条件は影響評価に大きく影響を及ぼす因子であると推測された。 3. トレーサ試験の結果を基に、放射性核種の海底堆積物粒子への収着機構を解析したところ、プルトニウム-239, 240については、粒径分布と核種濃度との相関が高く、収着には物理的要因が関与していることがわかった。 						
【使用主要施設】						
誘導結合プラズマ質量分析計(ICP-MS) α線スペクトロメータ 安全管理棟						
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所属) 安全部 安全管理課 (氏名) 課長 金盛 正至			

様式-1-1

【研究目的】

環境中における長半減期放射性物質の移行・挙動及びその変動要因について調査・検討し、長期影響評価のための線量当量評価上重要なパラメータを把握するとともに、蓄積等への影響について検討することにより、公衆の線量当量評価に資する。

【研究内容（概要）】

長半減期放射性物質の移行挙動を評価する上で、事故時の環境修復等にも関連して重要な経路である土壌環境に着目し、移行パラメータを取得するとともに、土壌性状と移行パラメータとの関連について解析・評価する。
また、沿岸海洋に放出された長半減期放射性物質について、表層での挙動、沈降・堆積後の海底環境での分布について調査するとともに、その変動に影響を及ぼす因子の解析・評価を行う。

【研究成果】

1. 土壌性状と収着挙動との関連

陸上環境における移行挙動及びその変動要因に関する調査として、日本国内に分布する代表的な6種類の土壌をサンプリングし、土壌性状と土壌粒子への核種の収着挙動との関連について、トレーサ試験（カラム法）により解析した。実験方法を図-1に、また、結果を表-1に示す。

実験の結果、テクネチウム-99(Tc-99)は、還元的雰囲気であるとと考えられる水田土への収着割合が高いことがわかった。この原因としては、Tc-99は還元的な雰囲気の下では化学形が7価の TcO_4^- から4価の TcO_2 となるためvan der Waals力により収着するものと推測される。また、褐色森林土のように有機物含有量の多い土壌へ収着しやすく、砂丘未熟土のように有機物含有量の少ない土壌へは収着し難いという結果が得られた。この理由としては、Tc-99は土壌中有機物と錯体を形成しやすいためであると推測される。

同様に、プルトニウム-239,240(Pu-239,240)は土壌の粒径と相関が高く、粒子が細かい低地土系への収着割合が高かった。また、ネプツニウム-237(Np-237)はTc-99と同様に有機物含有量との相関が高かったが、土壌の酸化還元電位との相関は認められなかった。以上の結果から、Pu-239,240の収着には物理的性状が、また、Np-237の収着には土壌中有機物との錯体形成が関与していることがわかった。

2. 酸性雨による核種の溶出

酸性雨による核種の溶出挙動をトレーサ試験（バッチ法）を基に解析した。実験方法を図-2に、また、結果を図-3に示す。実験の結果、Tc-99はセシウム-137(Cs-137)に比べ酸性雨による溶出割合が高く、また、pH4の模擬雨水の溶出割合は、pH5の実雨水よりも10%から30%高くなった。この結果から、溶出挙動は核種及び雨水のpHにより大きく変動し、特にpHの変化により化学形が変換する核種ほど変動が大きくなることがわかった。

また、核種を土壌に添加してから雨水と接触させるまでの期間（Aging期間）を変化させたところ、期間が長くなるほど溶出割合が低くなることがわかった。この原因としては、土壌への収着の因子であると考えられる錯体形成や生物濃縮には、一般の環境条件下では、ある程度の時間を要するためであると考えられる。

Aging期間は、事故発生後から最初の降雨までの期間に相当するため、核種移行モデルを構築する上で重要なパラメータとなるものと考えられる。

3. 海洋環境における核種の移行挙動

海洋環境における核種の移行挙動及びその変動要因に関する調査としては、海底堆積物試料を採取し、核種濃度と堆積物の性状との関連について解析した。その結果、Pu-239,240濃度は陸上土壌環境と同様に堆積物の粒径と相関が高く、シルト分が多い堆積物の方が濃度が高いことがわかった。

なお、粒径は新たにレーザー法により測定し、粒状が真円形でない場合の補正係数についても試算した。

【公開資料】

- (1)石黒秀治, 片桐裕実, 森田重光, 原子力基盤技術クロスオーバー研究会平成8年度報告
- (2)石黒秀治, 片桐裕実, 森田重光, 原子力基盤技術クロスオーバー研究会最終報告書
- (3)森田重光, 片桐裕実, 渡辺均, 赤津康夫, 石黒秀治, Study on Distribution and Behavior of Long-lived Radionuclides in Surface Soil Environment, Proceedings of International Workshop on Improvement of Environmental Transfer Models and Parameters (1996)
- (4)森田重光, 片桐裕実, 渡辺均, 赤津康夫, 石黒秀治, Study on the Behavior of Technetium-99 in Soil Environment, Proceedings of IRPA96' (1996)
- (5)森田重光, 片桐裕実, 渡辺均, 赤津康夫, 石黒秀治, 放射性核種の土壌環境中における分布と挙動, 日本原子力学会96年春の大会要旨集 (1996)
- (6)片桐裕実, 森田重光, 赤津康夫, 石黒秀治, 植物系への核種移行モデルに関する研究, 原子力工業6月号 (1996)

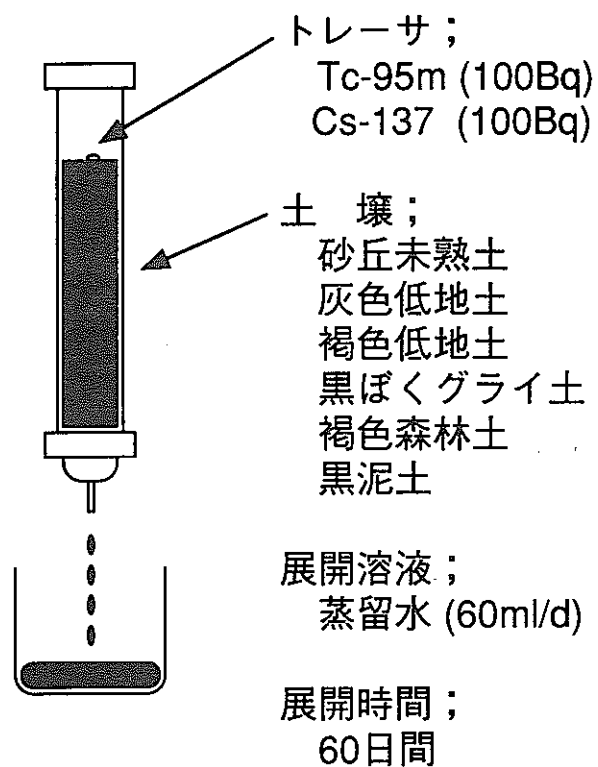


図-1 カラム法による収着試験

表-1 表層下20mmまでの核種残存率

土壌種類	残存率 (%)	
	Tc-95m	Cs-137
砂丘未熟土	54	64
灰色低地土 (水田)	95	85
褐色低地土	78	84
黒ぼくグライ土	71	98
褐色森林土	87	98
黒泥土 (水田)	98	91

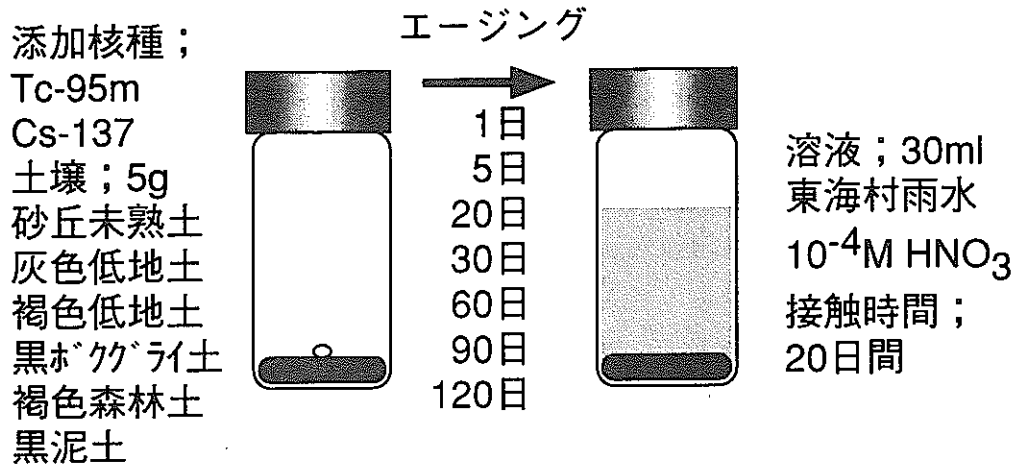


図-2 バッチ法による溶出試験

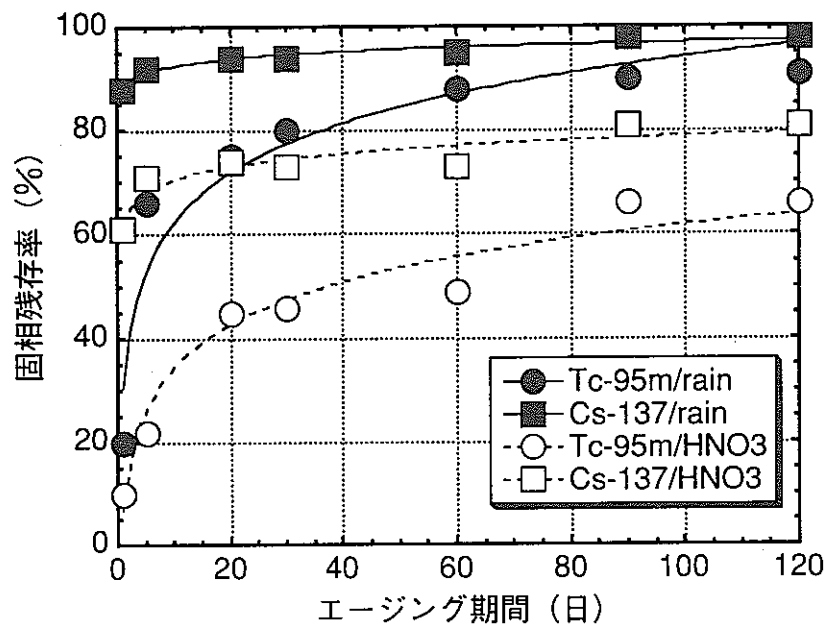


図-3 エージングによる固相残存率の変化

平成 8 年度

調 査 票

安全研究 年次計画登録 研究課題	湖沼環境被ばく評価モデルの開発				分類番号 1. [3-4] - (16) -
実施研究課題 (Title)	湖沼環境被ばく評価モデルの開発 Development of a transfer model of fallout nuclides in lake ecosystem				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	圓尾好宏 大洗工学センター 安全管理部 Yoshihiro MARUO / Health and Safety Division, O-arai Engineering Center				
キーワード Key Word	湖沼環境 lake ecosystem	移行モデル transfer model			
研究期間	平成 8 年度 ~ 平成 10 年度	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず		
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験	該当せず		
【成果の達成レベル】					
1. 実湖沼環境調査 湖沼の湖底堆積物、魚介類中の放射性核種、湖水中の浮遊固形物質等の分析を行い、湖沼に降下する放射性核種の移行挙動について知見を得た。					
2. 動的移行モデルの開発 実湖沼環境調査結果、流域から湖沼への流入、湖水中及び堆積物中での移行を考慮し、動的移行モデルの基本構造について見通しを得た。					
【進捗状況(平成 8 年度)】					
1. 実湖沼環境調査 湖沼の湖底堆積物の採取及びCs-137等の分析を行い、核種の経年的な移行挙動を調査した。Cs-137は降雨時には流域から湖沼上流部に供給され中央部、下流部に移行する。また、降雨時には湖水の流出量も増加するので下流部での湖底からのCs-137の流入と流出を同時に起こし、湖沼中央部における濃度は、ほぼ一定で平衡状態にあることが分かった。					
2. 動的移行モデルの開発 湖沼の地理的条件に基づき、湖水及び堆積物を上流部、中央部、下流部に区分した。湖水については、水温の観測結果から、表層水と底層水の混合が十分であると推察されたため、深度方向の区分はしないことにした。堆積物は、湖水の流動の影響を受けやすい表層と受けにくい深層の二つのコンパートメントに区分した。コンパートメント間の核種の移行については、種々のパラメータを考慮し、フォールアウト核種の移行モデルを構築した。 このモデルについて、降雨強度等のパラメータを変動させ、湖水中のCs-137濃度の検討計算を実施した結果、降雨時に想定される湖水中濃度の変動がモデル上に表現できることが分かった。					
【使用主要施設】					
大洗工学センター 安全管理棟					
連絡先	〒 107 ☎ 03-3586-3311 東京都港区赤坂 1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所 属)	安全部安全管理課	
			(氏 名)	課長 金盛 正至	

様式 - 1 - 1

【研究目的】

原子力施設災害時の放射性物質異常放出に伴い、集積・蓄積しやすい湖沼環境中における放射性物質の濃度変化予測を検討し、評価モデルを開発することにより、緊急時モニタリング計画の立案に資する。

【研究内容（概要）】

湖沼等の実際の湖沼系における湖水、湖底堆積物、魚介類中の放射性核種、湖水中の浮遊固形物質、塩分量等を観測し、核種の移行挙動を調査するとともに、湖沼及び流出入河川における流向・流速、降雨量等の水文・水理学的データを収集する。
また、上記の結果等に基づき、モデルの基本的構造、パラメータの種類を検討し、放射性核種の流域不均一降下等を考慮した実用レベルの動的移行モデルを構築する。さらに、モデルの汎用性を向上させるため、複数核種の同時評価等適用範囲の拡張について検討する。

【研究成果】

1. 実湖沼環境調査

湖沼等の実際の湖沼系における湖水、湖底堆積物中の放射性核種、湖水中の浮遊固形物質、塩分量等を観測し、核種の移行挙動等を調査した。試料採取場所を図1に示す。

湖水中のCs-137濃度は検出限界（約2 Bq/m³）未満であった。湖水中のSr-90は4~7 Bq/m³の濃度分布を示し上流部から中央部にかけて高く下流側が低い傾向があった。湖水中のCs-137濃度、浮遊固形物質(SS)濃度及び塩素量の三者を比較すると、Cs-137濃度の分布は、表層部が下流側にいくほど高くなるのに対して、底層部は中央部が高くなるというSS濃度の分布に近いことが分かった。

湖底堆積物中のCs-137とPu-239,240は変動傾向が近似しているのに対してSr-90は異なっていた。Sr-90及びPu-239,240とCs-137濃度の相関をとるとCs-137濃度とPu-239,240濃度は良い相関を示した。

この他、各年の水域毎の濃度変動を降雨量との関係で解析した結果、Cs-137は降雨時に流域から湖沼上流部に供給され中央部、下流部に移行していくと考えられた。また、降雨時には湖水の流出量も増加するので下流部での湖底からのCs-137の再浮遊が活発となり、湖沼からの排出も促進される。この結果、降雨は湖沼へのCs-137の流入と流出を同時に起こすことが分かった。

2. 動的移行モデルの開発

実湖沼環境調査結果等に基づき、核種移行モデルの基本構造を検討した。

湖沼の地理的条件に基づき湖水及び堆積物を上流部、中央部、下流部に区分し、堆積物は、湖水の流動の影響を受けやすい表層と受けにくい深層に区分した。各層は単一コンパートメントで表しコンパートメント間の核種の移行については、①流域及び湖面への直接沈着、②流域からの流達、③流域土壌中での放射性崩壊、④流域土壌から深層への地中移行、⑤湖水中の沈降、⑥湖水中での放射性崩壊、⑦堆積物から湖水への再浮遊及び掃流、⑧堆積物中での放射性崩壊、⑨表層堆積物から深層への地中移行、⑩海の干満に伴う湖水の流出及び逆流等を考慮した。図2にファールアウト核種の移行モデル及びコンパートメント間の収支を示す。

構築したモデルの特性を評価するため、実環境において環境因子に鋭敏に変動すると予想される、湖水中のCs-137濃度を指標として、(1)降雨時における流域からの放射性核種の流入、(2)湖水中の不溶性放射性核種の湖底への沈降及び(3)底泥の舞い上がりに伴う不溶性放射性核種の再浮遊に係るパラメータを変動させ、湖水中のCs-137濃度の検討計算を実施した。

(1) 降雨時における流域からの放射性核種の流入

湖水中濃度がほぼ一定に推移するようにCs-137の日降下量を一定(5×10^8 Bq/km²)に設定し、ほぼ安定した計算開始30日後に200mm/dの降雨を発生させた。その時の湖沼各位置における湖水中Cs-137濃度の変動を図3に示す。降雨中は、湖面への直接降水の影響で濃度が一次的に低下するが、その後流域から湖沼への流入により、特に上流部における濃度が上昇した。

また、流域からの流達式 $fd=kcQ^b$ の b 値を1.0~3.0に変化させ、1986年3月から10月までのCs-137の日降下量及び日降雨強度(R24)の観測値を入力し湖水中Cs-137の全平均濃度(Cwt)を計算した。その結果を図4に示す。198mm/dの降雨が観測された8月1日には b 値が大きいほど流域からの流達量が増え、湖水中Cs-137濃度が上昇した。これらの解析から流域から湖沼への移行に及ぼす降雨の効果がモデル上に表現できることが分かった。

(2) 湖水中の不溶性放射性核種の湖底への沈降

湖底への不溶性放射性核種の沈降速度(V_g)を変化させ、1986年3月から10月までのCs-137の日降下量及び日降雨強度(R24)の観測値を入力しCwtを計算した。その結果を図5に示す。Cwtは、 V_g が小さくなる程高くなった。特に、 V_g が小さいほど濃度上昇後の減少に時間が掛る傾向等が表現できた。

(3) 底泥の舞い上がりに伴う不溶性放射性核種の再浮遊

Cs-137の日降下量を一定(5×10^8 Bq/km²)とし、計算開始30日目に200mm/dの降雨を発生させ、単位面積当たりの底泥舞い上がり速度(a_1)を変化させた場合の下流部湖水中Cs-137(Cw3)の変動を計算した。計算結果を図6に示す。 a_1 が0.0018g/m²/s及び0.018g/m²/sでは、降雨に伴うCw3の上昇は見られず逆に降雨による希釈効果により濃度が低下した。0.18g/m²/sでは、湖面降水と流域からの流入の両者に起因する湖水流量率の増加に伴うCw3の二度の上昇が計算された。この二度目の上昇は、流域に降った雨水が湖沼に到達するまでの時間的遅れによるものと考えられる。

上記のとおり、降雨の影響について、(1)流域からの放射性核種の流入、(2)湖水中の放射性核種の不溶性成分の湖底への沈降、(3)底泥の舞い上がりに伴う不溶性成分の再浮遊等について検討し、降雨時に想定される湖水中濃度の変動を表現できるモデルの基本的な構造を構築した。

【公開資料】

(1)武石稔、中島尚子；湖沼系におけるフォールアウト核種の動的移行モデルに関する研究、日本保健物理学会誌、Vol. 32, 1997

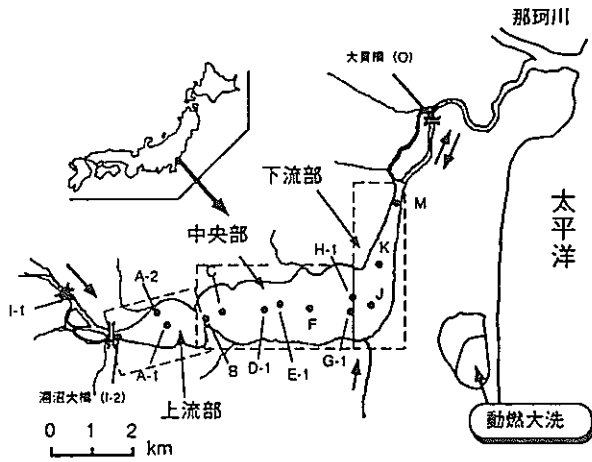


図-1 湖沼の形状及び湖底堆積物採取地点

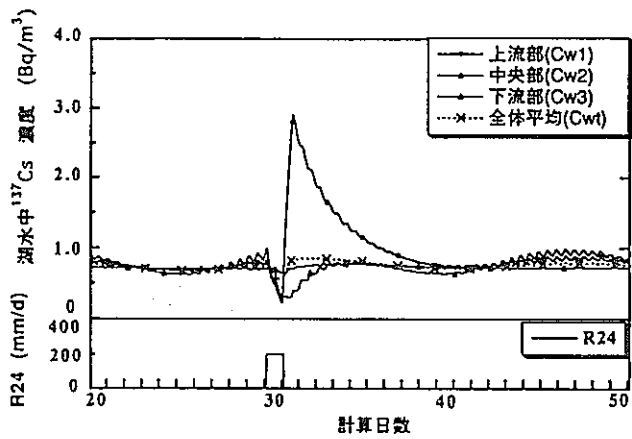


図3 降雨強度(R24)が湖水中Cs-137濃度に及ぼす影響

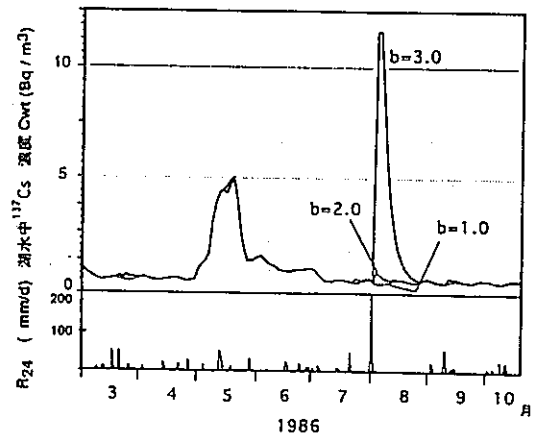


図4 流域からの流達式($fd=kcQ^b$)におけるbが湖水中Cs-137濃度に及ぼす影響

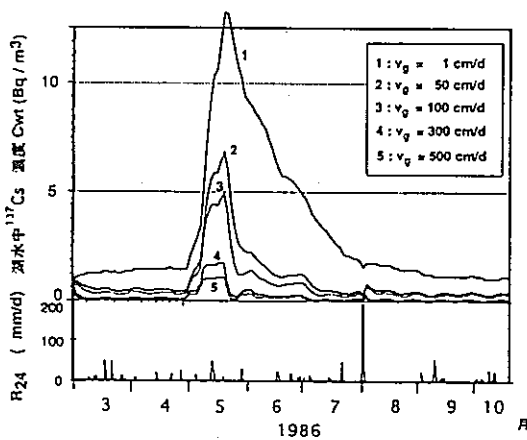


図5 湖水中不溶性Cs-137の沈降速度(V_g)が湖水中Cs-137濃度に及ぼす影響

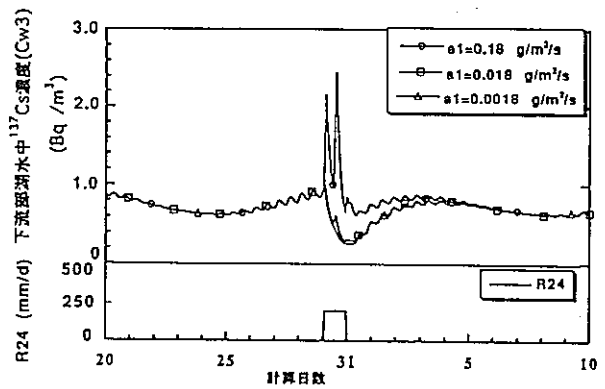
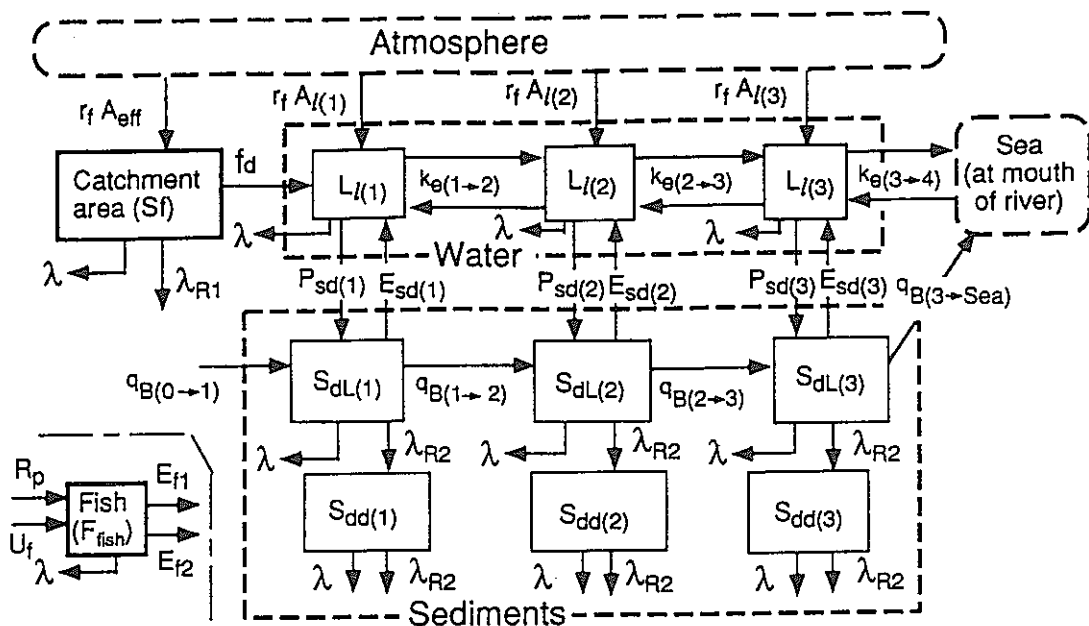


図6 底泥の巻き上げ足と(a_1)が下流部の湖水中Cs-137濃度に及ぼす影響



コンパートメント間の収支は以下のとおり。

$$(dS_f/dt) = r_f A_{eff} - f_d S_f - \lambda S_f - \lambda_{R1} S_f \quad \text{(① 流域土壌中のCs-137の収支)}$$

$$(dL_{l(i)}/dt) = r_f A_{l(i)} + f_d S_f - k_{\theta(i \rightarrow i+1)} - P_{sd(i)} + E_{sd(i)} - \lambda L_{l(i)}$$

$$(f_d(i \neq 1) = 0)$$

(② 湖水 i 水域のCs-137の収支)

$$(dS_{dL(i)}/dt) = P_{sd(i)} - E_{sd(i)} + q_{B(i-1 \rightarrow i)} - q_{B(i \rightarrow i+1)} - \lambda_{R2} S_{dL(i)} - \lambda S_{dL(i)}$$

(③ 表層湖底堆積物 i のCs-137の収支)

$$(dS_{dd(i)}/dt) = \lambda_{R2} S_{dL(i)} - \lambda_{R2} S_{dd(i)}$$

(④ 深層湖底堆積物 i のCs-137の収支)

$$(dF_{fish}/dt) = U_f + R_p - E_{f1} - E_{f2} - \lambda F_{fish}$$

(⑤ 魚中のCs-137の収支)

各記号の意味は以下のとおり。

A_{eff} : 有効流域面積 (km^2)

$A_{l(i)}$: 流水域 i の面積 (km^2)

$E_{sd(i)}$: 湖底 i からの再浮遊フラックス (Bq/y)

f_d : Cs-137 の流達係数 ($1/y$)

$k_{\theta(i \rightarrow i+1)}$: Cs-137 の湖水 i から i+1 への移行フラックス (Bq/y)

$L_{l(i)}$: 湖水 i のCs-137量 (Bq)

$P_{sd(i)}$: 流水域 i からのCs-137の湖底沈着フラックス (Bq/y)

$q_{B(i \rightarrow i+1)}, q_{B(i-1 \rightarrow i)}$: Cs-137の堆積物 i から i+1 及び i-1 から i への掃流フラックス (Bq/y)

r_f : Cs-137の年降水量 ($\text{Bq/km}^2/y$)

S_f : 流域のCs-137の量 (Bq)

$S_{dL(i)}, S_{dd(i)}$: 表層及び深層湖底堆積物 i のCs-137量

λ : Cs-137の崩壊定数 ($1/y$)

λ_{R1} : 流域土壌の地中移行定数 ($1/y$)

λ_{R2} : 表層堆積物の地中移行定数 ($1/y$)

U_f : 魚体のCs-137の経口移行フラックス (Bq/y)

R_p : 魚体のCs-137のエラ移行フラックス (Bq/y)

E_{f1}, E_{f2} : Cs-137の魚体からの短期及び長期排泄フラックス (Bq/y)

F_{fish} : 魚体中Cs-137量 (Bq)

図2 フォールアウト核種の移行モデル

安全研究 年次計画登録 研究課題	地球規模の広域拡散評価手法に関する研究				分類番号 1. [5] - (2) -
実施研究課題 (Title)	地球規模の広域拡散評価手法に関する研究 (Study on the Assessment for Global Dispersion of Released Radionuclides)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	森田 重光 (Shigemitsu MORITA), 中野 政尚 (Masamao NAKANO) 東海事業所安全管理部 (Tokai Works, Health and Safety Division)				
キーワード Key Word	リスク評価 risk assessment	ライフサイクルアセスメント life cycle assessment	診断モデル diagnosis model	流速場 velocity field	
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度まで 継続見込	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	京都大学 「海洋環境での広域拡散に関する広域流動評 価方法の高度化調査」		
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験	該当せず		
【成果の達成レベル】					
<ol style="list-style-type: none"> 1. 広域海洋の流動評価方法について調査を行い、本研究に適した評価方法の決定について所期の成果を得た。 2. 広域海洋の流動評価コードの整備を行い、計算機による流速場の表現について所期の成果を得た。 3. 発電システムの健康及び環境影響を評価する手法を確立し、核燃料サイクルと他の発電システムとの比較を行うため、ライフサイクルアセスメントについて、その評価手法の概要を取りまとめることにより、所期の成果を得た。 4. 総合評価を行うための基準化手法として、外部性コスト評価システムを確立するため、その評価手法の概要を取りまとめることにより、所期の成果を得た。 					
【進捗状況 (平成8年度)】					
<ol style="list-style-type: none"> 1. 広域海洋の流動評価方法に関する調査を行い、本研究に最も適した評価手法を決定した。 2. 広域海洋の流動評価コードの整備を開始した。今年度は診断モデルによる流速場の評価を行った。 3. 発電システムにおけるリスクを、施設建設から解体までの広い範囲で補足することを目的に、ライフサイクルアセスメントの体系について整理し、問題点を抽出した。 4. 外部性コスト評価システムのフレームワークを設定した。 					
【使用主要施設】					
なし					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		〔所属〕 安全部 安全管理課 〔氏名〕 課長 金盛 正至		

【研究目的】

核燃料サイクル施設の地球規模の総合的なリスク評価に資するため、広域拡散評価モデル及び集団線量評価モデルを開発する。

【研究内容（概要）】

大気及び海洋での拡散を正確に評価するため、広域にわたる流動・拡散モデル、輸送モデル等を開発し、被ばく経路等を考慮した集団線量当量評価手法の開発を行う。

【研究成果】

1. 広域海洋の流動評価方法に関する調査

評価方法には主に力学計算、インヴァース法、βスパイラル法、数値シミュレーションがある。数値シミュレーションはさらに診断モデルと予報モデルに分かれる。各モデルはそれぞれに利点、欠点をもちあわせている。表1に各モデルの主な利点、欠点を示す。ある程度の精度で地球規模の観測値が入手可能なこと、また、コンピュータの高速化により数値シミュレーションが行いやすくなった現状を考慮しつつ、より強くポテンシャル水温と塩分の観測結果に立脚し、現実海洋において放射性物質がどのように輸送されるかを検討する立場をとる場合には、診断モデルによる数値シミュレーションが最も望ましいという結論を得た。

2. 広域海洋の流動評価コードの整備

診断モデルによって流速場を評価するため、Sarmiento and Bryan(1982)によって提唱された頑丈な*診断モデルを用いることにした。このモデルは運動方程式、連続の式、状態方程式及びポテンシャル水温、塩分の移流拡散式から構成されており、移流拡散式のγ値を変化させることにより、どの程度観測値を計算に反映させるかを指定できる。図1に支配方程式を示す。温度、塩分の観測値にはLevitusの年平均データを、また、風応力の観測値*にはHellerman and Rosensteinの年平均データを与えてモデルを駆動し、約55年の時間積分を行った。その結果、定常な流速場が得られた。図2に水深25mの流速場を示す。モデル計算の結果、既に各測定機関より報告されている海流図とほぼ同等の流速場を得ることができ、モデルの妥当性を確認できた。

- *頑丈な（モデル）：計算格子が大きい広域モデルに対し、広域モデルに合わない中規模渦による密度場を、平滑化を用いて内的に取り除くことによって非現実的な流れを抑えるモデルのこと。
- *風応力の観測値：支配方程式には現れないが、海面の境界条件として与えている。

3. ライフサイクルアセスメントに関する調査

発電システムにおけるリスクを、施設建設から解体までの広い範囲で補足することを目的に、ライフサイクルアセスメント(LCA)の体系について整理し、適用に当たったの問題点を抽出した。

①目標設定

発電システムで評価すべき項目としては、地球温暖化の原因となるCO₂の排出が代表的であるが、その他にも表2に示すような環境負荷が考えられる。今後、評価対象とすべき環境負荷について重要度分類を行う必要がある。

②インベントリー分析

インベントリー分析では、各プロセスにおける環境負荷を積み上げる。この際、どこまでの範囲を評価対象とするプロセスに含むかが問題となる。また、主製品以外に副製品が製造される場合は、環境負荷がダブルカウントにならないように環境負荷を分配する方法について検討する必要があることがわかった。

③インパクトアセスメント

環境影響は環境モデルにより評価すべきであるが、対象範囲が広いLCAの場合は、「環境負荷×定量化係数」の形で推定する。この健康影響を統一尺度で評価するための定量化係数は、大胆な仮定に基づいて算出されており、より現実的な評価を行うためには、定量化係数の見直しが必要であると考えられる。

4. 各発電システムの外部性評価に関する調査

健康影響及び環境影響は、その形態が多様であるため、総合評価を行うためには何らかの基準化が必要とされる。その一つがコスト評価であり、最近のエネルギーに関する環境リスク研究の多くは、外部性コスト*評価を目的としている。今年度は、対象とする評価システムのフレームワークを設定した。

①対象地域

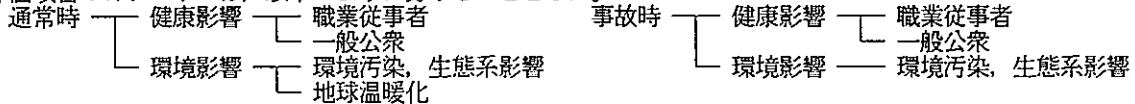
対象を日本に限定した場合、供給燃料は海外依存性が高いため、燃料供給までの段階における環境リスクは、供給国・地域によって発生することになる。この様に、発電システムで生じる環境リスクは、リスクソースの面から国内で閉じないものであり、また、環境影響現象としても、大気汚染物質の長距離輸送や、長半減期核種の地球規模拡散といった面から大規模スケールで捉えることとした。

②リスクソース

発電システムの各プロセスで発生するリスクソースはシステム毎に異なるが、おおよそ以下のようすることとした。
燃料採掘→燃料加工→燃料輸送→燃料貯蔵→発電→廃棄物管理・処理（施設建設、施設解体）

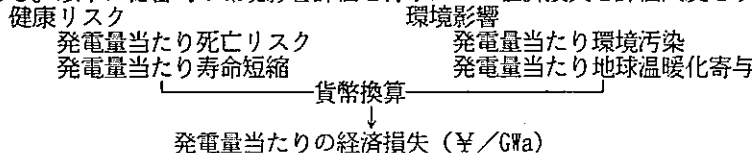
③評価項目

評価項目の категорияは、以下のように分けることとした。



④評価尺度

環境影響評価を行う場合、以下の尺度が考えられるが、総合的な評価を行うためには、最終的な評価尺度を統一する必要がある。以下に総合的な環境影響評価を行うために経済損失を評価尺度とする場合のプロセスについて示す。



*外部性コスト：社会的な保障機構等により相殺されないリスク及び便益に対するコストのこと。

【公開資料】

なし

表1 各計算モデルの利点と欠点

モデル	利 点	欠 点
力学計算	黒潮のように流れの場が時間的に大きく変化しない場合に有効。	風応力が作る順圧成分は別に計算して加えなければならない。
インヴァース法	観測線が多い北大西洋、北太平洋などの場所でも有効。	全地球規模では観測が少ないため使えない。
β スパイラル法	同上。	インヴァース法よりさらに高精度のデータが必要。
数値シミュレーション (診断モデル)	頑丈な診断モデルは平滑化によりモデルと観測データとの特性が一致しなくとも非現実的な流れを与えない。	観測密度場中の中規模現象は非現実的な流れを与えることがある。
数値シミュレーション (予報モデル)	観測データが不要。	定常に達するまでに莫大な計算時間が必要。水温・塩分の観測値を再現できない。

表2 環境負荷の例

枯渇	汚染	ダメージ
非生物資源の枯渇 生物資源の枯渇	温室効果 オゾン層破壊 光化学オキシダント 酸性雨・酸性土壌 富栄養化 放射線 廃熱 臭気 騒音 作業環境悪化	直接的な人間の犠牲 間接的な人間の犠牲 砂漠化 生態系破壊 景観破壊

運動方程式

$$\frac{\partial U_H}{\partial t} + (U_H \cdot \nabla_H) U_H + W \frac{\partial U_H}{\partial Z} + \left(f + \frac{U \tan \phi}{R} \right) z \times U_H = - \frac{1}{\rho_0} \nabla_H P$$

$$+ A_H (\nabla_H^2 U_H + \frac{1 - \tan^2 \phi}{R^2} U_H + \frac{2 \sin \phi}{R^2 \cos^2 \phi} z \times \frac{\partial U_H}{\partial \lambda}) + A_V \frac{\partial^2 U_H}{\partial Z^2}$$

$$\frac{\partial P}{\partial Z} = - \rho g$$

連続の式

$$\nabla_H \cdot U_H + \frac{\partial W}{\partial Z} = 0$$

海水の状態方程式

$$\rho = F(\theta, S, P)$$

水温・塩分移流拡散式

$$\frac{\partial \theta}{\partial t} + (U_H \cdot \nabla_H) \theta + W \frac{\partial \theta}{\partial Z} = K_H \nabla_H^2 \theta + K_V \frac{\partial^2 \theta}{\partial Z^2} + \gamma (\theta^* - \theta)$$

$$\frac{\partial S}{\partial t} + (U_H \cdot \nabla_H) S + W \frac{\partial S}{\partial Z} = K_H \nabla_H^2 S + K_V \frac{\partial^2 S}{\partial Z^2} + \gamma (S^* - S)$$

- λ : 経度
- φ : 緯度
- Z : 高度
- U_H : 水平流速ベクトル
- W : Z方向流速成分
- θ : ポテンシャル水温
- S : ポテンシャル塩分
- t : 時間
- P : 圧力
- ρ : 海水密度
- f : コリオリ係数
- R : 地球半径
- g : 重力加速度
- ρ₀ : 平均海水密度
- A_H : 水平渦混合係数
- A_V : 鉛直渦混合係数
- K_H : 水平渦拡散係数
- K_V : 鉛直渦拡散係数
- θ* : Levitusの水温観測値
- S* : Levitusの塩分観測値
- γ : 復元時間の逆数

図1 頑丈な診断モデルの支配方程式

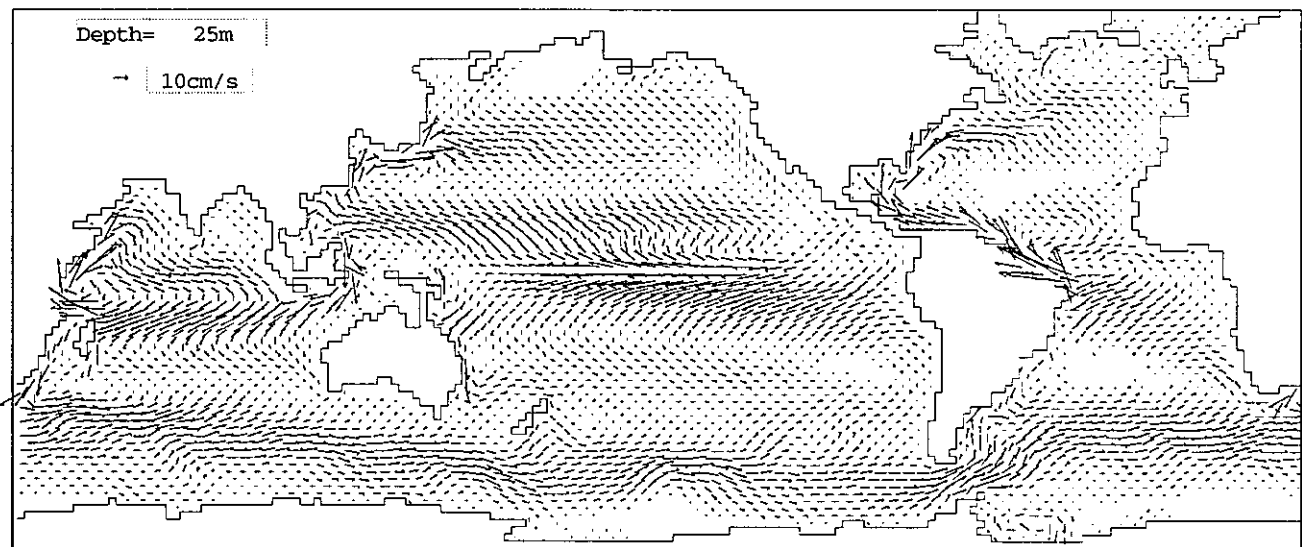


図2 水平流速分布 (水深25m)

平成8年度

調 査 票

安全研究 年次計画登録 研究課題	放射性物質の環境影響評価手法に関する研究			分類番号 1. [5] - (3) -
実施研究課題 (Title)	放射性物質の環境影響評価手法に関する研究 (Study on Assessment for Environmental Influence at Accidental Release)			
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation: PNC)			
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	中野 政尚 (Masanao NAKANO), 植頭 康裕 (Yasuhiro UEZU) 東海事業所安全管理部(Health and Safety Division, Tokai Works)			
キーワード Key Word	移行モデル transfer model	移行パラメータ transfer parameter		
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度まで 継続見込	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず	
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】 植物の成長段階等の時間的変動を考慮した評価モデルを構築・整備するとともに、モデルの評価精度を左右する動的パラメータの調査・検討を行い、生態系の放射性物質の汚染状況変化等の環境影響評価について所期の成果を得た。				
【進捗状況(平成8年度)】 日本のフィールドへの適用を念頭に葉菜モデルの高度化を図った。葉菜・土壌への放射性物質沈着時期の差異により可食部への取り込み率が異なると思われるため、各移行パラメータが時間依存で変化するモデルとした。 本モデルにおけるパラメータとして、物質収支の1つである土壌沈着後の放射性物質(^{137}Cs , ^{125}I)の植物への移行に関する基礎情報を取得した。 地表面に沈着した放射性核種(^{137}Cs , ^{125}I)の垂直方向への移行に関する基礎情報を取得した。				
【使用主要施設】 なし				
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所属) 安全部 安全管理課 (氏名) 課長 金盛 正至	

様式-1-1

【研究目的】

生態系の放射性物質の汚染状況変化等の環境影響評価を行うために、植物環境での成長段階等の時間的変化、土壤環境での水の移動特性等を考慮した環境影響評価モデルを整備する。

【研究内容（概要）】

植物の成長段階等の時間的変動を考慮した評価モデルを構築・整備するとともに、モデルの評価精度を左右する動的パラメータを調査・検討する。また、土壤環境での水及び物質の浸透・移行を評価するためのモデルを構築・整備する。

【研究成果】

1. 葉菜モデルの高度化

日本のフィールドでは、欧米のように牧草→畜産物摂取という経路よりも葉菜及び米を直接摂取する機会が多い事実から葉菜及び精米を主眼にモデルの再検討を進めていくこととし、今年度は葉菜モデルの高度化を行った。

高度化の内容

植物の生理活性上の観点から、葉菜・土壤への放射性物質沈着時期の差異により可食部への取り込み率が異なると予想される。そこで各移行パラメータが播種後の時間に依存することを考慮したモデルとした。

また、成長の初期段階に葉面への沈着があった場合、沈着した葉そのものは可食部にならず枯れ葉となることから枯れ葉コンパートメントを新たに付加した。さらに収穫時において枯れ葉、表面土壌及び耕作土壌は人為的に攪拌されることが多いことから、収穫時における土壌攪拌過程を考慮してモデルを作成した。

解析方法としては、詳細な評価が行える連立一次微分方程式を用いた方法（以下、「システム解析法」と言う。）と、ただ単に沈着量に移行係数（収穫時濃度(Bq/m²)/作物あるいは土壌への沈着量(Bq/m²)：成長による移行の変動が反映できるように一週間毎に値を設定）を乗じて収穫時濃度を求める方法（以下、「移行係数法」と言う。）の二方法を使用できるようにモデルを作成した。

テストラン（システム解析法）

システム解析法のテストランを行った。計算条件として、播種は6月10日、沈着は7月1日で沈着量はI-131が1Bq/m²とした。図1にその結果を示す。7月1日に沈着したI-131は物理的に減衰しながら可食部に取り込まれていく。8月4日には葉菜の収穫によって、可食部、作物外部、非可食部がこの系から取り除かれる。さらに人為的に表面土壌と土壌中層が攪拌されそれらは単位土壌重量あたりでは同じ濃度になる（土壌厚が異なるため、核種密度は同じではない）。さらに9月1日に第2回目の播種を行うと、土壌からの取り込みの時間変化が植物中濃度に反映される。

テストラン（移行係数法）

移行係数法のテストランの結果を表1に示す。成長段階が異なる葉菜及び土壌に放射性物質が沈着した場合、各コンパートメントへの収穫時移行率が異なる。

2. パラメータの取得実験関連

土壌から植物への移行率

パラメータの取得実験関連では、播種後2週間から7週間という成長段階の異なる時期に水戸土壌（軽埴土）に放射性核種（¹³⁷Cs-CsCl、¹²⁵I-NaI）を添加し、それぞれの土壌から植物への移行率を求めた結果、植物への移行率は $1 \times 10^{-3} \sim 3 \times 10^{-3}$ であり、さらに成長段階に左右されることもないことが分かった。このことから、土壌から植物への放射性核種の移行率は、短期間で成長を遂げる葉菜においては、その成長段階に影響を受けないといえる。

地表から垂直方向への移行速度

また、地表面に沈着した放射性核種（¹³⁷Cs-CsCl、¹²⁵I-NaI）の垂直方向への移行に関する実験においては、これまで幾つかの報告が出されているが、それらデータと日本の植物育成環境土壌との違いを把握する点から、内径70mm、高さ30mmの水戸土壌（軽埴土）を充填したカラムを10段重ね、東海村周辺の平均降水量に応じた蒸留水を加える実験を行った。その結果、図2に示すように展開後6週間では上部0～30mmにおいて、¹³⁷Csが97.1%、¹²⁵Iが96.7%存在しており、特に上部10mmにおいても¹³⁷Csが90%、¹²⁵Iが89%保持されていることがわかった。このことから土壌中での移行速度はかなり遅く、これまでの文献値と同様のものであった。

【公開資料】

(1) 石黒秀治, 赤津康夫, 片桐裕実, 森田重光 原子力基盤技術クロスオーバー研究平成8年度報告書

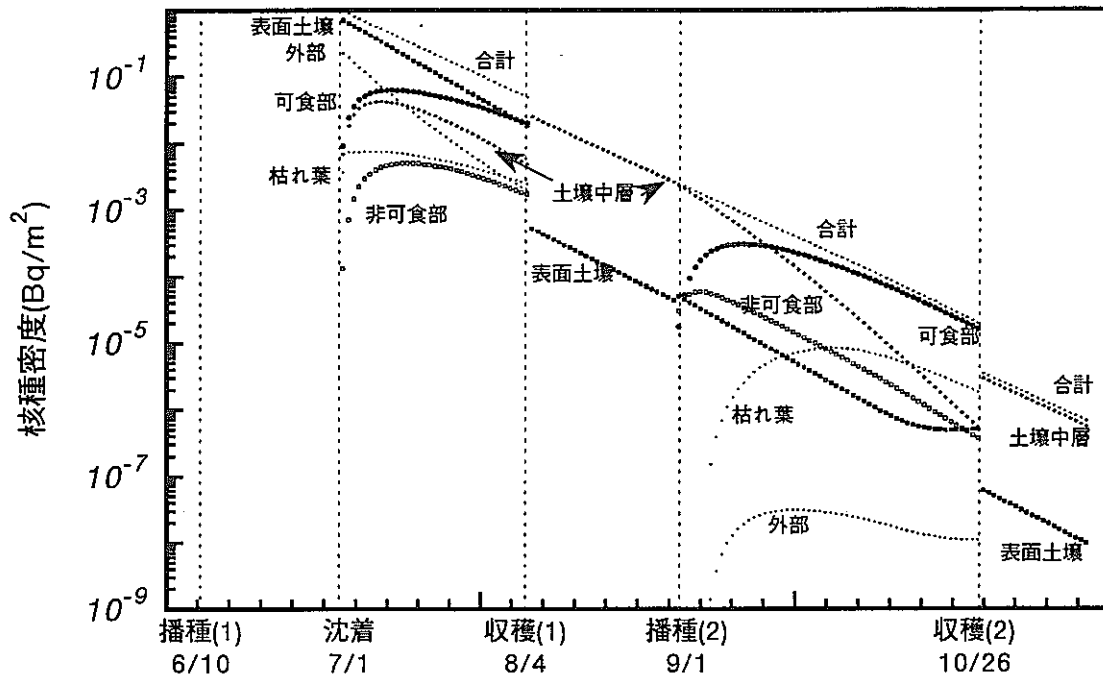


図1 各コンパートメント中I-131面密度
(システム解析法テストラン)

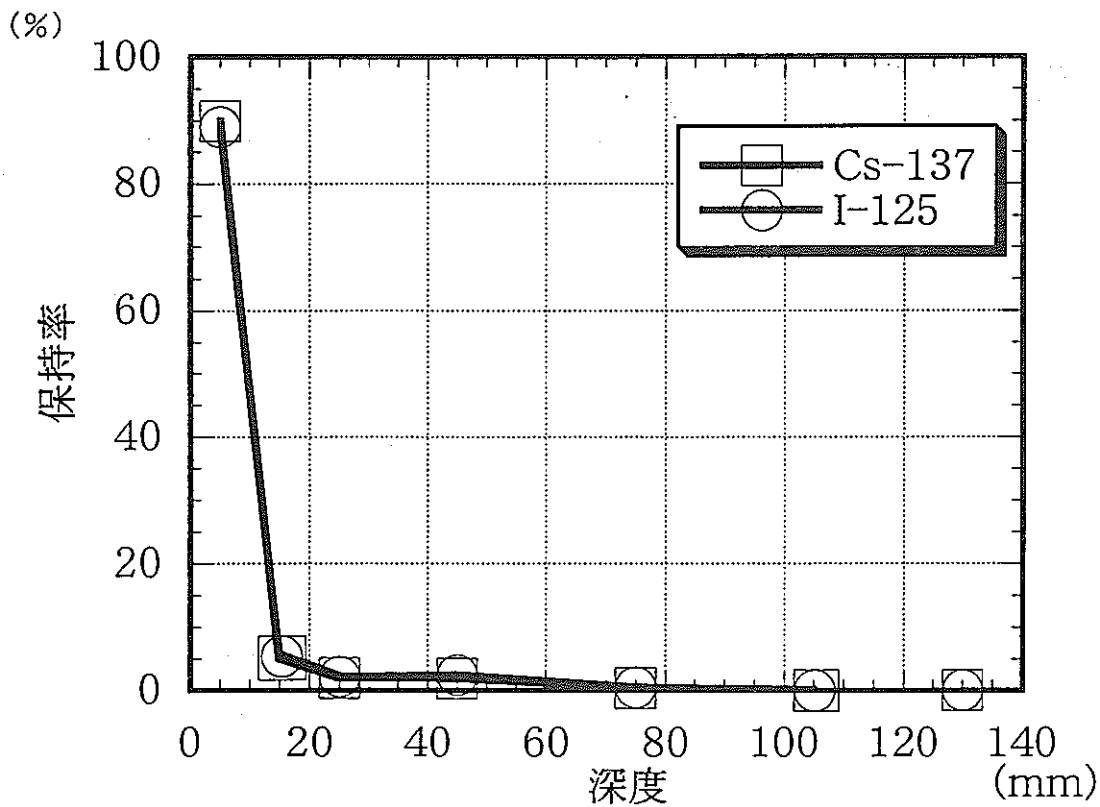


図2 土壌中における放射性核種の保持率

表1 播種日が異なる場合の放射性物質の収穫時核種存在割合
(移行係数法テストラン)

播種日		5月27日	6月10日	7月1日
曝露日		7月1日		
収穫時 核種 存在割合 (%)	作物外部	27	6.25	0
	可食部	36	41.3	50
	非可食部	3.8	4.75	5
	耕作土壌	33.2	47.8	45

収穫時核種存在割合
 = (収穫時における着目コンパートメント中濃度；Bq/m²) / (収穫時における全コンパートメント中濃度の合計；Bq/m²)

安全研究 年次計画登録 研究課題	長半減期核種の分析測定技術の高度化に関する研究				分類番号 1. [6] - (7) -
実施研究課題 (Title)	長半減期核種の分析測定技術の高度化に関する研究 (Study on advanced technique of analysis and measurements for long-lived radionuclides)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : P N C)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	吉田美香 (Mika YOSHIDA), 植頭康裕 (Yasuhiro UEZU), 小坏直樹 (Naoki KOAKUTSU) 東海事業所安全管理部(Health and Safety Division, Tokai Works)				
キーワード Key Word	長半減期核種 long-lived radionuclide	分析 analysis	測定 measurement	誘導結合元素質量分析装置 ICP-MS	マイクロ波誘導質量分析装置 MIP-MS
研究期間	平成8年度～平成12年度まで 継続見込	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関		該当せず	
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験		該当せず	
【成果の達成レベル】					
① ICP-MSを用いた定量法の高度化として、 ⁹⁹ Tcの定量にキレート樹脂イオン交換法を用いた迅速化・簡略化分析法への環境試料への適応を検討した結果、Ruの除染係数および ⁹⁹ Tcの回収率に関する所期の成果を得た。 また、従来では測定が困難であった ¹³⁵ Csの測定系にICP-MSが適用可能であることがわかった。					
② MIP-MSを用いた定量法の開発として、装置のイオン輸送系、質量分析系、イオン検出系を対象に各部位の設定値を検討し、 ¹²⁹ Iを対象核種とした装置の最適測定条件について所期の成果を得た。 また、試料の内標準物質の選定を行い、MIP-MS測定における時間的信号強度の変化の補正法について所期の成果を得た。					
③ α/β弁別法を用いた ²⁴¹ Pu測定法については、α線とβ線の弁別時の条件について所期の成果を得た。また、環境試料(水試料)中の ⁶³ Ni分析法については、試料の前処理、DMG法、塩酸系イオン交換について検討し、所期の成果を得た。					
【進捗状況(平成8年度)】					
① ICP-MSを用いた ⁹⁹ Tcの定量法の高度化として、マトリクスの複雑な試料に対しても適用できることが分かった。					
② MIP-MSを用いた定量法の開発として、 ¹²⁹ Iを対象核種とした装置の最適測定条件及び信号強度の補正法について検討し、質量数129領域の検出感度を相対的に向上させることができた。また、内標準物質としては ¹⁰³ Rhが最適であった。					
③ 放射化学分析法を用いた長半減期核種の定量法 α/β弁別法を用いた ²⁴¹ Pu測定法について検討し、その結果、環境試料へ十分適用できることがわかった。 また、水試料中 ⁶³ Ni分析法について、検出下限値 1.9×10^{-3} Bq/cm ³ の分析法を確立した。					
【使用主要施設】 安全管理棟管理区域 放射線測定室 安全管理棟東棟 超微量元素分析室					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所属) 安全部 安全管理課 (氏名) 課長 金盛 正至		

【研究目的】

従来の分析法では定量が困難または不可能である環境中における長半減期核種について、分析技術の開発及び高度化を図り、環境中における分布の調査及び移行挙動の解明等に活用する。

【研究内容（概要）】

誘導結合プラズマ及びマイクロ波導入プラズマ質量分析法の環境試料分析への適用の可能性を検討する。また、ネプツニウム-237等の定量法の迅速化及び高感度化を進めるとともに、環境試料中のプルトニウム-239, 240の同位体比測定法について検討する。

さらに、放射化学分析法を用いた環境モニタリング手法に係る分析測定技術の高度化及び超高感度測定法等による放射性核種の分離・精製並びに環境試料分析への適用の可能性を検討する。

【研究成果】

1. 誘導結合プラズマ質量分析法(ICP-MS)を用いた定量法の高度化
ICP-MSを用いた定量法の高度化として、 ^{99}Tc の定量にキレート樹脂イオン交換法を用いた迅速化・簡略化分析法への環境試料への適応を検討した結果、表1のように全体工程においてRuの除染係数が 4.5×10^8 、回収率が68%となり、除染係数においては120倍向上した。以上の検討により、マトリクスの複雑な土壌や有機試料に対しても十分対応できるものであることが分かった。
また、 ^{135}Cs の測定法の検討として、ICP-MSによる測定について検討した結果、質量数135の領域にはバックグラウンドが存在せず、定量が可能であることが分かった。
2. マイクロ波導入プラズマ質量分析法(MIP-MS)を用いた定量法の開発
MIP-MSは、イオン化源、試料導入系、プラズマ系、輸送系、質量分析系及びイオン検出系から成り立っている。このうち、 ^{129}I を対象とした最適測定条件の設定として、輸送系についてはトーチ位置及びイオンレンズ電圧、質量分析系については偏向電極電圧及び分解能係数、イオン検出系については検知器電圧を対象にその設定値を検討した。その結果、質量数129領域のバックグラウンドは、通常の設定値の場合より1/10に低減でき、相対的に検出感度を向上させることができた。
MIP-MS測定は時間的変動を伴うため、信号強度の補正法について検討した。補正法としては、試料に内標準物質を添加することとし、 ^{129}I の内標準物質としての条件に当てはまると思われる5元素(Y, Rh, In, Cs, Mo)を対象とし、各元素の90分間の時間的変動をヨウ素(^{129}I 及び ^{127}I)と比較検討した。その結果、Y及びInについては測定開始後から60分までヨウ素と異なる挙動を示し、また、Csについては80分以降において若干の信号強度の低下が見られた。一方、Rh及びMoについては、終始ヨウ素と同様な挙動を示した。よって、内標準物質としてRh及びMoが適当と考えられ、このうち ^{129}I の質量数により近い ^{103}Rh が最適であることが分かった。
3. 分析・測定技術の高度化
液体シンチレーションカウンタを用いた ^{241}Pu 測定法の高度化としての検討を行った結果、減衰時間の差によって α 線および β 線を弁別測定することで ^{241}Pu を定量できることが分かった。さらに表2に示すように様々な市販のシンチレータにおける性能指数を求めた結果、 α 線および β 線測定領域においてバックグラウンド、計数効率からDに波長シフトのナフタレンを添加したD'を用いることで α 線と β 線の干渉(スピルオーバー)を約1/2に減少させることができた。これらの結果から供試量200g、バックグラウンド4.0cpm、回収率65%、計数効率35%、測定時間500分での検出下限値は、 1.4×10^{-1} Bq/kg・dryとなり、既存法に比べ約2倍の感度上昇が認められた。
 ^{63}Ni 分析法として従来クロロホルム抽出法が存在していたが、クロロホルムの有害性を考慮し、他の抽出剤であるジメチルグリオキシム(以下DMGと略す)を用いる方法を開発した。環境試料(水試料)中の ^{63}Ni 分析法として、図1に示す試料前処理法、塩酸系イオン交換法、DMG法を組み合わせた。その結果、供試料100ml、測定時間10分、回収率80%、B.G. 8cpm、計数効率52%の条件において検出下限値は 1.9×10^{-3} Bq/cm³となり既存法に比べ20倍の感度上昇が認められた。

【公開資料】

- (1) 吉田美香、渡辺均、片桐裕実、赤津康夫：“マイクロ波導入プラズマ質量分析装置の ^{129}I 測定への適用”，第38回環境放射能調査研究成果論文抄録集(平成7年度)，P124, 1996
- (2) 植頭康裕、宮河直人、片桐裕実、赤津康夫：“環境試料中の ^{241}Pu 分析法の開発”，第5回液体シンチレーション測定法による低レベル測定の国際ワークショップ要旨集，P123, 1996
- (3) 植頭康裕、宮河直人、片桐裕実、赤津康夫：“環境試料中の ^{241}Pu 分析法の開発”，動燃技報101号，75-80，1997.3.
- (4) 植頭康裕、森田重光、渡辺均、宮河直人、片桐裕実、赤津康夫：“土壌環境中におけるTc-99の挙動”，第32回保健物理学会予稿集，P85, 1996

表1 各抽出法における除染係数と回収率

	A	B	C	D
除染係数	1.8×10	2.1×10^5	1.2×10^2	4.5×10^8
回収率	90%	83%	91%	68%

*網掛け部は今回検討を実施したもの

A : 陰イオン交換樹脂

B : シクロヘキサノン抽出

C : キレート樹脂

D : 全体工程

表2 シンチレータ試験結果

Scintillator		Spillover (%)		Background (cpm)		Efficiency ^{*3} ³ H (%)	figure of merit ^{※4}	
		α	β	α ※1	β ※2		α	β
ナフタレン	A	4.28	3.64	0.3	4.6	20.9	3.1×10^4	95
	B	3.18	3.84	0.1	5.1	31.5	9.4×10^4	190
キシレン	C	11.82	12.35	0.3	4.3	32.0	2.6×10^4	240
	D	12.00	12.38	0.2	3.4	35.4	3.9×10^4	370
	D' ※5	4.90	6.42	0.1	4.0	34.6	9.0×10^4	300

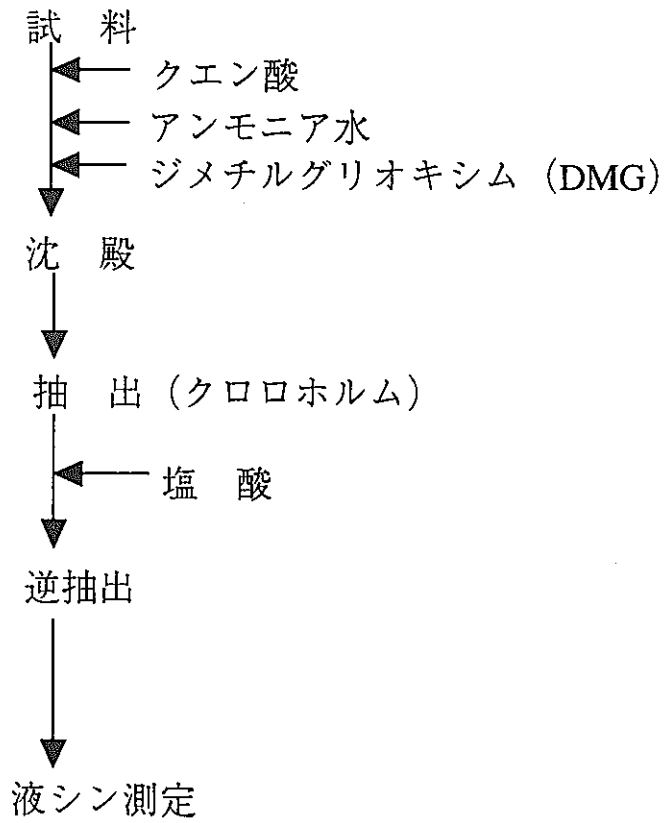
※1 150~350keV

※2 A、C、D、D'は1.5~7.0keV、Bは1.5~7.5keV

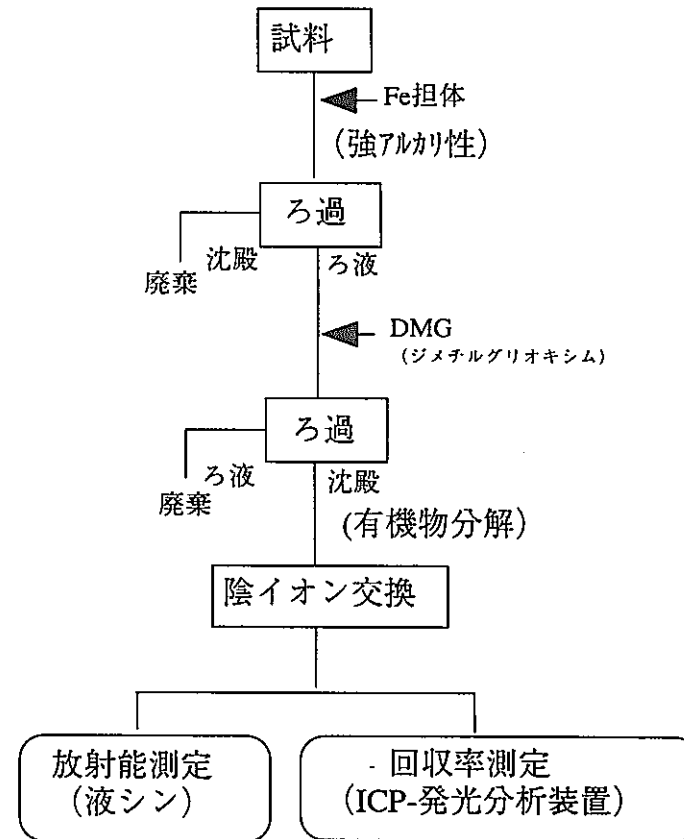
※3 Pu-241の計数効率、エネルギーの近いH-3にて計測

※4 figure of merit=Efficiency/Background

※5 D'はDにナフタレンを添加したもの



クロロホルム抽出法(従来法)



DMG沈殿法

図1 Ni-63 分析フロー

平成8年度

調 査 票

安全研究 年次計画登録 研究課題	内部被ばく線量測定評価法の高度化に関する研究				分類番号 1. [6] - (9) -
実施研究課題 (Title)	内部被ばく線量測定評価法の高度化に関する研究 (Study on advanced techniques of internal dosimetry)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	東海事業所 安全管理部 (Hearth and Safty Division, Tokai Works) 篠原 邦彦 (Kunihiko SHINOHARA) 百瀬 琢磨 (Takumaro MOMOSE) 大塚 隆宏 (Takahiro OTSUKA)				
キーワード	プルトニウム	肺モニタ	呼吸気道モデル	EGS	
Key Word	Pu	lung monitor	Respiratory model	EGS	
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず	
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】 放射性核種を吸入摂取した場合の線量評価の高度化、迅速化を図るため、対外計測法及び線量計測法の改良に関する研究を行った。対外計測法については、ゲルマニウム半導体検出器を用いた高分解能肺モニタの開発とプルトニウム同位体比に基づく測定法の改良を行った結果、同位体比を用いることで、検出下限の低減が図れる見通しを得た。 シミュレーション計算を利用した内部被ばく評価では、肺モニタ検出器をシミュレートするのに適した計算コードへの改良を行った。これにより、計算スピードが数倍に向上する成果が得られた。また、肺モニタの測定環境をコンピュータ上に模擬することが可能になり、個々人の体格データを用いれば、個々人に対応した内部被ばく評価が可能になる見通しを得た。					
【進捗状況 (平成8年度)】 ゲルマニウム肺モニタによる、プルトニウム及びアメリカシウム線源の測定を行った。これは、プルトニウム、アメリカシウムの同位体比を用いた評価法のための基礎データとなる。実験上では、プルトニウム、アメリカシウムの特性X線の分離が可能であることが確認できた。 CTデータに基づき胸部の詳細な組織形状を考慮した肺モニタ検出効率の計算手法を開発中である。具体的には、低エネルギーの三次元γ線挙動が今回の計算で一番重要となることから、この部分に焦点を当てた計算コードに改良することにより、計算速度の改善を図った。また、実験環境を正確にコンピュータ上に模擬するため、実験で使用するファントムをX線CTで断層撮影を行い、撮影結果をコンピュータ上で再現することにした。これを用いて単純なジオメトリでの実験を行い、シミュレーション計算との比較を行った。その結果、EGS4コードにより肺モニタの測定環境がコンピュータ上に模擬できることが分かった。しかし、コンピュータ上に実験環境をシミュレートする時、CTデータからコンピュータへの変換に時間を要すること、及び細かな構造も正確に模擬しないと実験結果に大きな影響を及ぼすことが判明した。					
【使用主要施設】 動燃東海事業所 放射線保健室 ゲルマニウム型肺モニタ検出器 ワークステーション					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所属)	安全部 安全管理課	
			(氏名)	課長 金盛 正至	

様式-1-1

【研究目的】

放射性核種を吸入摂取した場合の線量評価の高度化、迅速化を図るため、体外計測法及び線量評価法の改良に関する研究を行う。

【研究内容（概要）】

ゲルマニウム検出器等を用いた高分解能肺モニタの開発とプルトニウム同位体比に基づく測定への適用を行う。また、実験及び計算により計数効率の体格依存性を明らかにするとともに、超音波診断装置等による胸部厚測定に基づく計数効率補正法の開発を行う。

さらに、ICRP新呼吸気道モデル等体内の放射性物質の挙動に関する新しい知見に基づく内部被ばく線量評価法の改良とこれらの実務適用に関する研究を行う。

【研究成果】

ゲルマニウム肺モニタによる、プルトニウム及びアメリカシウム線源の同時測定を行った。ローレンスリバモファントムを用いた肺モニタ検出器の測定結果では、アメリカシウムの検出下限が数Bqであることが確認できた。これは、吸入摂取時に年摂取限度の数十分の1の吸入を検出できる量である。しかしながら、プルトニウムについては、検出下限が数百Bqと年摂取限度の吸入摂取の場合の検出が困難であることが分かった。ただし、実際の吸入摂取事故の場合には、プルトニウム単独の吸入摂取は考えがたく、アメリカシウムからプルトニウムを推定することが可能である。推定方法として現在考えているのは、吸入摂取時に体外汚染した衣服などを測定し、プルトニウム及びアメリカシウムの同位体比を測定する。その後、人体測定を行い2つのデータを使って吸入摂取したプルトニウム量を推定する。プルトニウム及びアメリカシウム線源の同時測定実験では、特性X線の僅かなエネルギーの差を利用することで、短時間にプルトニウムの同位体比を推定することが可能であることが確認できた。

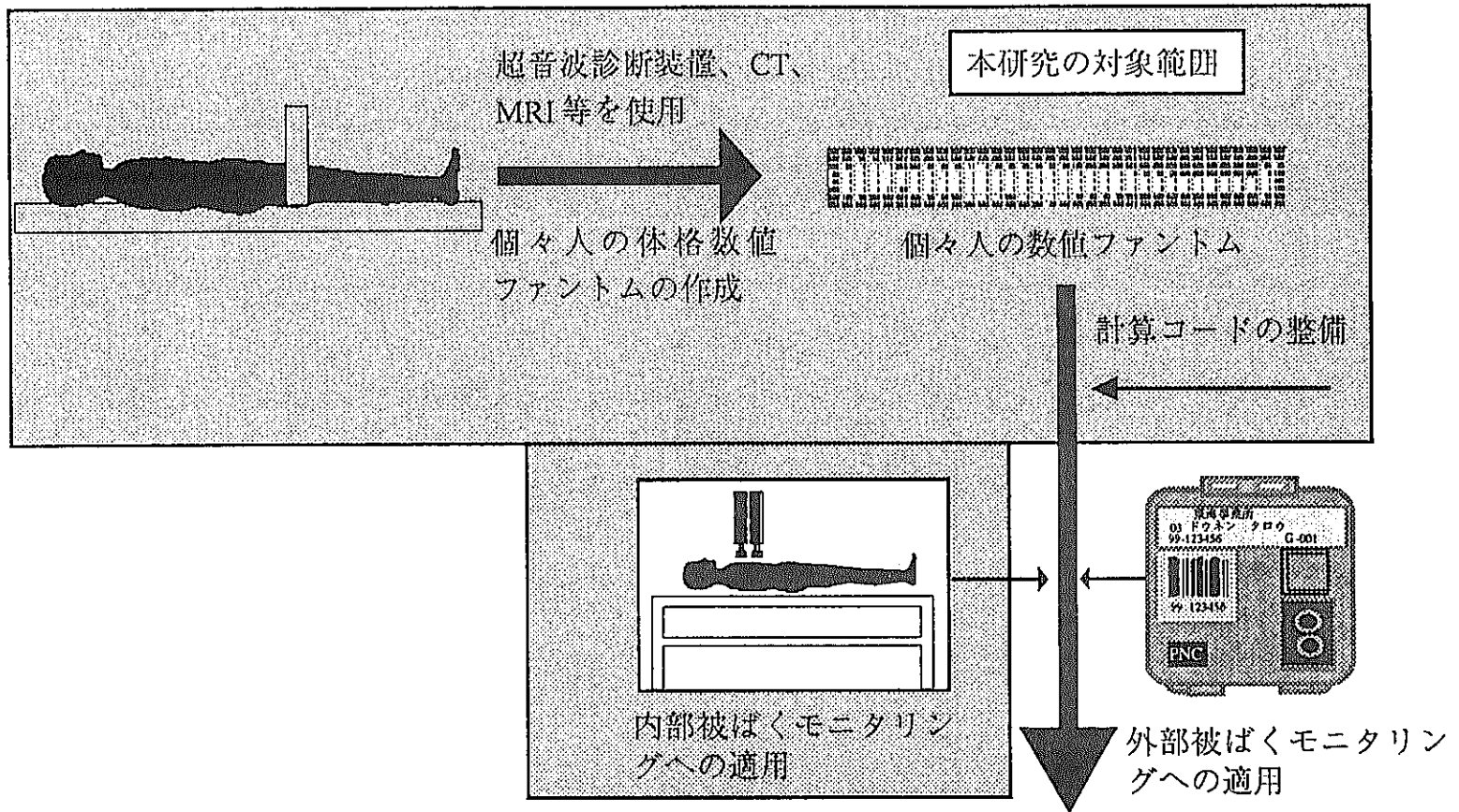
内部被ばく線量測定及び評価の高度化のため、シミュレーション計算を利用した評価法の開発を行うこととした。計算コードには、EGS4コードを利用し、評価モデルには、現在用いられている数学ファントムに代わり物理形状をそのままコンピュータに取り込んだ数値ファントムを利用する。本年度は、内部被ばく測定及び評価で一番重要となる肺モニタを模擬することとし、肺モニタ検出器や物理ファントムを数値化しコンピュータ上に模擬する方法の検討を行った。また、シミュレーション計算に使う計算コードの改良を行った。

肺モニタをコンピュータ上に模擬して、計算コードを用いたシミュレーション計算をする場合、人体模擬として数学ファントムを用いるのが一般的である。これは、数学ファントムは、人体を数式で置き換えてコンピュータ上に模擬するもので、数式であるため、コンピュータの処理が早いことが利点である。しかしながら、数式で表されたファントムは、可能なかぎり人体に近づくように工夫はされているものの、曲面の多い人体とは、異なった形をしている。そこで、体格を正確に模擬するため、数学ファントムを用いず、人体の形をそのままコンピュータ上に変換することを考えた。そのためには、人体形状を立体的に測定する必要があり、また、その測定データをコンピュータ上に変換する必要がある。人体形状を立体的に測定するに、医療等で用いられているX線CTやMRIを利用することとした。本年度の成果としては、図の上部に示されている部分、CTデータをシミュレーション計算が可能な形に変換する方法を完成させた。これにより、CTデータさえあれば、どんな形のものもシミュレーション計算することが可能になった。また、物理ファントムでは、肺中に均一分布させた線源しか測定できなかったが、シミュレーション計算では、肺モデルや新呼吸気道モデルを用いて計算できるような、肺中の沈着部位に適切に線源を配置して計算することが可能となった。

次に、計算コードの改良であるが、複雑な人体形状をそのまま模擬したものを計算に利用するため、膨大な計算時間が必要となった。そこで、計算時間の短縮のため、EGS4コードの改良を行うこととした。改良点としては、肺モニタに必要な低エネルギーの γ 線の挙動に焦点を絞った計算コードへと改良することにより、計算精度を落とすことなく、高速化を図ることができた。この高速化により、改良前の数倍の速度で、計算することが可能になった。

【公開資料】

該当なし



被ばく線量測定時の体格依存性の補正

図1、個人数値ファントム作成システム概要

廃棄物処分分野

安全研究 年次計画登録 研究課題	安全に関する基本的考え方と安全評価の考え方等に関する研究					分類番号 2. - (1) -
実施研究課題 (Title)	安全に関する基本的考え方と安全評価の考え方等に関する研究 (Study on Safety Principles and Basic Approach of Safety Assessment for High Level Radioactive Wastes)					
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)					
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	梅木 博之、宮原 要 本社 環境技術開発推進本部 処分研究グループ (Hiroyuki UMEKI, Kaname MIYAHARA/ Isolation System Research Program, Radioactive Waste Management Project, Head office)					
キーワード Key Word	サイト選定 site selection	処分場の設計 repository design	評価期間 timeframe	安全指標 safety indicator	シナリオ scenario	
研究期間	平成 8 年度 ~ 平成 12 年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず		
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず		
<p>【成果の達成レベル】</p> <p>イ. 地層処分の安全確保の要件をサイト選定、処分場の設計、安全評価の枠組みの 3 つに分けて明らかにした。 ロ. イ. の安全確保の要件を取扱う上での課題とその対処法について整理できた。 ハ. ロ. の課題の対処法について科学的・技術的な検討により対処できるものと、規制側の判断を含めて解決していくべきものに分類でき、所期の成果を得た。</p>						
<p>【進捗状況 (平成 8 年度)】</p> <p>イ. 安全評価において安全確保の要件を取扱う上での課題を抽出した。 ロ. イ. の課題の対処法について整理した。 ハ. ロ. の整理を踏まえ、技術的に対処可能な課題と、技術的な検討に加え規制側の判断を要する課題に分類できた。</p>						
<p>【使用主要施設】</p> <p>該当なし</p>						
連絡先	〒 107 ☎ 03-3586-3311 東京都港区赤坂 1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		[所 属] 環境技術開発推進本部 処分研究グループ [氏 名] 主幹 梅木 博之			

<p>【研究目的】 高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する考え方について調査・研究するとともに、安全評価、基準・指針等に係わる基本的考え方の研究並びにそれらの設定手順、設定方法等に関する検討を行い、安全基準・指針等の策定に資する。</p>
<p>【研究内容（概要）】 IAEA等の国際機関や各国の安全に関する考え方、規制基準等の動向を調査するとともに、安全研究の成果に基づき、我が国の状況を踏まえて高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する基本的考え方を検討する。また、これらの考え方に基づき、地層処分の安全評価、基準・指針等に係わる基本的考え方及びその設定手順、設定方法等の検討を行う。このため、以下の研究を行う。 イ、地層処分の安全性に係わる基本的考え方に関する研究 将来世代への負担、将来世代への影響、国境外への影響の他、モニタリングや標識、記録等の制度的管理、再取り出し等。 ロ、地層処分の安全評価、基準・指針等に係わる基本的考え方に関する研究 安全評価の対象となる事象、安全評価シナリオ、評価尺度、評価期間、サイト要件等。 ハ、安全評価、基準・指針等の設定手順、設定方法等の検討</p>
<p>【研究成果】 研究のアプローチとして上記「研究内容」の各項目について個々に検討するのではなく、各項目を検討する上での基本的な考え方となる我が国における地層処分の安全確保の考え方に関する体系的な整理を行うこととした。 我が国における地層処分の安全確保の考え方は、長期にわたって高レベル放射性廃棄物による影響が人間の生活環境に及ばないようにするために、適切な地質環境（探査可能な天然資源が存在せず、かつ火山活動や地殻変動等の天然現象の影響が小さい安定な地域や岩盤）を選定した上で、そこに多重バリアシステム（ガラス固化した廃棄物に人工的な安全対策を施した人工バリアの安全防護機能と地質環境が備える隔離性・包蔵性を組み合わせた多層の防護システム）を構築することに基づいている。 安全性は以下の3つの手段を組み合わせ、それぞれに求められる要件を満たすことによって確保される。 ①サイト選定 - 接近シナリオ（高レベル放射性廃棄物と人間との距離の接近により人間に影響が及ぶ可能性を生ずるシナリオ）を避ける。 - 人工バリアシステムが設計で期待される機能を発揮し得る地質環境条件を与える。 ②処分場の設計 - 人工バリアシステム・処分施設における初期の欠陥がないようにする。 - サイト選定により与えられた地質環境条件の下で人工バリアシステムが機能を発揮し得る処分場の設計条件を与える。 ③安全評価の枠組み - 地層処分システムの性能に関する要件は、システム全体の安全性について示されるものであり、個々のバリアや処分場の置かれる基盤岩の特徴に焦点をあてる場合は補完的なものと考えらるべきである。 地層処分研究開発の第1次技術報告書[1] やそれ以降の研究成果をふまえ、上記要件を取り扱う上での課題とその対処法について以下のように整理した。 ①サイト選定 - 接近シナリオとして避けるべき現象・事象は何か。⇒火山/火成活動、断層活動、著しい隆起・侵食といった天然現象と人間侵入。 - どのように上記現象・事象は避け得るか。⇒天然現象の地域性、活動範囲の移動や地殻変動の規則性に関する過去の地質学的記録に基づく将来の活動の類推。人間が探査する可能性のある天然資源の存在する地域のマッピング。 - 人工バリアシステムの機能を発揮させるためにどのような地質環境条件が必要か。⇒好ましい地下水化学（還元条件等）、低い地下水流量、岩盤の力学的安定性。 ②処分場の設計 - どのように人工バリア・処分施設の初期・欠陥を防止できるか。⇒品質保証/品質管理体系の整備。人工バリアシステムの製作・施工、処分場の建設・閉鎖、モニタリング。 - 人工バリアの機能を発揮するためにどのように処分場を設計すべきか。⇒オーバーバックが水とふれるのを防ぐ。人工バリア内で地下水の流れを遅くする。ベントナイトの変質を避けるため、処分場の温度を100℃未満とする。オーバーバックは少なくとも1000年間健全性を維持する。ベントナイトがコロイドバリア機能をもつ。 ③安全評価の枠組み - 安全性の評価期間はいつまでとするか。⇒地質環境の長期安定性、高レベル放射性廃棄物の潜在的毒性、将来の人間環境と人間の生活様式の変化に伴う不確実性などより、総合的に検討。 - 安全性の主な評価指標は何か。⇒線量/リスクとし、時間に伴う不確実性に影響され難い補完的な安全指標について検討。 - 防護目標をどのレベルに設定するか。⇒国際的な考え方の導入。天然の放射線との比較。 - 安全評価シナリオをどのように抽出するか/シナリオの網羅性をどのように判断するか。⇒システムの理解、専門家の判断、国際比較に基づく。 - どのようにシナリオを評価するか。⇒シミュレートする方法と定式化（スタイライズ）する方法。後者は、様々な可能性の中から合理的な安全評価が行えるようにシナリオを設定するものであり、将来の人間活動が及ぼす処分システム性能への影響や、地層処分が及ぼす将来の人間環境における放射線学的影響を評価するシナリオがこれに該当する。 - どのようにモデルやパラメータ値の妥当性を評価するか。⇒実験結果との比較、ナチュラルアナログとの比較に基づく。妥当性を判断するためのクライテリアの検討が必要。 上記の対処法のうち、評価期間、安全指標、定式化されたシナリオ、モデル・パラメータ値の妥当性評価のためのクライテリアについては、科学的・技術的な検討だけでは結論が得られない特徴を有しており、規制側の判断を含めて解決していくべき課題と考える。 以上の成果により、「研究内容」のイ、として、地層処分の安全確保の要件をサイト選定、処分場の設計、安全評価の枠組みの3つに分けて明らかにし、ロ、として、イ、の安全確保の要件を取扱う上での課題とその対処法について整理でき、ハ、として、ロ、の課題の対処法について科学的・技術的な検討により対処できるものと、規制側の判断を含めて解決していくべきものとに分類できた。</p> <p>【参考文献】 [1] 動燃事業団(1992)：高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書—平成3年度一、PNC TN 1410 92-081</p> <p>【公開資料】 (1)Miyahara, K., Umeki, H., Masuda, S. (1997): Development of a Scientific and Technical Basis for Regulating Geological Disposal through Generic Assessment, Proceedings of OECD / NEA Workshop of Regulating the Long-Term Safety of Radioactive Waste Disposal (in preparation).</p>

安全研究 年次計画登録 研究課題	安全評価シナリオに関する研究			分類番号 2. - (2)
実施研究課題 (Title)	安全評価シナリオに関する研究 (Study on Scenario Development for Safety Assessment of HLW Disposal System)			
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation: PNC)			
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	油井 三和 (Mikazu YUI)、菅野 毅 (Takeshi KANNO)、牧野 仁史 (Hitoshi MAKINO)、 谷口 直樹 (Naoki TANIGUCHI) 東海事業所 環境技術開発部 (Waste Technology Development Division, Tokai Works) 梅木 博之 (Hiroyuki UMEKI)、内藤 守正 (Morimasa NAITO)、宮原 要 (Kaname MIYAHARA) 本社 環境技術開発推進本部 (Radioactive Waste Management Project, Head Office)			
キーワード Key Word	シナリオ scenario	事象、フェイズ、特性 FEP	シミュレーション simulation	
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず	
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】				
<p>イ. 処分システムの安全性に影響を与える可能性のある事象、プロセス、特性及びそれらの因果関係の現段階の知見に基づく抽出・グルーピングを行い、シナリオの構成要素の整備について見通しを得た。</p> <p>ロ. 抽出・グルーピングされた事象、プロセス、特性の因果関係に基づく組み合わせを計算機上に展開するシステムの開発に着手し、プロトタイプ作成・試運用により地下水移行シナリオ設定のための有効な手法であることの見通しを得た。</p> <p>ハ. 想定される地下水移行シナリオを網羅的に解析評価するための感度解析手法及び火成活動などの天然事象に関するシナリオを定量的に解析するための手法の検討を行い、処分システムの長期挙動の予測への適用について見通しを得た。</p>				
【進捗状況 (平成8年度)】				
<p>イ. 処分システムの安全性に影響を与える可能性のある事象、プロセス、特性を、既存の知見・データを取り込みつつ抽出・グルーピングするとともに、それらの因果関係及び抽出やグルーピングの根拠等の補足的な情報のまとめを試行した。</p> <p>ロ. 抽出・グルーピングされた事象、プロセス、特性に係わる情報及びそれらの因果関係に係わる情報を入力することにより、事象、プロセス、特性の組み合わせをグラフィカルに表示しかつ関連情報を適切に管理する計算機システムの開発に着手し、そのプロトタイプシステムを作成した。</p> <p>ハ. 人工バリア中の核種移行挙動を網羅的に解析評価し、重要な要因の抽出と感度構造の明確化を行うための包括的な感度解析手法の要素開発を行い、試運用を通じて各要素の適用性を明らかにした。また、火成活動を例として天然事象に起因するシナリオを定量的に解析するための手法の開発とその手法に基づく具体的な解析を行うとともに、地震/断層活動等の天然事象に関するシナリオを対象として定量的な解析手法の検討を行った。</p>				
【使用主要施設】				
地層処分基盤研究施設 環境技術開発推進本部				
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所 属) 環境技術開発推進本部 処分研究グループ (氏 名) 主幹 梅木 博之	

【研究目的】

我が国の自然環境、社会環境等の諸条件を考慮して安全評価の対象とすべき評価シナリオの検討を行い、地層処分 of 長期的な安全性を評価することに資する。

【研究内容】

地層処分システムに係わる研究開発の進展に対応して、各段階における安全評価で対象とすべき評価シナリオを設定するため、以下の研究を行う。

イ. 我が国の自然環境、社会環境、処分システム概念等を考慮するとともに最新の知見・データを取り込みつつ、処分システムの安全性に影響を与える可能性のある事象、プロセス、特性等を抽出・グルーピングし、相互の因果関係を明確にすることにより、シナリオの構成要素を整備する。

ロ. 抽出された事象、プロセス、特性を、その因果関係に基づき適切な手法・判断基準を用いて組み合わせることにより、基本ケースの変動を含めた地下水移行シナリオを設定する。

ハ. 設定されたシナリオに関して、処分システムの長期挙動を予測するための適切なシミュレーション手法の開発・整備を行う。

【研究成果】

イ. 処分システムの安全性に影響を与える可能性のある事象(Events)、プロセス(Processes)、特性(Features) (以下「F E P」) を、地層処分システムを構成する場(ガラス固化体、オーバーバック、緩衝材、ニアフィールド母岩、ファーフィールド母岩、生物圏)と特性・プロセス(場の特性、熱的現象、水理学的現象、力学的現象、化学的現象、放射線学的現象、物質移動現象、システムの擾乱となる現象)を軸として、それぞれF E Pの集合体としてグルーピングし(階層F E Pマトリクス: 図1)、更に、必要に応じて下位のF E Pを設けた。このような整理により、システム挙動の理解、網羅性のチェック、専門分野間のコミュニケーション、研究の進展による変更、が容易になると考える。また、緩衝材及びオーバーバックに係わる主要F E Pについて、現在の知見・データに基づいて、①F E Pに関する記述、②F E Pに対するモデル化に関する記述、③それらの根拠となる文献リスト、④諸外国での取扱い、に関する情報(個別F E P情報)をF E P間の因果関係に関する情報を含めてまとめ、それらに関連する階層F E Pマトリクス及び下位のF E Pのそれぞれに付与した。

ロ. F E Pの因果関係を視覚的に表現するインフルエンス・ダイアグラムの作成にあたっては、取り扱うF E Pの数が膨大になることから、計算機による支援が不可欠であり、また、各F E Pとそれらの因果関係に個別F E P情報を計算機上で関係付けることにより、相互の情報を効率的に引き出すことが可能になる。更に、個別F E P情報の変更履歴を計算機上で管理することにより、シナリオ設定に係わるプロセスを明確化することが可能になる。そこで、F E P及びその個別F E P情報を計算機上に展開するシステム(F E P情報データベースシステム)の開発に着手し、本年度整理した緩衝材とオーバーバックに係わるF E P及びその個別F E P情報を対象としたプロトタイプシステムを作成した。本プロトタイプシステムでは、複数のF E Pレベルでインフルエンス・ダイアグラムを作成する機能が実現されている(図2)。本システムの開発を進めることにより、専門家を交えたF E P内容の議論及びその結果のシナリオ設定への反映が容易になると考える。

ハ. 人工バリア中の核種移行挙動について、入力と出力の感度構造を網羅的に調査するとともに、重要な因子をもれなく抽出するための感度解析手法として、汎用関数を用いて様々な現象を柔軟に取り込むことのできる解析モデルの開発・整備、統計的解析のためのプレ処理機能の開発及び解析結果の分析機能の開発を行った。特に、解析結果の分析機能として、局所線型回帰によるクラスター分析(類似した解析結果のグルーピング)と各クラスターについての主成分分析(重要因子の抽出)を組み合わせた処理手法を開発した。また、開発した感度解析手法を用いた約1000ケースの予察解析を通じて、プレ処理、主解析及び解析結果の分析の各機能の適用性を確認するとともに、複数の因子が変化する場合の人工バリア中の核種移行挙動について効率的に重要因子を抽出できることを確認した。開発された手法は、上記イ.でのシナリオの絞り込みにも活用可能である。

また、天然事象に起因するシナリオを定量的に評価するための手法の開発として、火成活動に起因する処分システムを取り巻く環境条件の変化についての検討を行うとともに、その環境条件の変化を取り込んだ例示的な核種移行解析を行った。また、地震/断層活動及び隆起/浸食活動に起因するシナリオを対象として、処分システムを取り巻く環境条件の変化の定量的な取扱いに関する検討を行った。

【公開資料】

- (1) 梅木博之、内藤守正、宮原要、油井三和、菅野毅、谷口直樹 : 動燃事業団におけるF E Pデータベースの現状、PNC TN1420 96-012、1996
- (2) 動燃事業団 : 地層処分研究開発の現状(平成8年度)、PNC TN1410 96-071、pp.96-99、1996

安全研究 年次計画登録 研究課題	地質環境の長期安定性に関する研究				分類番号 2. - (3) -
実施研究課題 (Title)	地質環境の長期安定性に関する研究 (Study on Long-term Stability for Geological Environment)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	湯佐泰久 (Yasuhisa YUSA), 中司 昇 (Noboru NAKATSUKA), 石丸恒存 (Tsuneari ISHIMARU), 梅田浩司 (Koji UMEDA), 藤原 治 (Osamu FUJIWARA) 東濃地科学センター 地質安定性研究室 (Neotectonics Research Section, Tono Geoscience Center)				
キーワード Key Word	地震/断層運動 seismicity/faulting	火山活動 volcanic activity	隆起/沈降運動 uplift/subsidence	海水準変動 sea-level change	
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	火山活動が地層処分システムに及ぼす影 響に関する研究 ロスアラモス国立研究所 (米国)		
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験	該当せず		
【成果の達成レベル】					
<p>イ. 自然環境の変化予測に必要なデータの収集 気候・海水準変動、隆起・沈降、侵食、断層運動、火山活動に関するデータを収集・解析を行い、我が国における各事象の発生の地域性や周期性などについて取りまとめるなど、所期の成果を得た。</p> <p>ロ. 長期変動予測モデルの開発 地殻変動のモデル化手法についての調査を行い、我が国における地殻変動について長期変動予測モデルの開発についての見通しを得た。</p> <p>ハ. 処分場環境の長期的変化に関するデータの収集 断層運動および火山活動に関するデータを収集し、それらの天然事象が処分場環境に及ぼす影響の規模と範囲について所期の成果を得た。</p>					
【進捗状況 (平成8年度)】					
<p>イ. 自然環境の変化予測に必要なデータの収集 (a)火山活動、(b)断層運動、(c)隆起・沈降、(d)侵食に関するデータを収集・解析した。</p> <p>ロ. 長期変動予測モデルの開発 地殻変動のモデル化手法についての調査を行い、我が国の地殻変動の長期変動を予測するためのモデルを構築した。</p> <p>ハ. 処分場環境の長期的変化に関するデータの収集 火山活動による岩盤の破碎および熱の広がり把握するため、岐阜県北部の火山を対象としたリニアメント解析、変質帯調査、古地磁気測定を実施した。また、野島断層 (淡路島) の活動前後の地下水流動を把握するため、二次元応力-水連成解析を実施した。</p>					
【使用主要施設】					
東濃地科学センター					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所 属) 環境技術開発推進本部 地層科学研究グループ (氏 名) 主幹 山崎真一		

【研究目的】

地質環境の長期安定性に影響を及ぼす事象を抽出し、各事象の発生頻度及び影響の規模等を把握することによって、地層処分の長期的な安全性を評価することに資する。

【研究内容】

地質環境の長期挙動を予測するうえで影響を与える事象を対象として、系統的に情報を収集するとともに、事象の長期変動予測モデルの開発を行う。さらに、それらの事象が岩盤力学的、水理学的、地球化学的な処分場環境に及ぼす影響の規模や範囲に関するデータを収集する。

- イ. 自然環境の変化予測に必要なデータの収集
地質環境（地下水、地質構造）の変動等に影響を及ぼす気候・海水準変動、隆起・沈降・侵食、断層運動、火山活動に関するデータを収集する。
- ロ. 長期変動予測モデルの開発
収集したデータ等を基にして、これらの事象の長期変動を予測するモデルを作成・高度化する。
- ハ. 処分場環境の長期的変化に関するデータの収集
安全評価の対象としている処分場環境が自然環境の変動に伴いどのように変化するかを予測するため、天然事象が岩盤力学的、水理学的、地球化学的な処分場環境に及ぼす影響の規模や範囲に関するデータを収集する。

【研究成果】

深部地質環境の科学的研究により、上記の研究内容に関して、以下の成果が得られた。

- イ. 自然環境の変化予測に必要なデータの収集
 - (a) 東北日本の第四紀火山の時間的・空間的分布を把握するため、分布、規模、年代に関するデータを収集した（図 1）。
 - ・ 第四紀以降に活動した火山は、七つの火山地域に限られることが把握できた⁽¹⁾。
 - ・ 背弧側の火山活動には、少なくとも 300 万年間の休止期間が存在することが明らかになった⁽¹⁾。
 - ・ 成層火山の多くは、150 万年以降に形成されたことが明らかになった⁽²⁾。
 - (b) 断層活動の時間・空間的な変遷を把握するため、事例研究として東北地方の逆断層（千屋断層）を対象に、試錐調査ならびに地下構造探査を実施した。
 - ・ 試錐調査により、千屋断層の約 3 万年以降の平均変位速度は、1.0 ～ 1.4m/千年と見積もられた。
 - ・ 反射法地震探査、精密重力探査、空中物理探査（電磁・磁気・γ線）により、地下 1 ～ 2 km 程度までの断層およびその周辺の地下構造が推定できた。
 - ・ 上記結果より、活断層帯での断層活動は、数十万年前以降、限られた範囲内で繰り返し活動していることが示唆された。
 - (c) 海溝周辺で発生する巨大地震に対する津波堆積物を利用した再来間隔の推定法について、相模トラフ周辺において有効性の検討を行った。
 - ・ 地表調査とボーリング調査による津波堆積物の識別法を開発し、完新世の地震に対応する津波堆積物を発見した⁽⁴⁾。
 - ・ 津波堆積物は海底地震の発生時期の推定法として各地の沖積低地への応用が期待されることが明らかになった。
 - (d) 侵食速度の地域性を把握するため、過去数 10 万年間の丘陵や山地における侵食速度について、代表的な地域の野外および文献調査を実施した。
 - ・ 侵食速度は、地域や基盤の岩石の種類に関わらず、時間とともに低下する傾向があることが明らかになった（図 2）。
 - ・ 丘陵地は侵食によって 10 万年で 10m 程度も平均高度が低下し、谷によって約 30 ～ 60m 下刻される。
 - ・ 隆起速度が大きい山岳地帯は大きな侵食速度が長期間継続し、累積侵食量が大きくなる（日本アルプスの事例では 10 年で 200m 程度）ことが把握できた。
- ロ. 長期変動予測モデルの開発
プレート運動にともなう地殻の歪、応力および破壊の分布とそれらの時間変化を把握するための数値解析モデルを開発する作業を実施した。解析には接触面の変形を扱うためのマスタースレープ法を含む Updated Lagrangian により定式化された有限要素法を用いた。
- ハ. 処分場環境の長期的変化に関するデータの収集
 - ・ 岐阜県北部の水鉛谷給源火道周辺においてリニアメント調査、変質帯調査、古磁気測定を実施し、同火山の最大規模の活動（大町火山灰の噴出）による力学的な影響範囲は、火道から数十 m 程度であることが把握できた⁽³⁾。
 - ・ 淡路島の野島断層（1995 年兵庫県南部地震の際に活動した断層）を対象に、2 次元応力・浸透連成解析手法による地下水流動解析を実施した。兵庫県南部地震直後に野島断層近傍で新たな湧水が発生した要因として、断層破砕帯の透水性の増大や地盤中の過剰間隙水圧の発生・消散などの可能性が示唆された。
 - ・ 氷期に永久凍土が形成される範囲と深度について文献調査を行った。その結果、最終氷期には本州の山岳地帯と北海道に永久凍土が分布することが示唆された。また、永久凍土は層厚が年平均気温によって変化し、最終氷期最盛期の北海道中部（大雪山）の例では、永久凍土の層厚が 110m 程度に達したことが明らかになった。

【公開資料】

別添に示す。

「地質環境の長期安定性に関する研究」

- (1) 林信太郎, 梅田浩司, 伴 雅雄: 東北日本, 第四紀火山の時空分布(1), -背弧側への火山活動域の拡大-, 日本火山学会秋季大会予稿集, 2, p. 88 (1996)
- (2) 梅田浩司, 林信太郎, 伴 雅雄: 東北日本, 第四紀火山の時空分布(3), -第四紀火山活動と地殻構造およびテクトニクス-, 地球惑星科学関連学会合同大会予稿集, p. 356 (1997)
- (3) 齊藤 宏, 棚瀬充史, 梅田浩司: 噴火活動による地質環境への影響調査(その1) -岐阜県北部, 水鉛谷給源火道周辺のリニアメント解析-, 地球惑星科学関連学会合同大会予稿集, p. 601 (1997)
- (4) 藤原 治, 増田富士雄, 酒井哲弥, 布施圭介, 斎藤 晃: 房総半島南部の完新世津波堆積物と南関東の地震隆起との関係, 第四紀研究, 36, pp. 73-86 (1997)
- (5) 石丸恒存, 酒井隆太郎, 伊東 守, 古屋和夫, 児玉敏雄: 野島断層の活動に伴う周辺地下水環境の変化に関する数値解析的検討, 地球惑星科学関連学会1997年合同大会予稿集, H42-P03, p. 602 (1997)
- (6) 酒井隆太郎, 石丸恒存, 佐藤比呂志, 今泉俊文, 池田安隆, 佐々木進, 佐藤 徹: 千屋断層(秋田県千畑町)を対象とした空中物理探査, 地球惑星科学関連学会1997年合同大会予稿集, B21-15, p. 54 (1997)
- (7) 佐藤比呂志, 今泉俊文, 池田安隆, 三ヶ田均, Orgren, C., 戸田 茂, 堤 浩之, 越谷 信, 野田 賢, 東郷正美, 伊藤谷生, 宮内崇裕, 河村知徳, 鈴木啓文, 石丸恒存, 酒井隆太郎, 米田茂夫, 久保田裕史, 井川 猛: 千屋断層の地下構造・スリップレートに関する総合調査(中間報告), 地球惑星科学関連学会1997年合同大会予稿集, B21-14, p. 54 (1997)
- (8) 藤原 治, 増田富士雄, 酒井哲弥, 岡崎浩子, 斎藤 晃, 鈴木俊秀: 海浜堆積物からみた下総台地の隆起運動像, 堆積学研究, 43, pp. 39-46 (1997)

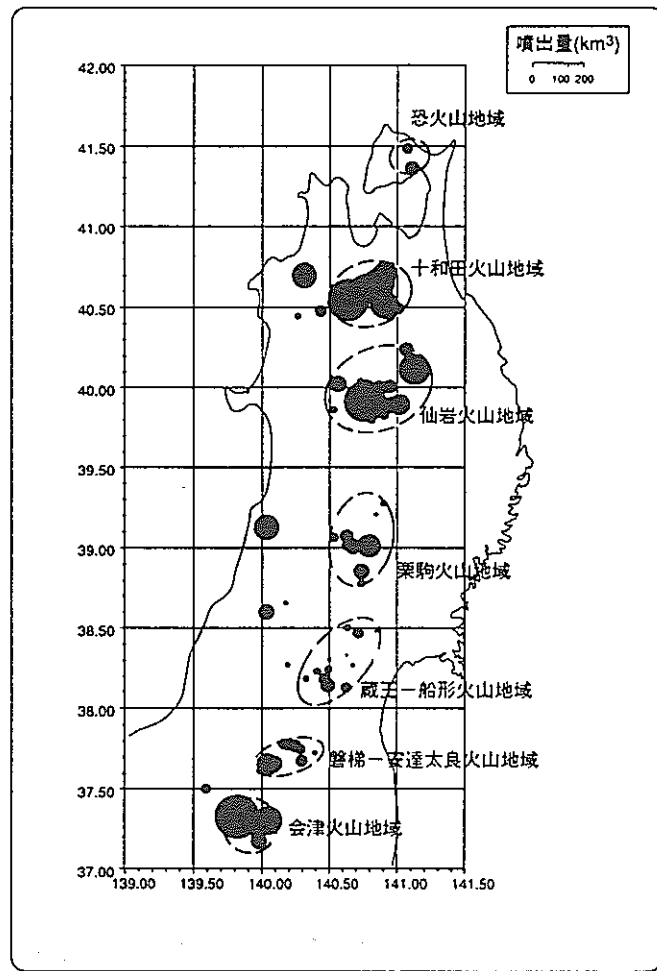


図1 東北日本における第四紀火山の分布と噴出量

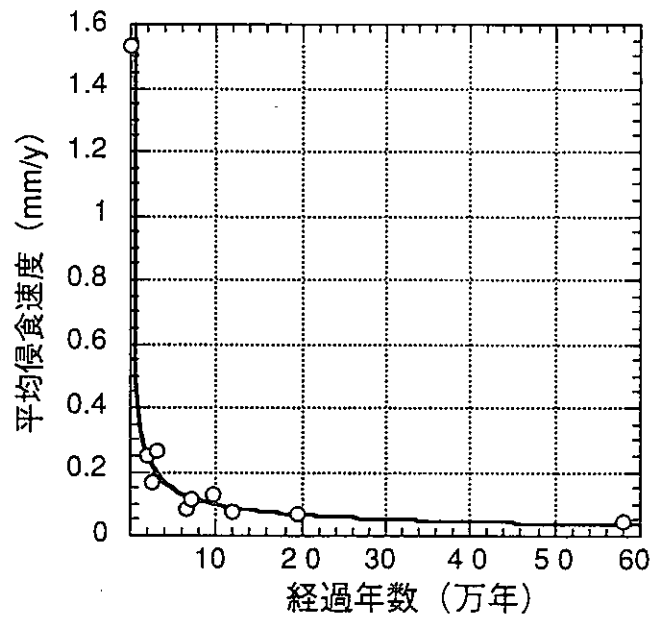


図2 平均侵食速度と経過年数との関係（宮崎（砂礫層）の例）

安全研究 年次計画登録 研究課題	人工バリア要素の安全性に関する研究			分類番号 2. - (4) -
実施研究課題 (Title)	人工バリア要素の安全性に関する研究 (Study on The Performance of Engineered Barrier System Components)			
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : P N C)			
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	石川博久(Hirohisa ISHIKAWA), 油井三和(Mikazu YUI), 亀井玄人(Gento KAMEI), 芦田敬(Takashi ASHIDA) 本田明(Akira HONDA), 柴田雅博(Masashiro SHIBATA), 澁谷朝紀(Tomoki SHIBUTANI), 三ツ井誠一郎(Seiichirou MITSUI), 小田治恵(Chie ODA), 谷口直樹(Naoki TANIGUCHI), 能登屋信(Shin NOTOYA), 濱田啓示(Keishi HAMADA), 小原幸利(Yukitoshi KOHARA), 高橋知子(Tomoko TAKAHASHI) 東海事業所 環境技術開発部 (Waste Technology Development Division, Tokai Works)			
キーワード	廃棄物ガラス	オーバーパック	ベントナイト	
Key Word	wasete glass	overpack	bentonite	
研究期間	平成 8 年度 ~ 平成 12 年度		関連する国際共同研究課題及び実施機関	該当せず
関連する解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず
<p>【成果の達成レベル】 ガラス固化体に関する研究については、実ガラスの浸出試験を実施し、浸出核種のコロイド形成について所期の成果を得た。また、天然環境での新たな長期浸出試験に着手した。 炭素鋼オーバーパックについては低酸素濃度下において浸漬試験を行い還元条件下における短期の腐食速度について所期の成果を得た。チタンオーバーパックについては再不動態化法によるすきま腐食生起臨界条件の調査を行い、局部腐食生起条件について見通しを得た。 ベントナイトの変質に関しては、鉄との共存を考慮して、鉄のベントナイト主成分鉱物（スメクタイト）への吸着現象に関する知見を得た。 また、放射性核種の緩衝材中移行モデルに関しては、一部の元素は、ベントナイトへの吸着がイオン交換と表面錯体を考慮することでモデル化が可能であることの見通しを得た。</p>				
<p>【進捗状況（平成 8 年度）】 ガラス固化体に関する試験として、実高レベルガラス固化体の浸出試験を実施し、浸出液中の核種のコロイド粒径分布測定を行い、結果を取りまとめた。また、処分環境に近い天然環境下にて、オーバーパック材料（鉄）およびベントナイトを共存させた条件での模擬ガラス固化体の長期浸出試験を開始した。 オーバーパックの耐久性に関する試験として、炭素鋼オーバーパックについては極低酸素濃度下における浸漬試験を実施している。8 年度は短期の試験により腐食速度を評価した。長期の腐食速度については浸漬試験を継続している。チタンについては局部腐食の生起条件を把握することを目的としてすきま腐食生起臨界条件を再不動態化法により評価している。8 年度はすきま腐食生起臨界電位の溶液条件に対する依存性等を確認した。 ベントナイトの変質に係わる室内試験として、ベントナイトが鉄と共存する際のベントナイトの変化を調べる為に、ベントナイトへの鉄の吸着試験を実施した。 放射性核種の緩衝材中移行モデルの確立に資するために、8 年度は Pb のベントナイトへの吸着に対して、イオン交換と表面錯体を考慮したモデル化を行った。 緩衝材と地下水の相互作用のモデル確認の為に、pH 指示薬担持樹脂を用いた、圧縮ベントナイト間隙水の pH 直接測定試験を開始した。</p>				
<p>【使用主要施設】 高レベル放射性物質研究施設 地層処分基盤研究施設</p>				
連絡先	〒 107 ☎ 03-3586-3311 東京都港区赤坂 1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所 属) 環境技術開発推進本部 処分研究グループ (氏 名) 主幹 梅木 博之	

【研究目的】

地層処分で想定される各種環境条件の下で、固化体、オーバーパック、緩衝材等の核種封じ込め機能等に関する試験研究を行うとともに、人工バリアシステム全体の安全評価手法を開発し、処分システムの安全評価に資する。

【研究内容】

イ. 安全評価モデルの確立

処分環境雰囲気、地下水の流れ、共存物質（キャニスタ、オーバーパック、緩衝材）等処分環境を考慮した条件でガラス固化体の浸出実験及びオーバーパックの腐食試験を実施し、長期耐久性評価モデルを確立する。また、ベントナイトの変質に係わる室内実験結果と天然において実際に変質したベントナイトの調査結果の比較を行い、ベントナイトの変質による性能劣化の定量的評価を行う。さらに、緩衝材と地下水の相互作用を評価するとともに、放射性核種の緩衝材への吸・脱着機構に基づき、放射性核種の緩衝材中移行モデルを確立する。これらの成果に基づき、人工バリアシステムを総合的に考慮した安全評価モデルの開発を行う。

【研究成果】

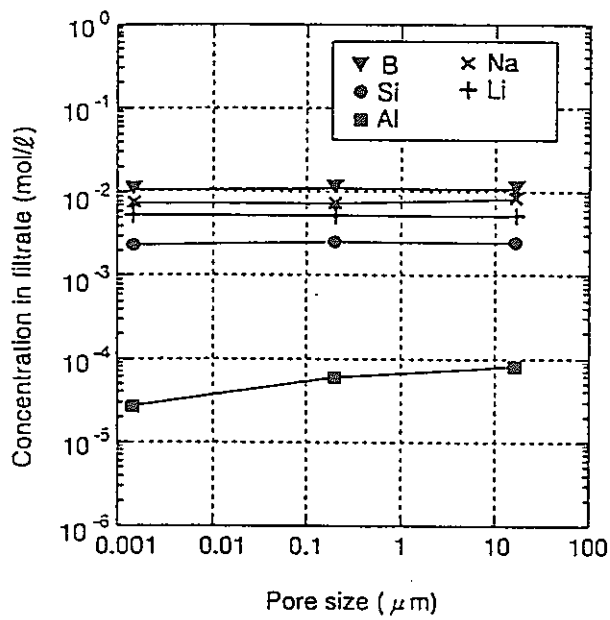
実高レベルガラス固化体の浸出試験後の浸出液に対し、フィルターの孔径を変えて、連続的な濾過を行い、浸出液中の核種の粒径分布測定を行った。その結果、Pu, Am, Cm, Euはコロイド（約1nm～1μm）を形成するが、Cs, Sb, Npはコロイドを形成せずに溶質として存在することがわかった（図1）。ベントナイトがコロイドを濾過する効果を有することを考慮すると、本試験結果は、溶解度の評価の為の試験において、固液分離手法の評価が重要であることを示している。

オーバーパックについては候補材料である炭素鋼およびチタンについて処分環境下での腐食挙動を調査した。炭素鋼については還元条件下における腐食速度を評価することを目的として極低酸素濃度下において、浸漬期間1年までの短期試験を実施した。その結果、還元条件下では腐食速度は時間とともに低下し、1年後には 10^{-3} mm/年のオーダーになることが確認された（図2）。また、低酸素濃度下では炭素鋼の腐食速度への塩化物イオン、炭酸/炭酸イオン濃度、pHの顕著な影響は認められなかった。チタンオーバーパックについては局部腐食の生起条件を把握することを目的としてすきま腐食再不動電位（ E_R ）の測定を行った。 E_R は塩化物イオン濃度の上昇とともに卑化することが確認された。 E_R への硫酸イオン濃度、炭酸/炭酸イオン濃度、pHの顕著な影響は認められなかった。また、Grade2チタン（純チタン）よりもGrade12チタン（合金）の方が E_R は貴であり、すきま腐食に対する耐食性が優れていることが確認された（図3）。

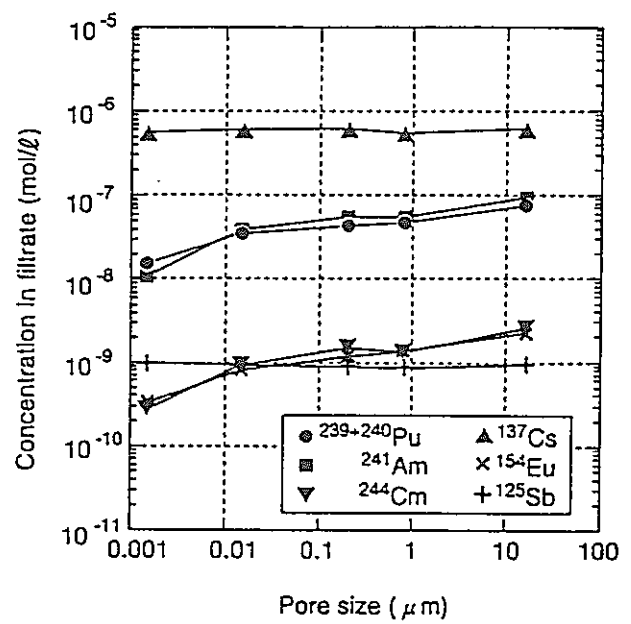
ベントナイトが鉄と共存する際のベントナイトの変化を調べる為に、ベントナイト主成分鉱物であるスメクタイトへの鉄の吸着試験を実施した。共存鉱物を可能な限り除去し、交換性陽イオンをNa型に調整したスメクタイトを用いて、雰囲気制御グローブボックス（酸素濃度1%以下）内の還元条件下で Fe^{2+} イオンの吸着・脱着試験を実施し、さらに、鉄吸着スメクタイトの湿度制御X線回折を行うことで、鉄の吸着はスメクタイト層間のイオン交換反応であることを明らかにした。また、吸着試験の交換等温線から選択係数（ $\log K_{Fe,Na} = 1.1$ ）の導出を行うことで、スメクタイトの鉄型化変質の評価および地球化学モデルを用いた緩衝材の間隙水化学の推定に鉄のイオン交換を取り入れることが可能となった。

【公開資料】

- (1) KOHARA, Yukitoshi, ASHIDA, Takashi, YUI, Mikazu : A Study on Characterization of Colloids in Leachate from Fully Radioactive Waste Glass. Journal of Nuclear Science and Technology (in Printing)
- (2) 濱田啓志, 谷口直樹, 石川博久: 高レベル放射性廃棄物処分におけるチタン材料のすきま腐食発生臨界条件の評価, 第43回腐食防食討論会講演集A-302 (1996)
- (3) 谷口直樹, 本田明, 石川博久, 藤原和雄: 低溶存酸素濃度下における炭素鋼オーバーパックの腐食速度の実験的検討, 第43回腐食防食討論会講演集A-303 (1996)
- (4) 高橋知子, 小田治恵, 柴田雅博, 亀井玄人: Na型スメクタイトに対する Fe^{2+} の吸着・脱着, 動燃技術資料 (準備中)



(a) ガラス構成元素



(b) 放射性核種

図1 実ガラス浸出液中のガラス構成元素と放射性核種のろ液中濃度とフィルター孔径の関係

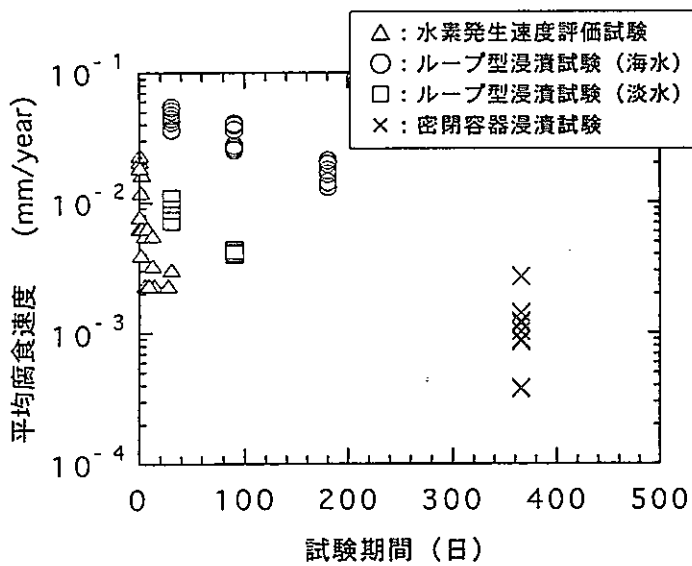


図2 低溶存酸素濃度下での平均腐食速度の経時変化

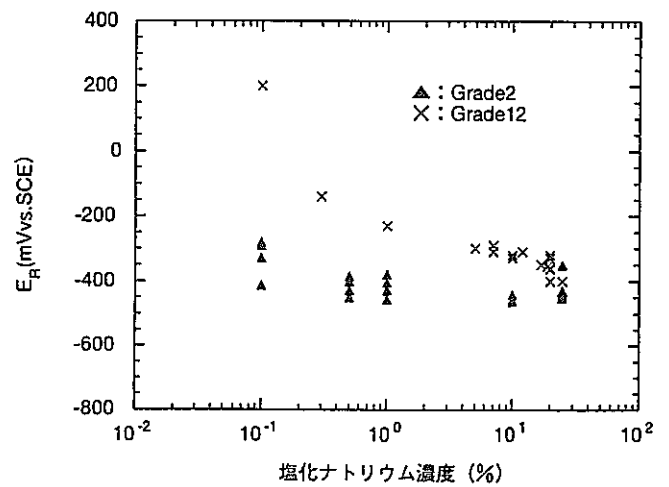


図3 腐食再不動態化電位(ER)に及ぼすNaCl濃度の影響

安全研究 年次計画登録 研究課題	人工バリア中核種移行評価に係わるデータベースの整備			分類番号 2. - (5) -
実施研究課題 (Title)	人工バリア中核種移行評価に係わるデータベースの整備 (Database Development for The Radio-Nuclide Transport in The Engineerd Barrier System)			
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : P N C)			
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	石川博久(Hirohisa ISHIKAWA), 油井三和(Mikazu YUI), 柴田雅博(Masahiro SHIBATA) 澁谷朝紀(Tomoki SHIBUTANI), 佐藤治夫(Haruo SATO), 牧野仁史(Hitoshi MAKINO) 澁谷早苗(Sanae SHIBUTANI) 東海事業所 環境技術開発部(Waste Technology Development Division, Tokai Works)			
キーワード Key Word	熱力学データベース thermodynamic database	溶解度 solubility	分配係数 distribution coefficient	拡散係数 diffusion coefficient
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず	
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】				
<p>イ. 熱力学データベースの整備 性能評価上重要な22元素のうち、予定されていた元素に関しては、既存データの評価によるデータの見直しを行うとともに、溶解度試験を行い、データベースの整備を実施し、所期の成果を得た。</p> <p>ロ. 分配係数、拡散係数等のデータベース整備 性能評価上重要な22元素のうち、予定されていた元素に関しては、既存データの調査、データベース化を終了し、所期の成果を得た。また、関連するデータ取得に関しては、Ra, Pd, Pa, Ac の吸着試験および還元条件下でのSeの拡散試験を実施し、所期の成果を得たのみならず、緩衝材施工の観点から考慮されている材料組成や形態の変化や、評価上懸念されている事象を考慮した拡散試験を行い、異なった条件の材料中での拡散挙動に関する知見を得た。</p>				
【進捗状況(平成8年度)】				
<p>イ. 熱力学データベースの整備 性能評価上重要な22元素のうち、溶解度が重要となる21元素についてデータベースの見直し、整備を実施中である。8年度においては、Po, Ra, 等の9元素に対し、既存データの評価を行い、熱力学データベースの見直しを行った。また、Sn, Zr, Niについては、溶解度試験を実施し、試験結果を基に熱力学データを整備した。アクチノイド(Ⅲ価)に対しては、高イオン強度に適応可能な活量補正モデルを用い、データベースの整備を実施した。</p> <p>ロ. 分配係数、拡散係数等のデータベース整備 性能評価上重要な22元素に対して、分配係数、拡散係数に関する報告値の文献調査を行い、データベース化して整備を行っている。8年度においては、Sm, Pb 等の14元素について、文献調査を終了し、分配係数を実験条件とともにデータベースに入力し、データベースの整備を行った。また、拡散に関するデータも同様に、文献調査を行い、既存データのデータベース化を実施した。また、データベース整備の観点から、信頼性の高いデータが不足している元素を対象に、データ取得を実施している。8年度においては、ベントナイトへのRa, Pd, Pa, Ac の吸着試験を実施し、分配係数を得るとともに、還元環境下でSeの拡散試験を実施し、見掛けの拡散係数を得た。</p> <p>また、ベントナイトへの珪砂混合およびベントナイト圧密時のベントナイト粒径が、拡散挙動に与える影響を調べる試験を実施するとともに、ガス移行に伴って形成される可能性が考えられるベントナイト中の亀裂の拡散に与える影響を評価するため、予め亀裂を入れたベントナイトを用いた拡散試験を実施した。</p>				
【使用主要施設】				
地層処分基盤研究施設				
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		[所属] 環境技術開発推進本部 処分研究グループ [氏名] 主幹 梅木 博之	

【研究目的】

安全評価上重要な核種を対象にして、地下水中の溶解度、緩衝材への吸着に係る基本定数や拡散係数など人工バリア中の核種移行評価上主要なパラメータにおいて、データ取得を行い、処分システムの安全評価に資する。

【研究内容】

- イ. 酸化還元電位、炭酸ガス濃度等をパラメータにして、重要元素に関する溶解度データを取得するとともに、性能評価に必要な熱力学データベースを整備する。
- ロ. 雰囲気制御下においてベントナイト中の核種の分配係数、拡散係数等のデータを取得し、核種移行評価のためのデータベースを整備する。

【研究成果】

イ. 熱力学データベースの整備
 性能評価上重要な22元素のうち、Po, Ra, Ac, Th, Pa, U, Np, Pu, Am の9元素に対し、主に文献から収集したデータを基に、データの信頼性評価、確認データとの比較評価を行い、平成3年度報告書で用いた熱力学データベースの見直しを行った(図1)。さらに、Smについては、熱力学データ取得のための溶解度試験を実施し、信頼性の高いデータセットを整備した。また、Zr, Ni について、ベントナイト-水系で、データの確認のための溶解度試験を実施し、その結果を基に、Niについては、現実的で信頼性の高いデータセットを整備した。Zrについては、既存データが実測値を説明できなかった為、実測値に基づく保守的なデータセットを整備した。アクチノイド(Ⅲ価)に対しては、その代表としてAmを中心に、高イオン強度に適応可能な活量補正モデルを用い、データベースの整備を実施した。

ロ. 分配係数、拡散係数等のデータベース整備
 性能評価上重要な22元素のうち、Zr, Nb, Sb, Sm, Pb, Bi, Po, Ra, Ac, Th, Pa, Np, Am, Cm の14元素について、文献調査を終了し、分配係数および実験条件をデータベースに入力、整備した。また、拡散に関するデータも同様に、一部の元素について文献調査を行い、既存データのデータベース化を実施した。

Ra, Pd, について、イオン強度、pHをパラメータとして、ベントナイト(クニゲルV1: スメクタイト含有率50wt%)への吸着試験を実施した。また、Pa, Ac, については、還元条件で温度(21, 60℃)をパラメータとして吸着試験を行った。試験の結果、Raの分配係数は、イオン強度の増加とともに減少し、pHとともに増加する傾向を示した。また、Pa, Ac, の分配係数の明確な温度依存性は認められなかった。これらの、新たに得られたデータに関しても、データベースへの入力を実施した。

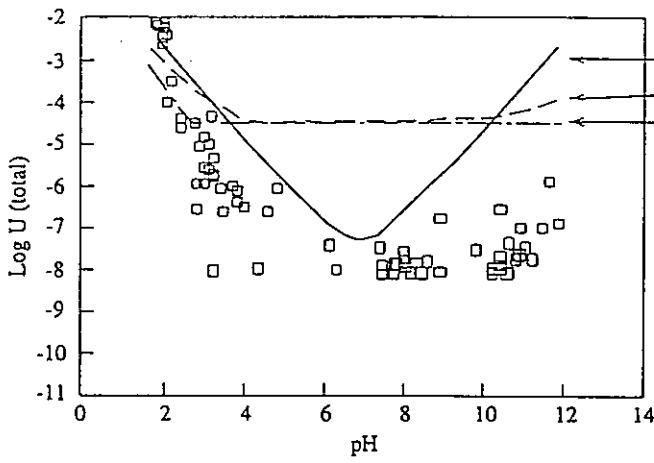
拡散に関しては、ベントナイト(クニゲルV1)に対し、還元環境下(-373mV~-363mV)および室温で、密度(0.8, 1.4, 1.8g/cm³)をパラメータにSeの拡散試験を行った。得られた拡散係数は $6.1 \times 10^{-11} \sim 4.3 \times 10^{-10} \text{ m}^2/\text{s}$ の範囲であり、密度の増加に伴って緩やかに減少した。還元条件下でのSeの支配化学種は HSe^- であると考えられ、同じ電荷をとる TcO_4^- とほぼ同程度の拡散係数が得られた(図2)。

ベントナイト中の拡散に与える珪砂混合の影響を評価するため、トリチウム水(HTO)の見掛けの拡散係数を珪砂混合ベントナイト(珪砂混合割合: 30及び50wt%)を用いて密度(0.8, 1.4, 1.8g/cm³)をパラメータとして測定した。その結果、拡散係数には大きな変化は見られず、珪砂の影響はないことが分かった。ベントナイトを調整する際の粒径の影響を把握するための試験も実施した。粒径を大きく調整した粒状ベントナイトを使用して、密度(0.8, 1.4, 1.8g/cm³)をパラメータとしてHTOの見掛けの拡散係数を測定した。その結果、粉末状のベントナイトとはほぼ同じ拡散係数が得られ、充填時のベントナイトの形態には影響されないことが分かった。

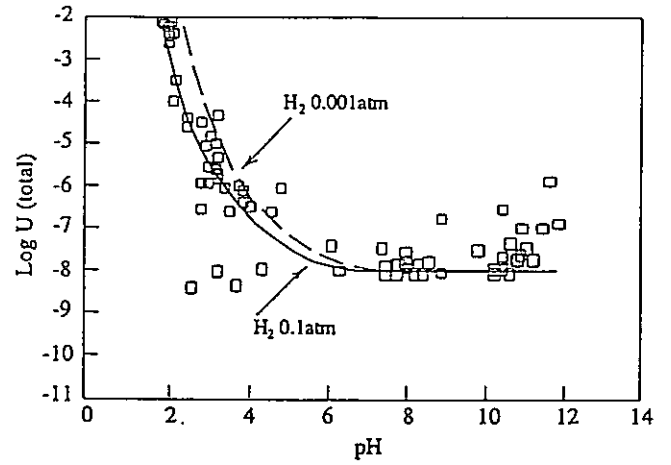
さらに、ガス移行に伴って形成される可能性が考えられるベントナイト中の亀裂の、拡散に与える影響を評価するため、予め亀裂を入れたベントナイトを作製(密度1.8g/cm³)しておき、含水期間(7及び28日)をパラメータとしてHTOの見掛けの拡散係数を測定し、含水修復性を評価した。その結果、亀裂がない場合の拡散係数と全て同じとなり、亀裂の影響は認められなかった。

【公開資料】

- (1) 澁谷早苗: 高レベル廃棄物地層処分システムの性能評価のためのNiに関する熱力学データ整備, 動燃技術資料 PNC TN 8410 96-257(1996).
- (2) 澁谷早苗: 高レベル廃棄物地層処分システムの性能評価のためのAmに関する熱力学データ整備, 動燃技術資料 PNC TN 8410 97-022(1997).
- (3) 油井三和・牧野仁史: Uに関する熱力学データベースの課題と整備, 動燃技術資料 PNC TN 8410 96-290(1996).
- (4) 佐藤治夫: 還元環境下でのベントナイト中のSeの拡散挙動, 動燃技術資料, PNC TN 8410 97-073(1997).
- (5) Sato, Haruo: Diffusion Behaviour of Se in Compacted Sodium Bentonite under Reducing Conditions, PNC Technical Report, PNC TN 8410 97-075(1997).
- (6) Sato, Haruo and Yui, Mikazu: Diffusion Behaviour of Se(-II) and Sm(III) in Compacted Sodium Bentonite, 'MIGRATION' 97 (to be presented).
- (7) SATO Haruo: Effect of Dry Density and pH on Diffusion for Sm in Compacted Sodium Bentonite, PNC Technical Report, PNC TN 8410 97-007(1997)
- (8) SATO Haruo and YUI Mikazu: Diffusion of Ni in Compacted Sodium Bentonite, Journal of Nuclear Science and Technology, 34 pp334~336.
- (9) SATO Haruo, YUI Mikazu and YOSHIKAWA Hideki: Ionic Diffusion Coefficients of Cs⁺, Pb²⁺, Sm³⁺, Ni²⁺, SeO₄²⁻ and TcO₄⁻ in Free Water Determined from Conductivity Measurements, Journal of Nuclear Science and Technology, 33, pp950-955.
- (10) 佐藤治夫、油井三和: 圧縮ベントナイト中での核種拡散挙動-Ni²⁺の見掛けの拡散係数の密度および温度依存性-, 日本原子力学会1996年秋の大会, L1
- (11) 動燃事業団: 地層処分研究情報交換会(INTEGRATE' 97)報告書, 添付3.2 PNC TN 1100 97-004(1997).
- (12) 動燃事業団: 地層処分研究開発の現状(平成8年度), PNC TN 1410 9671



a) 溶解度測定データ (Rai et. al. 1990) と既存 TDB による計算結果との比較



b) 溶解度測定データ (Rai et. al. 1990) と見直し後の PNC-TDB による計算結果との比較

図1 UO₂(am) の熱力学データベース (TDB) 見直し結果

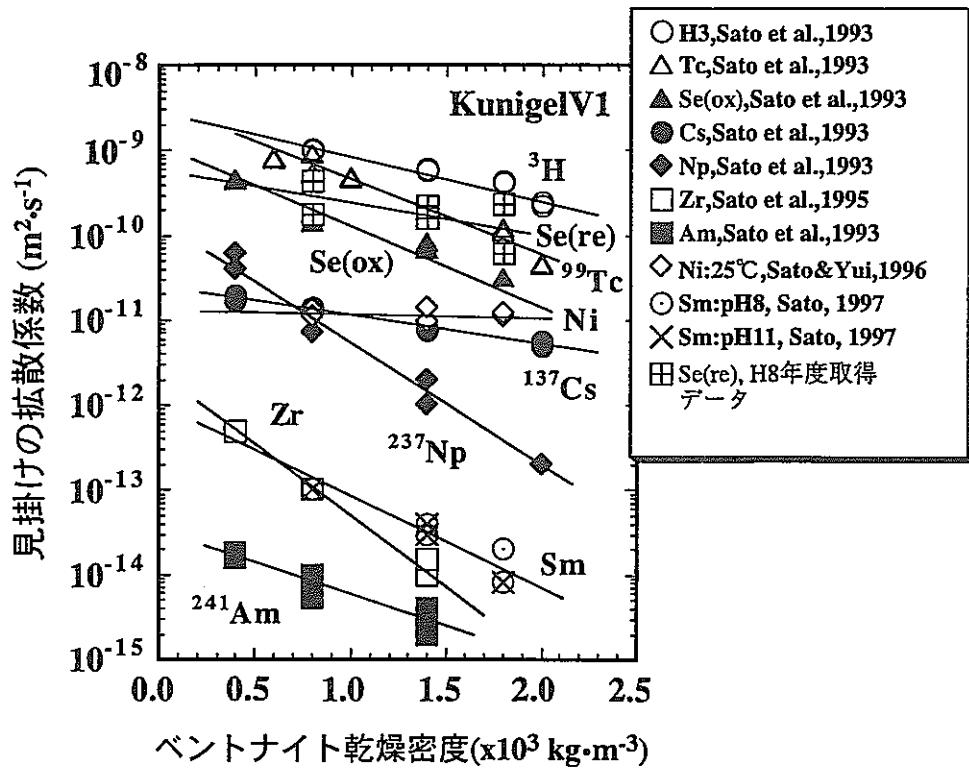


図2 圧縮ベントナイト中の核種の見かけの拡散係数

安全研究 年次計画登録 研究課題	人工バリアのナチュラルアナログ研究					分類番号 2. - (6) -
実施研究課題 (Title)	人工バリアのナチュラルアナログ研究 (Natural Analogue Study of Engineered Barrier Materials)					
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : P N C)					
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	亀井 玄人 (Gento KAMEI) 本田 明 (Akira HONDA) 三ツ井 誠一郎 (Seiichiro MITSUI) 久保田 満 (Mitsuru KUBOTA) 東海事業所 環境技術開発部 (Waste Management Technology Development Division, Tokai Works)					
キーワード Key Word	ナチュラルアナログ natural analogue	人工バリア engineered barrier	廃棄物ガラス waste form glass	オーバーパック overpack	緩衝材 buffer material	
研究期間	平成3年度 ~ 平成12年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず		
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず		
<p>【成果の達成レベル】</p> <p>イ. ガラスの溶解変質に関する研究 天然ガラスと地下水からなる単純系と、ベントナイトに物理的性質が類似した泥岩に包まれた天然ガラス、地下水からなる複合系について調査を行うとともに、ガラス組成や地下水組成の影響を把握する比較試験を行い、長期耐久性評価について所期の成果を得た。</p> <p>ロ. 金属の腐食に関する研究 土壌埋設水道管および考古学的銅製品の腐食状況等を調査し、長期にわたる腐食要因等について所期の成果のみならず、腐食速度に関する知見を得た。</p> <p>ハ. ベントナイトの変質に関する研究 天然ベントナイトのイライト化やイオン交換について検討し、イライト化事例については、処分環境の温度条件においてはほとんど発生していないことから、長期健全性の見通しを得た。</p>						
<p>【進捗状況 (平成8年度)】</p> <p>イ. ガラスの溶解変質に関する研究 (1) ガラス+ベントナイト+水複合系のナチュラルアナログとして、海成粘土および湖成粘土に包まれていた火山ガラスの変質について調査した。 (2) 処分環境に近い天然環境下における、模擬廃棄物ガラスと合成火山ガラスを用いた長期浸出挙動比較試験 (野外試験) を開始した。</p> <p>ロ. 金属の腐食に関する研究 (1) 炭素鋼オーバーパックのベントナイト中における長期腐食のナチュラルアナログとして、粘土質土壌中に数十年間埋設されていた水道管 (2件) の腐食状況および環境条件の調査を行った。 (2) 純銅オーバーパックと考古学的銅製品 (青銅) の腐食挙動の類似性を把握するため、純銅と青銅 (考古学的銅製品の組成を模擬) を用いた電気化学試験を行った。</p> <p>ハ. ベントナイトの変質に関する研究 (1) ベントナイトのイライト化変質のナチュラルアナログとして、新潟県西頸城 (にしくびき) 地域に分布する泥質岩について貫入岩の熱によるイライト化変質の調査を継続した。 (2) ベントナイトのイオン交換反応による変質のナチュラルアナログとして、新潟県中条鉱山および山形県月布鉱山のNa型ベントナイトのCa型化変質について調査を継続した。</p>						
<p>【使用主要施設】 動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所 地層処分基盤研究施設</p>						
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三會堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所 属) 環境技術開発推進本部 処分研究グループ (氏 名) 主幹 梅木博之			

【研究目的】

人工バリアの各構成要素に関して、履歴の明らかな天然類似現象を抽出し、それらの挙動を明らかにすることにより、人工バリアの長期的な核種閉じ込め機能ならびに人工バリア相互作用の評価についての信頼性向上に資する。

【研究内容】

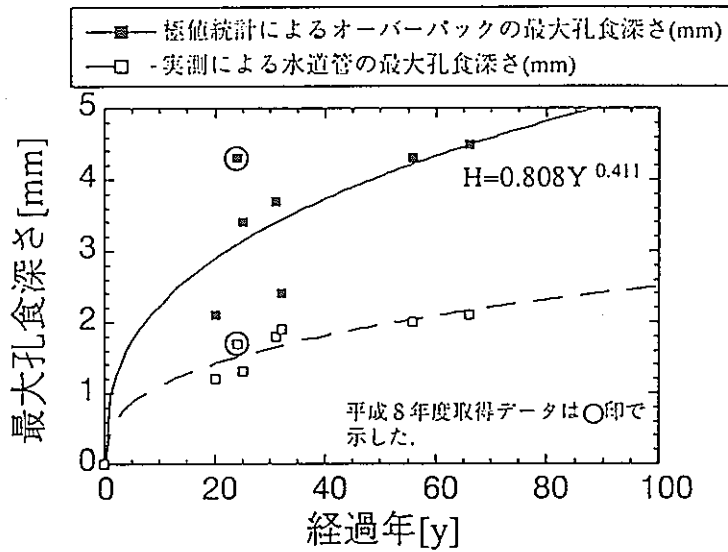
イ. ガラス+ベントナイト+水複合系のアナログとして調査を実施してきた泥質岩中の火山ガラスの変質について、模擬廃棄物ガラス及び合成火山ガラスを用いた長期浸出試験を実施し、それぞれのベントナイトに包まれた状態での溶解挙動を比較する。
ロ. 廃棄物のオーバーバック材料（鉄等の金属）の長期にわたる腐食の要因、プロセス、機構等の検討を行うために、同類材料である埋設鋼管、歴史的出土品等について調査・検討を行う。
ハ. ベントナイト等の緩衝材の熱に対する長期的安定性を評価するため、天然ベントナイトのイライト化等の変質調査・検討を行う。また、金属など他の人工バリア材と共存した場合の変質挙動を評価するため、天然ベントナイトの変質調査・検討を行う。

【研究成果】

イ. ガラスの溶解変質に関する研究
(1) ガラス+ベントナイト+水複合系のナチュラルアナログとして調査した海成粘土および湖成粘土に約 80 万年間包まれていた火山ガラスは、光学顕微鏡による変質状況の観察の結果、水和変質が認められた。水和変質は、非晶質SiO₂に飽和した溶液に浸漬したガラスの変質として、これまでに短期の室内試験でも確認されていたが、今年度の調査結果によって長期的にも起こりうる事が分かった。
ロ. 金属の腐食に関する研究
(1) 粘土質土壌に数十年間埋設されていた水道管について、腐食量（孔食深さ）および環境条件を調査した⁽¹⁾。また、水道管の最大孔食深さの極値統計解析により、炭素鋼オーバーバック一体あたりの表面積における最大孔食深さを算出し、その経時変化について検討した（図1）。その結果、中性の低酸素環境下における酸素還元反応律速型の経験的腐食モデル式として、 $H = 0.808Y^{0.41}$ （ここで、H；炭素鋼オーバーバックの最大孔食深さ〔mm〕，Y；経過年〔y〕である。）が得られた。この式により千年後の炭素鋼オーバーバックの最大孔食深さを試算すると、約15mmとなった。
(2) 純銅オーバーバックと考古学的銅製品（青銅）の腐食挙動の類似性を把握するため、純銅と青銅（シルト質砂層中に長期間埋没していた銅鐸の化学組成⁽²⁾を模擬して作製した。）をベントナイト接触溶液および遺跡土壌接触溶液に浸漬して、アノード分極挙動を比較した⁽³⁾。その結果、ベントナイト接触溶液では純銅と青銅はいずれも不動態(100~200mV)→脱不動態(200~400mV)→活性溶解(400mV~)の傾向を示すことが分かった（図2）。また、遺跡土壌接触溶液では純銅は全く不動態の傾向を示さず、一方青銅は不動態(-300~0mV)→脱不動態(0~200mV)→活性溶解(200mV~)の傾向を示すことが分かった（図3）。
ハ. ベントナイトの変質に関する研究
(1) ベントナイトのイライト化変質のナチュラルアナログとして調査している新潟県西頸城地域の泥質岩について、比熱のデータを取得した。

【公開資料】

- (1) 炭山守男, 玉田明宏, 三ツ井誠一郎, 本田明: ベントナイト中の炭素鋼オーバーバックの腐食挙動に関するナチュラルアナログ研究—粘土質土壌中に長期間埋設された水道管の腐食挙動—, 第44回材料と環境討論会, (1997)
- (2) 村上隆, 三ツ井誠一郎, 仁木昭夫, 西村歩, 藤田憲司: 堺市下田遺跡から出土した銅鐸の材質と埋蔵環境, 日本文化財科学会第13回大会, (1996)
- (3) 松田史朗, 白石佳代, 永井巖, 三ツ井誠一郎, 亀井玄人: 電気化学試験による純銅と青銅の腐食挙動の比較: 銅オーバーバックのナチュラルアナログ研究, 第44回材料と環境討論会, (1997)
- (4) 亀井玄人: ベントナイトに包まれた廃棄物ガラスのナチュラルアナログ—100 万年間の火山ガラスの変質挙動と環境条件—, 動燃技術資料, PNC TN 8410 97-035, (1997)



水道管の最大孔食深さデータの極値統計解析を実施し、オーバーバック体あたりの最大孔食深さの累積確率分布（Gumbel分布）を求めた。左図には累積確率0.99における値をオーバーバックの最大孔食深さとしてプロットした。

図1 最大孔食深さの経時変化

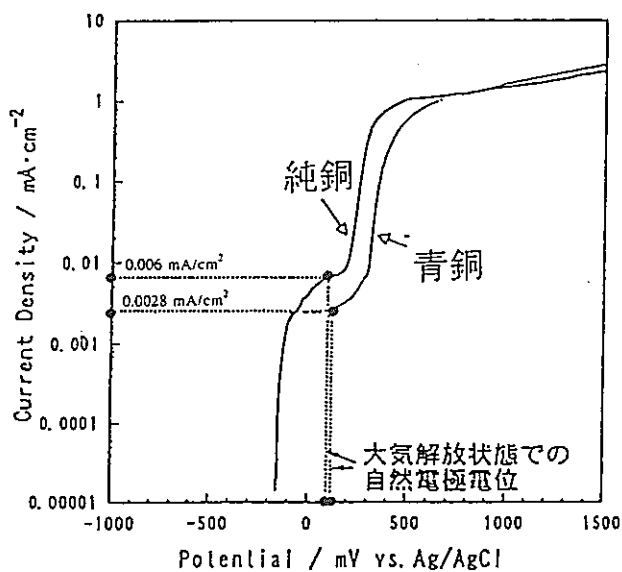


図2 ベントナイト接触溶液中におけるアノード分極曲線

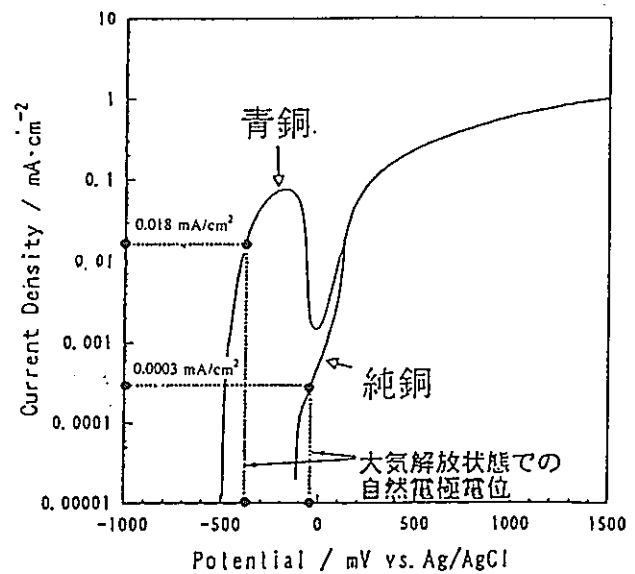


図3 遺跡土壌接触溶液中におけるアノード分極曲線

安全研究 年次計画登録 研究課題	人工バリア等の構造安定性に関する研究					分類番号 2. - (8) -
実施研究課題 (Title)	人工バリア等の構造安定性に関する研究 (Study on Mechanical Stability of Engineered Barrier System)					
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation: PNC)					
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	谷口 航(Wataru TANIGUCHI)、水川 雅之(Masayuki MIZUKAWA) ／東海事業所環境技術開発部 (Waste Technology Development Division, Tokai Works)					
キーワード Key Word	人工バリア engineered barrier	空洞安定性 tunnel stability	耐震 earthquake-proof	熱解析 thermal analysis	ニアフィールド near-field	
研究期間	平成8年度～平成12年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	深部地下空洞および内部構造物の振動挙動に 関する共同研究 科学技術庁 防災科学技術研究所		
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず		
【成果の達成レベル】						
<p>イ. 地層処分施設建設時の空洞安定性解析の検討対象モデルとして、連続体モデルを挙げ、既存の地下空洞を対象とした事例解析によりモデルの妥当性をある程度確認するとともに、不連続体モデルおよびクリープモデルについても、既存のモデルを対象に考え方や特徴について整理し、地層処分場設計検討における空洞安定性解析に対する指針を得た。</p> <p>ロ. 人工バリアの耐震性評価のために、ベントナイトの非線形性力学特性およびベントナイトの液状化評価を考慮した動的解析コードを開発した。また、人工バリアの縮尺模型を用いた振動実験を行い、その結果から開発した解析コードの妥当性を確認し、地層処分場設計検討におけるニアフィールドの耐震安定性解析に対する指針を得た。</p> <p>ハ. 地層処分における廃棄体埋設密度を検討するために行うニアフィールド熱解析について、解析コード、境界条件の検討、感度解析、地下水の対流が温度分布に及ぼす影響を検討し、解析方法、主パラメータを決定し、地層処分場設計検討における熱解析に対する指針を得た。</p>						
【進捗状況(平成8年度)】						
<p>イ. 連続体モデルによる事例解析を行うとともに、空洞の安定性解析に必要な岩盤物性値について調査・整理した。</p> <p>ロ. 1/5 スケールの人工バリア模型の振動実験を大型耐震実験施設を用いて行った。また、人工バリアの地震応答解析コードを開発し上記実験結果から本コードの妥当性を確認するとともに、本コードを用いてニアフィールドの耐震性評価を行う上での条件の検討、およびベントナイトの非線形特性を考慮した入力物性値の取得を行った。</p> <p>ハ. 地層処分施設における熱解析について、熱伝導解析による結果と熱による地下水の移流の影響を考慮した熱解析での結果を比較し、両者による差はほとんどないことが分かった。また、感度解析により、評価上重要なパラメータの抽出を行った。</p>						
【使用主要施設】						
大型耐震実験施設(科学技術庁 防災科学技術研究所)						
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三會堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所 属) 環境技術開発推進本部 処分研究グループ (氏 名) 主幹 梅木博之			

【研究目的】

高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全性を確保する上で重要な人工バリア構造安定性に関する試験、検討を行い、人工バリア及び処分施設の安全設計手法の確立に資する。

【研究内容】

人工バリア等の構造安定性に関する以下の研究により、人工バリア及び処分施設の安全設計手法の開発整備を進める。

- イ. 掘削空洞の安定性を含む人工バリアの構造力学挙動に関する研究を実施する。
- ロ. 人工バリア及び地下空洞の耐震性評価手法の開発を行う。
- ハ. 廃棄体埋設密度等の処分場条件をパラメータとして処分場の熱解析等を行う。

【研究成果】

- イ. 空洞の掘削過程を考慮した連続体モデルによる事例解析を行い、本解析手法およびモデルの妥当性を確認し、地層処分施設の建設時における空洞安定性評価に対して適用が可能であるとの見通しを得た。また、処分場の空洞の安定性評価に必要とされる岩盤の変形・強度特性および初期応力特性の調査を行い、平成 3 年度の調査（佐藤ほか、1992）ではあまりデータが得られていなかった岩種についてのデータをある程度取得することができた。
- ロ. 坑道横置き方式 1 ユニットの 1/5 スケールにおいて、オーバーバックに実際の候補材料である炭素鋼を、緩衝材にも実際の候補材料であるベントナイトを用いた振動実験を行った。実験の概要を図. 1 に示す。実験の結果、本模型人工バリアは、実地震波に含まれている特有な周期には応答せず、ほぼ剛体に近い特性を示し、オーバーバックと緩衝材は一体となって挙動することが分かった。また、ベントナイトの液状化は全く起こらなかった。一方、開発した解析コードは、緩衝材の力学的特性を表す手法として、周波数領域における等価線形解析機能、および時間領域における非線形解析機能（構成式には Ramberg-Osgood モデル）を用いており、土-水 2 相系（等価線形解析では有効応力で評価、非線形解析では全応力で評価（各解析ステップ毎に全応力解析結果から間隙水圧の挙動を評価））での評価が可能であり、本コードを用いて上記振動実験の検証解析を行った。図. 2 に緩衝材中の応答加速度についての実験結果と解析結果の比較を示す。その結果、模型人工バリアの固有周波数付近で応答加速度が実験結果より若干過大に評価されるが、物性値（特に減衰定数）を吟味することにより、ほぼ実験で示された現象を表現できることが分かった。また、加振によるオーバーバック、および緩衝材中の変位はほとんどないことが分かった。
- ハ. 廃棄体の埋設密度を決定するための熱解析について、ある処分地質条件を仮定し、様々なパラメータから考慮すべきものを感度解析により抽出した。その結果、人工バリア内の温度分布から次のことが知見として得られた。1. 同じ埋設密度では処分坑道離間距離が短いほど有利である。2. 緩衝材の厚さは薄いほど有利である。3. ガラス固化体-オーバーバック間、オーバーバック-緩衝材間のギャップは緩衝材の最大上昇温度には影響しない。また、熱伝導解析による結果と熱による地下水の移流の影響を考慮した熱解析での結果を比較し、両者による差はほとんどないことが分かった。

【公開資料】

- (1) 水川雅之、菅野毅；地層処分場の空洞安定性評価手法の検討，動燃技術資料 PNC TN，（公開準備中）
- (2) 御子柴正，小川信行，箕輪親宏；深層地下空洞及び内部構造物の振動挙動に関する研究，科学技術庁平成 6 年度国立原子力機関試験研究成果報告書，（1995）
- (3) 御子柴正，小川信行，箕輪親宏，石川博久；人工バリアモデルの振動実験，土木学会第 50 回年次学術講演会，（1995）
- (4) 谷口航；深部地下空洞および内部構造物の振動挙動に関する研究（2），動燃技術資料 PNC TN，（公開準備中）

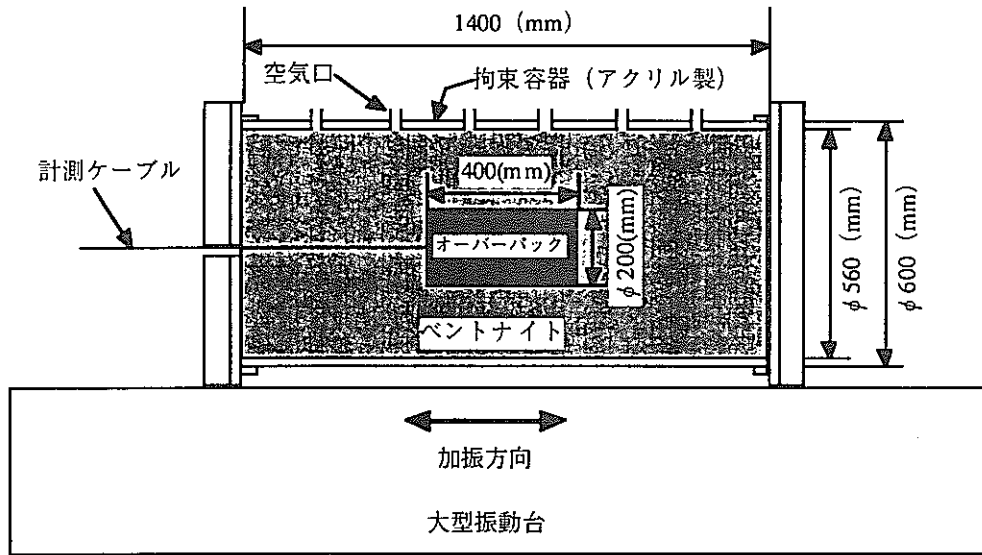


図.1 振動実験概要図

(動力炉・核燃料開発事業団；地層処分研究開発の現状-平成8年度-(1996))

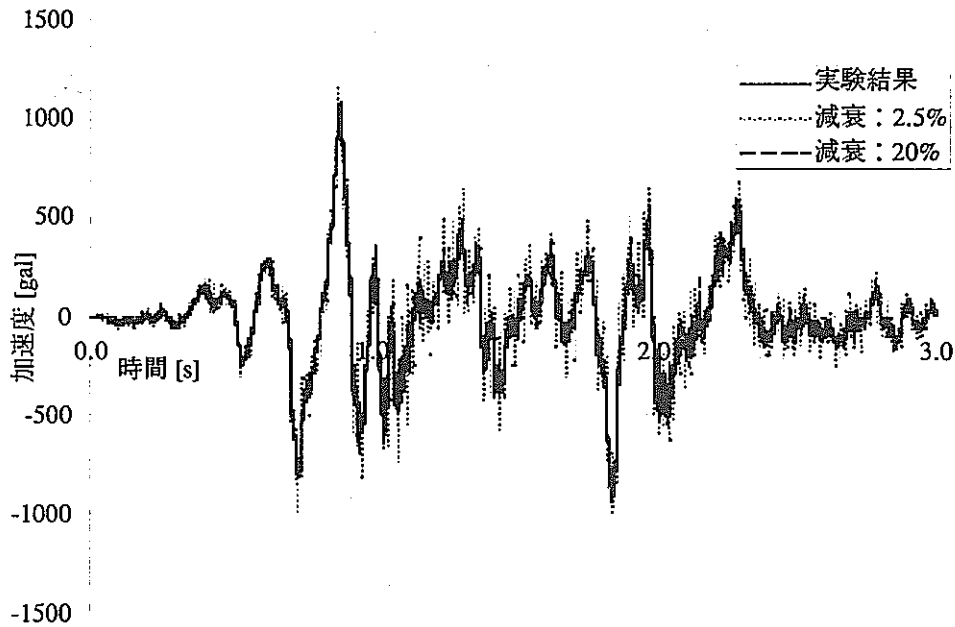


図.2 緩衝材中における応答加速度の実験結果と解析結果の比較
 (解析においては減衰定数をパラメータにしている)
 (実験結果と減衰定数：20%での解析結果はほぼ一致している)

安全研究 年次計画登録 研究課題	人工バリアの長期物理的安定性に関する研究					分類番号 2. - (9) -
実施研究課題 (Title)	人工バリアの長期物理的安定性に関する研究 Study of The Long-term Physical Stability of The Engineered Barrier System					
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : P N C)					
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	棚井 憲治(Kenji TANAI)、高治 一彦(Kazuhiko TAKAJI)、菅野 毅(Takeshi KANNO) /東海事業所環境技術開発部 (Waste Technology Development Division, Tokai Works)					
キーワード Key Word	ベントナイト bentonite	ガス移行 gas migration	三軸試験 triaxial test	侵入 extrusion	浸食 erosion	
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	ベントナイト中のガス移行モデル開発 (NAGRA, SKB, POSIVA, ANDRA, PNC)		
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず		
【成果の達成レベル】						
<p>イ. ベントナイトのガス移行試験により、ベントナイトの膨潤圧程度の圧力でガスが破過し、その経路はベントナイトの自己シール性によって閉塞されることから人工バリアの長期物理的安定性を見通しを得た。</p> <p>ロ. ベントナイトの一次元圧密試験、圧密非排水三軸試験を行い、ベントナイトの力学変形挙動を明らかにし、解析に用いるパラメータを取得し、人工バリアの長期物理的安定性を見通しを得た。</p> <p>ハ. 地下水流動場におけるベントナイト緩衝材の物理的安定性に関する模擬試験を実施し、ベントナイト緩衝材の膨潤による周辺岩盤亀裂への侵入現象(Extrusion)と地下水によるベントナイトの浸食現象(Erosion)からなる緩衝材の流出特性について、定量的な現象把握を行い、人工バリアの長期物理的安定性を見通しを得た。</p>						
【進捗状況(平成8年度)】						
<p>イ. 炭素鋼オーバーパックの腐食により発生する水素ガスの影響を定量的に評価するため、ベントナイトの基本的透気特性データの取得を行った。</p> <p>ロ. 炭素鋼オーバーパックの自重及び腐食膨張等の緩衝材に作用する外力の影響を定量的に評価するため、ベントナイトの基本的せん断特性データの取得を行った。</p> <p>ハ. 侵入現象については、流出速度とそれに及ぼすパラメータ(ベントナイト含有比、乾燥密度)の把握を行った。浸食現象については、この現象が起こる臨界流速値の測定を行った。</p>						
【使用主要施設】						
<p>(1) 水素ガス移行挙動試験設備 (2) クリープ試験設備 (3) 岩盤中緩衝材流出試験設備</p>						
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所 属) 環境技術開発推進本部 処分研究グループ (氏 名) 主幹 梅木 博之			

【研究目的】

地層処分システムの長期的な安全性の基礎となる人工バリアの長期の物理的安定性に関する検討を行い、地層処分の長期的な安全性を評価することに資する。

【研究内容】

人工バリアの長期物理的安定性に関する以下の研究により、安全評価シナリオで対象とすべき現象の抽出を図る。

- イ、オーバーバック腐食により発生する水素ガスのベントナイト緩衝材中での移行挙動に関する実験・モデル化を行う。
- ロ、オーバーバックの沈下挙動及びオーバーバックの腐食膨張挙動に対する緩衝材の物理的・機械的緩衝作用に関する実験・モデル化を行う。
- ハ、緩衝材の膨潤による岩盤亀裂への侵入挙動及び地下水による浸食挙動に関する実験・モデル化を行う。

【研究成果】

イ、炭素鋼オーバーバックの腐食により発生する水素ガスの影響を定量的に評価するため、水素ガス移行挙動試験設備を用い、飽和膨潤状態下におけるベントナイトの破過圧力やガス有効浸透率の取得及び破過圧力と膨潤圧との関係等について検討を行い以下のような結果を得た(図-1)。

- 1) 破過圧力は概ねベントナイトのもつ膨潤圧程度の圧力となることがわかった。
- 2) ガス有効浸透率は、 $10^{-18} \sim 10^{-21} \text{ m}^2$ の範囲であった。
- 3) 繰り返し試験により一回目と二回目の破過圧力が同程度の圧力であったことから、ガスの移行によって形成された経路はベントナイトの自己シール性によって修復されるものと推測される。

ロ、炭素鋼オーバーバックの自重及び腐食膨張等の緩衝材に作用する外力の影響を定量的に評価するため、クリープ試験設備を用い、飽和圧密後のベントナイトのせん断試験を行い、応力-ひずみ曲線や応力経路等についてまとめ、以下のような結果を得た(図-2)。

- 1) 各圧密応力での軸差応力と軸ひずみの関係は非線形であり軸ひずみが7%前後で供試体が破壊することが分かった。
- 2) 応力経路から、供試体が正規圧密状態と過圧密状態で過剰間隙水圧の発生で異なる挙動となることが分かった。
- 3) 各供試体の破壊時の応力比は、ほぼ直線で近似でき、限界状態線の傾き $M = 0.58$ が得られた。

ハ、膨潤による岩盤亀裂への侵入現象(Extrusion)と地下水による浸食現象(Erosion)に関する模擬試験を行い、次の結果を得た(図-3)。

- 1) Extrusion により亀裂内に侵入するベントナイトゲルの流出距離"y"は、時間"t"の平方根に比例し次式で表現できる。

$$y = A (d, Bc) t^{1/2}$$

ここで、Aは亀裂開口幅"d"とベントナイト含有比"Bc"に依存する比例定数である。

- 2) Erosion が起こる最小地下水流速は、600 m/y程であり、これ以下の地下水流速では、Erosion は起こらないと考えられる。

【公開資料】

- (1) 棚井憲治, 菅野毅, Christophe Galle ; 圧縮ベントナイトの水素ガス移行特性評価, 動燃技術資料 PNC TN8410 96-289, (1996).
- (2) 棚井憲治 ; 圧縮ベントナイト中の水素ガス挙動, 動燃技報No.102, (1997).
- (3) 棚井憲治, 菅野毅, Christophe Galle ; 圧縮ベントナイトの水素ガス移行特性評価, 日本原子力学会1996年秋の大会, (1996).
- (4) 棚井憲治, 菅野毅, Christophe Galle ; 圧縮ベントナイトの水素ガス移行特性評価, MRS1996 Fall Meeting, (1996).
- (5) 並河努, 菅野毅 ; 緩衝材のせん断特性 1, 動燃技術資料 PNC TN8410 97-074, (1997).

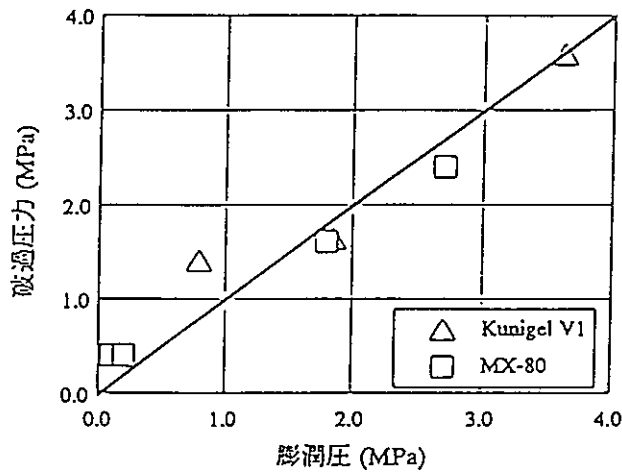


図-1 膨潤圧と破過圧力との関係

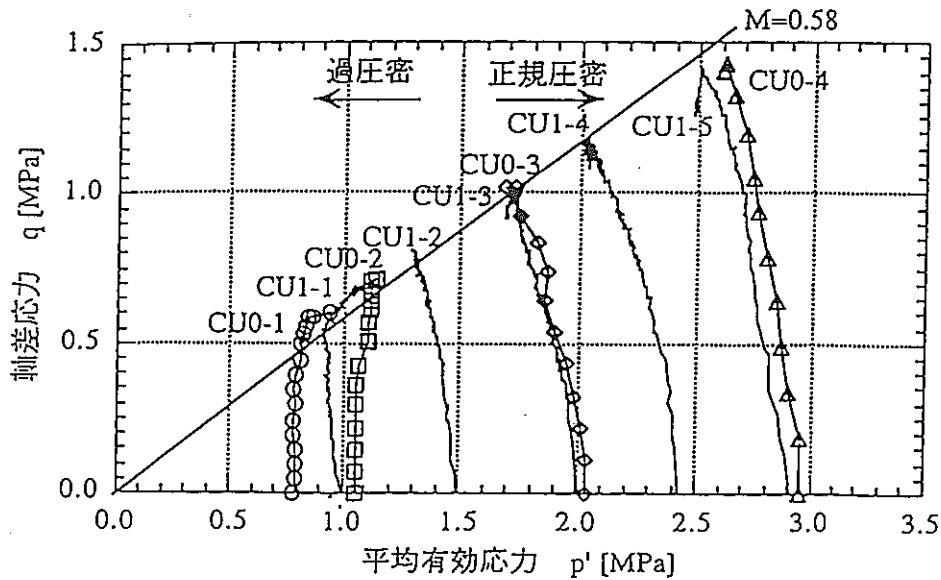


図-2 平均有効応力経路

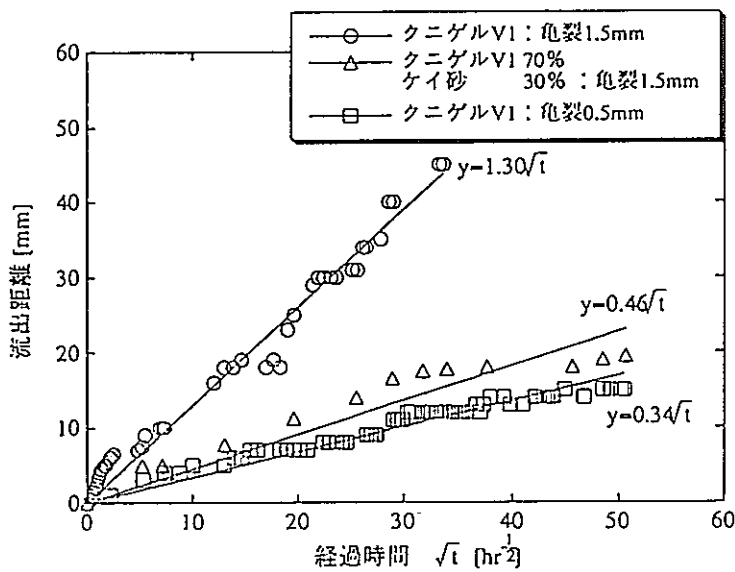


図-3 流出距離の経時変化 (静水試験)

安全研究 年次計画登録 研究課題	放射性廃棄物処分における微生物影響に関する研究				分類番号 2. - (20) -
実施研究課題 (Title)	放射性廃棄物処分における微生物影響に関する研究 (Study on Microbial Effects for Radioactive Wastes Disposal)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	伊藤 勝 (Masaru ITO), 三原 守弘 (Morihiko MIHARA), 吉川 英樹 (Hideki YOSHIKAWA) 東海事業所 環境技術開発部 (Waste Technology Development Division, Tokai Works) 佐藤 和彦 (Kazuhiko SATO), 長柄 収一 (Shuichi NAGARA), 山名 智 (Satoshi YAMANA) 人形峠事業所 環境資源開発部 (Waste Isolation and Ore Processing Division, Ningyo-Toge Works)				
キーワード	微生物	放射性廃棄物	地下深部	耐性	核種移行
Key Word	bacteria	radioactive waste	deep underground	tolerance	nuclides migration
研究期間	平成5年度 ~ 平成12年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず	
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】					
<ul style="list-style-type: none"> 地下深部における微生物の耐性領域についての実験的研究を行い、微生物の地下深部での活動について、所期の成果を得た。 地下深部における微生物の核種移行挙動に与える影響を調査し、微生物活動が放射性核種の移行に及ぼす影響について見通しを得た。 坑道等の地下空間周辺における微生物による酸化についての実験的研究を行い、微生物活動が鉱物の溶解及び地下水水質の変化に及ぼす影響について、所期の成果を得た。 					
【進捗状況 (平成8年度)】					
<ul style="list-style-type: none"> 硫酸塩還元菌, メタン生成菌及び脱窒菌の耐性領域図を平成8年度までに作成した。 核種移行挙動に与える影響について、多種類の微生物と硫酸塩還元菌が共存する系でのPuの吸着試験を平成8年度に終了した。 鉄酸化細菌が有する地下水水質の酸化能力を平成8年度までに概括的に把握した。 					
【使用主要施設】					
なし					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		〔所 属〕 環境技術開発推進本部 処分研究グループ 〔氏 名〕 主幹 梅木 博之		

【研究目的】

- ・高レベル廃棄物処分等における微生物活動がバリア材料の劣化や放射性核種の移行に及ぼす影響について研究し、処分システムの安全評価に資する。

【研究内容】

イ. 多重バリアの性能に対する微生物影響に関する研究

我が国の地下深部における微生物の種類・量の事例，地下水の水質との関係，耐性領域，人工バリアに与える影響，核種移行挙動に与える影響等について調査及び実験的研究を行う。

【研究成果】

- ・耐性領域について，図-1 に脱窒菌の耐性領域調査結果を示す。図-1 より，培養液の pH が 9.5 以上であれば，菌の活性（菌体濁度）が定量下限値以下となり，活動しなくなることが分かった。
- ・核種移行挙動に与える影響について，図-2 に多種類の微生物と硫酸塩還元菌が共存するベントナイト中の菌を殺菌した場合と殺菌しない場合のベントナイトに対する Pu の吸着試験結果を示す(2)。図-2 より，菌を殺菌しなかった場合の分配係数 K_d の方が大きくなることが分かった。
- ・微生物による酸化について鉄酸化細菌の増殖及び溶液中の化学組成の例を図-3 及び 4 に示す。図-3，4 より，溶液の pH が 2.0 程度の場合，鉄酸化細菌が増殖し，水質の酸化が急激に進行することが分かった。一方，pH 6.0～11.0 では顕著な増殖は見られず，水質への影響がほとんどないことが分かった。

【公開資料】

- (1) 吉川 英樹，黒澤 進，「地層処分におけるコロイドおよび微生物影響評価」PNC TN8410 96-231, 1996
- (2) A. Kudo, J. Zheng, I. Cayer, Y. Fujikawa, H. Asano, K. Arai, H. Yoshikawa, M. Ito, Behavior of plutonium interacting with bentonite and sulfate reducing anaerobic bacteria., MRS '96, 1996

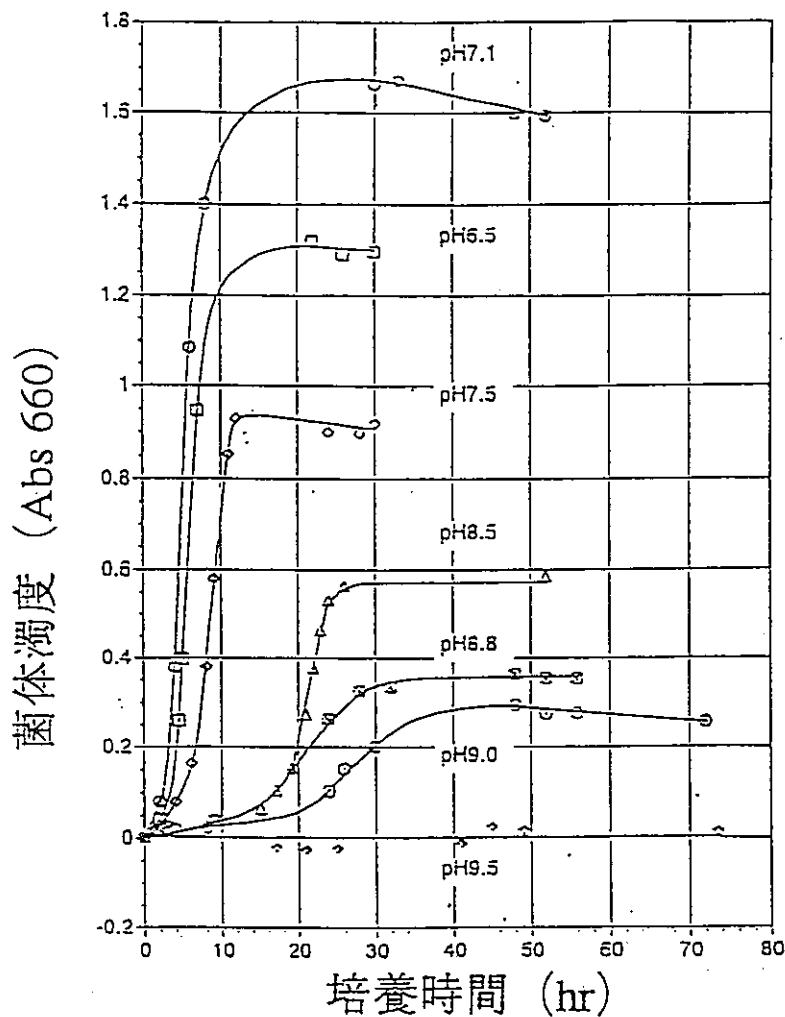


図-1 脱窒菌の耐性領域調査結果

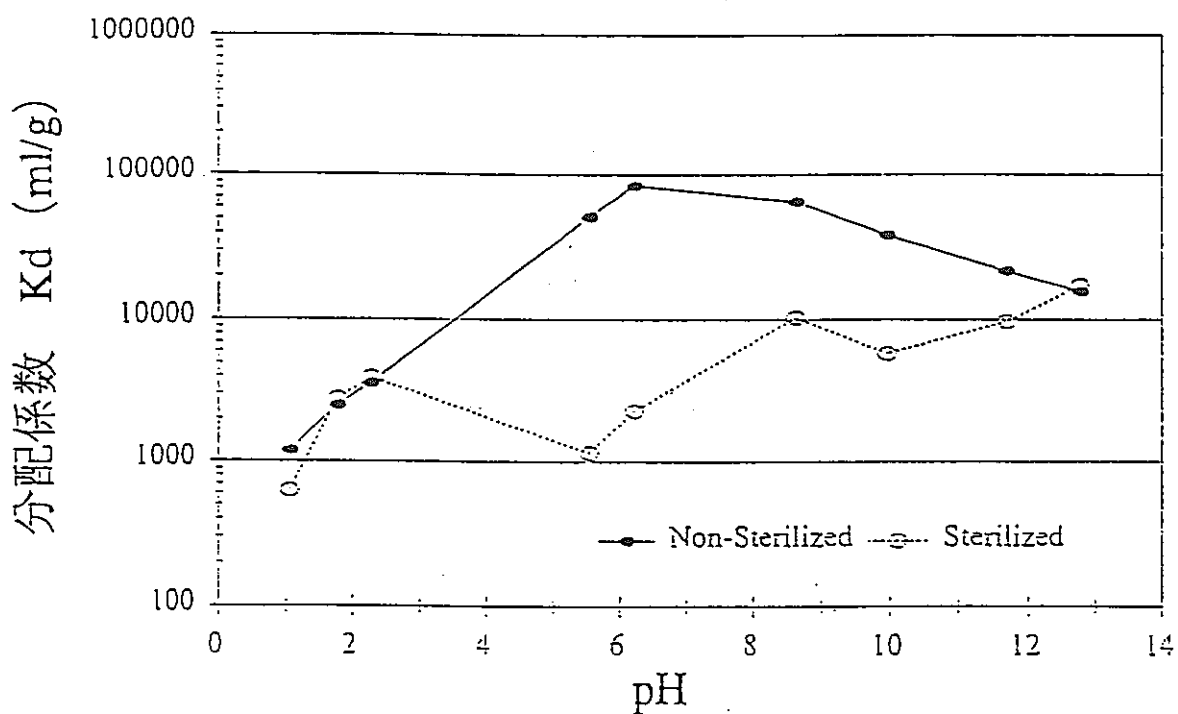


図-2 微生物共存下でのベントナイトに対するPu吸着試験結果(2)

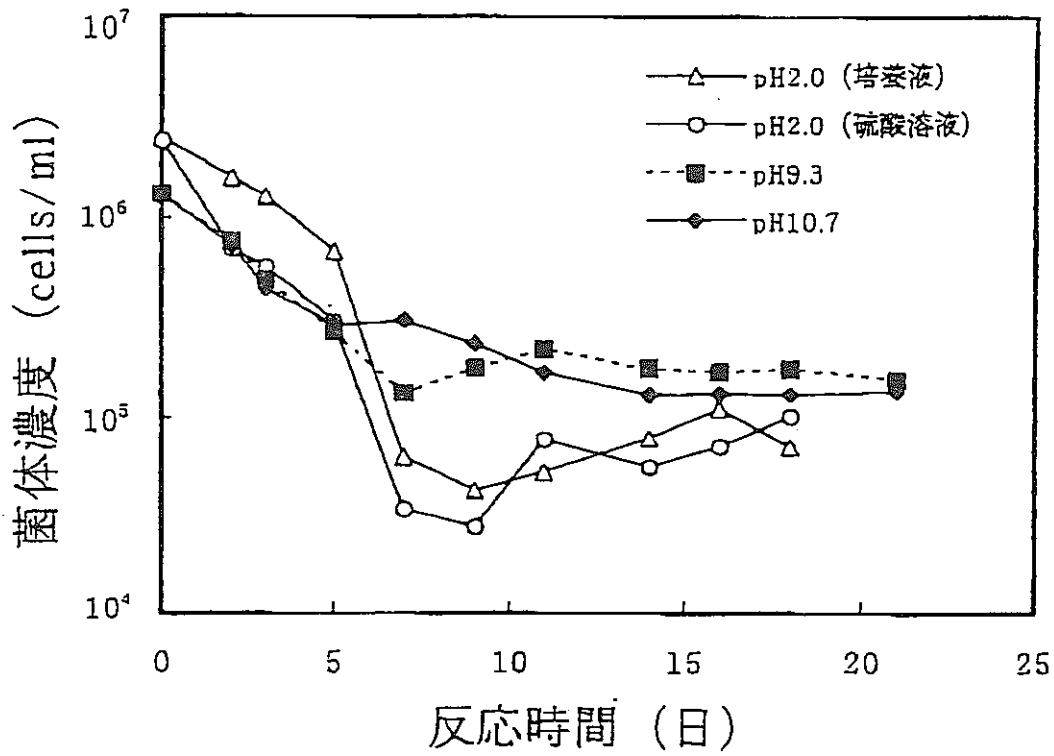


図-3 鉄酸化細菌の菌体濃度の経時変化

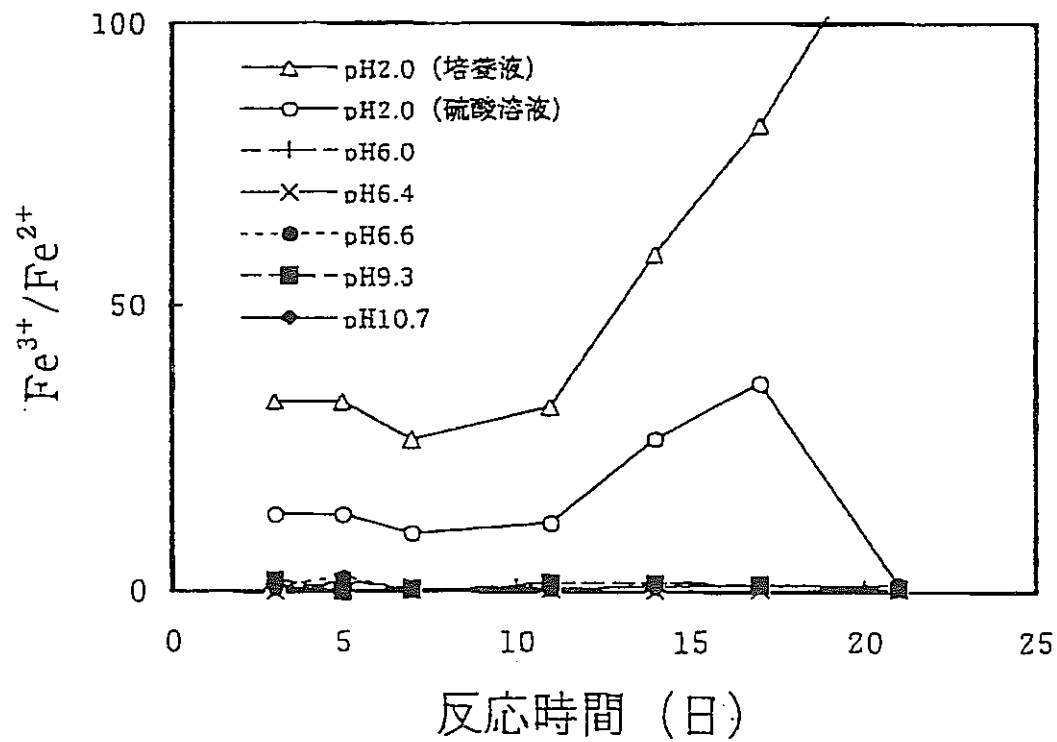


図-4 溶液中の化学組成 ($\text{Fe}^{3+}/\text{Fe}^{2+}$) の経時変化

平成 8 年度

調 査 票

安 全 研 究 年 次 計 画 登 録 課 題 研 究 課 題	地下水流動モデルの確立に関する研究				分 類 番 号 2. - (11) -
実 施 研 究 課 題 (T i t l e)	地下水流動モデルの確立に関する研究 (Study on the Establishment of the Hydrogeological Model)				
実 施 機 関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	尾方伸久 (Nobuhisa OGATA), 小出 馨 (Kaoru KOIDE), 竹内真司 (Shinji TAKEUCHI), 見掛信一郎 (Shinichiro MIKAKE), 三枝博光 (Hiromitsu SAEGUSA), 竹市篤史 (Atsushi TAKEICHI), 稲葉秀雄 (Hideo INABA), 岡崎彦哉 (Hikoya OKAZAKI) 東濃地科学センター 地質環境研究室 (Geological Environment Research Section, Tono Geoscience Center)				
キ ー ワ ー ド Key Word	透水係数 permeability	水理地質 hydrogeology	地下水 groundwater	花崗岩 granite	水理地質構造モデル hydrogeological model
研 究 期 間	平成 8 年度 ~ 平成12年度		関 連 する 国 際 共 同 研 究 課 題 及 び 実 施 機 関	該 当 せ ず	
関 連 する 解 析 コ ー ド	TAGSAC		関 連 する 特 別 会 計 実 証 試 験	該 当 せ ず	
【成果の達成レベル】					
<p>①東濃地域における5年間にわたる水収支観測の結果から、地下水涵養量と年間降水量との関係や河川流域全体の地下水涵養の特性などを明らかにし、表層部の水理特性の把握について所期の成果を得た。</p> <p>②東濃地域における試錐孔を利用した間隙水圧観測の継続により、立坑掘削や月吉断層が地下水流動に与える影響について明らかにし、中・深層の水理特性の把握について所期の成果を得た。また、物理検層結果による透水係数の推定について見通しを得た。</p> <p>③東濃鉾山周辺の精密な水理地質構造モデルの構築、および広域地下水流動の解析を行い、地下水流動モデルの開発について所期の成果を得た。</p>					
【進捗状況(平成8年度)】					
<p>①東濃鉾山周辺における5年間にわたる水収支観測データの取りまとめおよび浅層試錐孔における水理調査を実施した。</p> <p>②東濃鉾山周辺地域に掘削した試錐孔を利用した中・深層の水理調査を実施するとともに、物理検層データを用いた透水係数の推定方法について検討を行った。また、水理調査のための機器開発を実施した。</p> <p>③東濃鉾山周辺における試錐孔データを用いた精密な水理地質構造モデルの構築、および30km四方、3km四方、300m四方を対象とした地下水流動解析を実施した。</p>					
【使用主要施設】					
東濃地科学センター、東濃鉾山					
連絡先	〒 107 ☎ 03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所 属)	環境技術開発推進本部 地層科学研究グループ	
			(氏 名)	主幹 山崎真一	

【研究目的】

広域から局部にわたる地下水流動特性を把握する目的で、地下水の流動に関する情報を収集するとともに、地下水流動モデルを開発し、水理地質特性の評価に資する。

【研究内容】

水理地質構造モデルを構築するために、①表層においては、空中物理調査・地表物理調査、地表調査、水収支観測などを実施し、②中・深層においては、深度1,000m程度の試錐孔を利用した水理調査、地下水の採水・化学分析を実施し、水理特性を把握する。

また、③表層から中・深層までを統合化した地下水流動モデルを開発し、その適用性を評価する。

【研究成果】

東濃地域を対象として実施した深部地質環境の科学的研究により、上記の研究内容に関して、以下の成果が得られた。

- ①1990年から1994年までの水収支観測の結果を取りまとめた結果、地下水涵養量は、年間降水量の変化に伴い大きく変動すること、および正馬川流域全体の地下水涵養量に比較して上流部のそれは5倍程度大きいことから、上流部が地下水の涵養域であることが明らかになった(表1)。さらに土壌水分観測の結果から、地表から未固結砂礫層へ浸透する地下水の量が、未固結砂礫層から新第三紀層の堆積岩層へ浸透する量の約千倍であることが明らかになった。一方、浅層試錐孔を用いた表層水理調査の結果、地表に濃飛流紋岩が分布する地域では表層風化部が主な帯水層となり、瑞浪層群明世累層が分布する地域では礫岩、砂岩層が帯水層であることが明らかとなった。
- ②第2立坑の掘削前後を含むおよそ2000日にわたる間隙水圧の観測データを取りまとめた結果、立坑掘削により地下水位が変化した領域は月吉断層の北側で立坑から約200m、南側で約300mであった(図1)。また、立坑掘削前の断層を境とした間隙水圧分布の違いや、立坑掘削に伴う地下水位の時間的変化のパターンから月吉断層が低透水性の断層であることが予想された⁽¹⁾⁽²⁾。
- 深度500mの試錐孔において物理検層(フローメータ検層)を実施した結果、フローメータ検層によって得られる流速の変化が水の流入出に関与する割れ目帯に一致することが分かった。一方、花崗岩などの結晶質岩盤における原位置透水試験から得られる透水係数は、試験区間内に存在する透水性割れ目によって決定していると考えられる。したがって、フローメータ検層によって得られた流体速度変化のうち、原位置透水試験区間内に対応する区間のフローメータ検層結果で最大流速を示すものと、原位置透水試験結果とを比較した結果(表2)、測定された流速と原位置透水試験結果との間に良好な相関関係が認められたことから、この関係を用いて花崗岩の透水係数が連続的に推定可能であることが分かった(図2)⁽³⁾。さらに、岩盤の比抵抗値などの物理検層データから算出されたフォーメーションファクターの比が原位置における透水係数と良い相関を示すことを明らかにした。
- 一方、水理特性把握のための機器開発としては、動燃式低水圧制御水理試験装置(JFT500)を改良し、深度1,000m対応の揚水試験装置を開発するとともに同装置の機能を確認した⁽⁴⁾。
- ③30km四方の領域を対象とした広域地下水流動解析により、深度1,000m付近を流れる地下水の涵養域から流出域までの範囲を抽出した(図3)。また、東濃鉱山周辺に掘削された約170本の試錐孔データを用いて、精密な水理地質構造モデルを構築するとともに(図4)、地下水流動解析により、月吉断層が低透水性の遮水壁であることを確認した(図5)⁽⁵⁾。さらに300m四方の領域を対象とした解析では、モデル上の断層の要素形状の違いによって解析結果が異なることや月吉断層の巨視的な透水性が 10^{-9} cm/secオーダーであることなどが明らかになった。
- 一方、フラクタル理論による不均質な堆積岩の透水係数分布の推定手法については、二次元の透水係数の空間分布の推定コードを三次元に拡張した⁽⁶⁾。

【公開資料】

- (1)尾方伸久, 山根正樹, 小出 馨: 間隙水圧の長期観測による立坑掘削影響の把握について. 日本地下水学会1996年秋期講演会講演要旨, pp. 34-39 (1996)
- (2)Koide, K., Yamane, M., Kobayashi, K.: Heterogeneity of Hydraulic conductivity of a Fault in Sedimentary Sequences at Tono Mine, Central Japan. Proc. NEA/EC Clay Club Workshop, 10-12 June 1996, Bern, Switzerland (1996)
- (3)尾方伸久, 小出 馨, 竹市篤史, 松岡清幸: フローメータ検層による花崗岩中の透水性割れ目の把握とその透水係数の算出. 日本応用地質学会平成9年度研究発表会(1997, 投稿中)
- (4)見掛信一郎, 小出 馨, 尾方伸久, 後藤和幸: 深度1,000mを対象とした単孔式の揚水試験装置の開発とその機能の検討. 日本応用地質学会平成9年度研究発表会(1997, 投稿中)
- (5)稲葉秀雄, 竹内真司, 尾方伸久: 立坑掘削に伴う地下水挙動の観測と解析. 日本地下水学会1997年秋期講演会(1997, 投稿中)
- (6)竹内真司, 稲葉秀雄, 尾方伸久, 小出 馨: フラクタル理論を用いた堆積岩中の透水係数分布の推定とそのモデル化. 日本地下水学会1997年秋期講演会(1997, 投稿中)
- (7)尾方伸久, 小出 馨, 前川恵輔, 稲葉秀雄: 広域地下水流動研究において掘削された試錐孔の位置と掘削長. 動燃技術報告書 PNC TN7420 96-008 (1996)
- (8)三枝博光, 稲葉秀雄, 前川恵輔, 尾方伸久, 小出 馨: 我が国の地下水流動特性に関する研究(動水勾配). 日本応用地質学会中部支部研究発表会予稿集, pp. 29-32 (1996)

表1 各流域における浸透量の変化

年 度		1990	1991	1992	1993	1994	平 均
降 水 量		1,532	1,885	1,304	1,657	1,079	1,491
蒸 発 散 量		525	463	495	414	492	478
降水量に対する蒸発散量の割合		34%	25%	38%	25%	46%	32%
正馬川上流域	河川流量	666	958	521	877	337	672
	降水量に対する河川流量の割合	43%	51%	40%	53%	31%	44%
	浸透量	341	464	288	366	250	342
	降水量に対する浸透量の割合	22%	25%	22%	22%	23%	23%
正馬川流域	河川流量	970	1,348	790	1,180	434	944
	降水量に対する河川流量の割合	63%	72%	61%	71%	40%	61%
	浸透量	37	74	19	63	153	69
	降水量に対する浸透量の割合	2%	4%	1%	4%	14%	5%
鉾山流域	河川流量	—	1,303	—	—	410	857
	降水量に対する河川流量の割合	—	69%	—	—	38%	54%
	浸透量	—	119	—	—	177	157
	降水量に対する浸透量の割合	—	6%	—	—	16%	11%

単位：[mm]

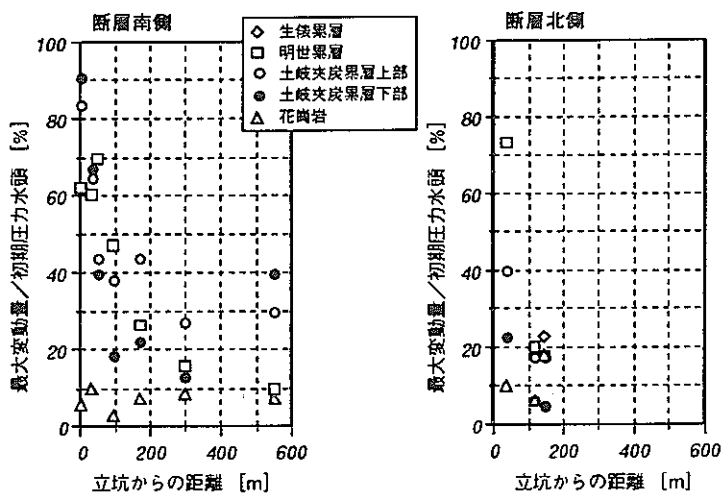


図1 立坑からの距離と水頭変化量

表2 原位置透水試験区間に対応した流速変化

原位置透水試験区間(m)	原位置透水係数 (cm/sec)	フローメータ対応深度(m)	流速 (m/min)
185.5~188.5	1.10E-03	186	0
		187	0.74
		188	*4.37
		189	*3.87
		190	0
189.0~197.0	6.30E-04	191	0.28
		192	0.39
		193	0
		194	0.57
		195	0
		196	0
		197	0
		198	0
239.0~242.0	1.30E-03	239	1.19
		240	*3.08
		241	0
		242	0
		243	0
		244	0
345.0~353.0	4.30E-07	345	2.17
		346	*2.56
		347	0.55
		348	0
		349	1.62
		350	0
		351	0
		352	0.21
378.5~381.5	2.30E-08	379	0
		380	*0.12
		381	0
		382	0
413.0~416.0	2.90E-08	413	*0.63
		414	0
		415	0
		416	0

* 原位置透水試験区間内における最大流速

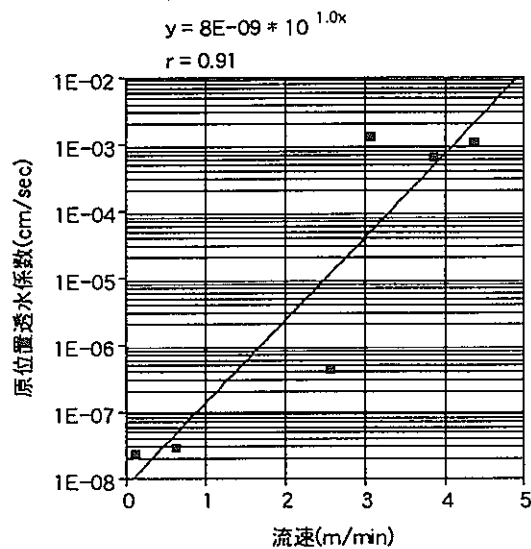


図2 フローメータ検層による流体速度と透水係数の関係



図3 地下水流動解析より求められた広域における地下水の涵養域から流出域（図中の赤い領域）

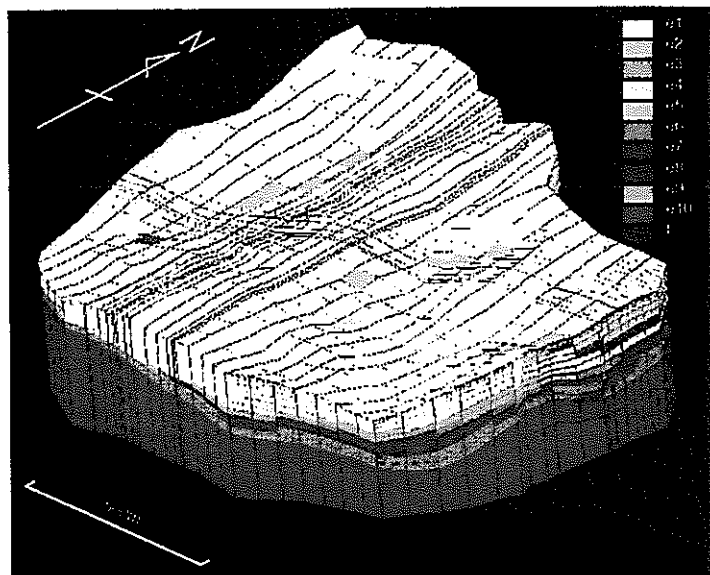


図4 東濃鉦山周辺の水理地質構造モデル

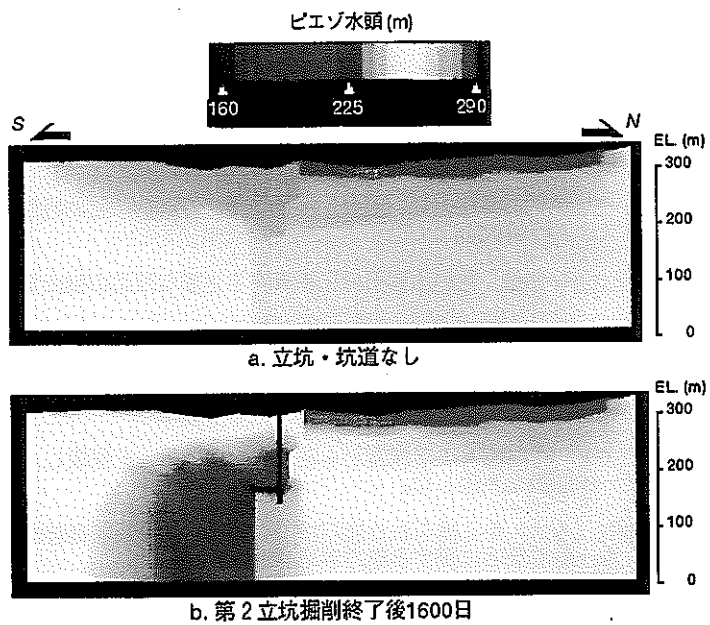


図5 ピエゾ水頭分布
（第2立坑を通る南北鉛直断面）

平成8年度

調 査 票

安全研究 年次計画登録 研究課題	地下水の地球化学特性に関する研究			分類番号 2. - (12) -
実施研究課題 (Title)	地下水の地球化学特性に関する研究 (Geochemical Study of Groundwater)			
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)			
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	岩月輝希 (Teruki IWATSUKI), 吉田英一 (Hidekazu YOSHIDA), 濱 克宏 (Katsuhiko HAMA) 東濃地科学センター 地質環境研究室 (Geological Environment Research Section, Tono Geoscience Center)			
キーワード Key Word	地下水 groundwater	結晶質岩 crystalline rock	水質形成機構 groundwater evolution	物理化学パラメータ physico-chemical parameter
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず
【成果の達成レベル】				
イ. 地下水の地球化学特性データの取得 花崗岩中の深部地下水の物理化学パラメータ (温度、pH、酸化還元電位など) の測定と化学分析を行い、地球化学特性データの取得について所期の成果を得た。 ロ. 水-岩石反応解析・試験 鉱物の微視的観察および熱力学的計算を行い、深度1,000mまでの花崗岩の鉱物特性データ (鉱物組成や鉱物の変質状態など) の取得について所期の成果を得た。 ハ. 地下水の地球化学モデルの構築 イ.、ロ. を統合し、花崗岩中の地下水の水質形成に寄与する主要な反応の抽出を行い、水質形成機構のモデル化について所期の成果を得た。				
【進捗状況 (平成8年度)】				
イ. 地下水の地球化学特性データの取得 東濃鉱山周辺に掘削された2本の試錐孔の8深度から花崗岩中の地下水を採取し、地下水の物理化学パラメータ、化学組成、同位体組成などのデータ収集を実施した。 ロ. 水-岩石反応解析・試験 深度500 ~ 1,000mの試錐孔 (5本) から得られた岩石試料を用いて、深部花崗岩の地質構造、鉱物組成、鉱物の変質状態などのデータを収集し、水-鉱物反応に関する熱力学的解析を実施した。 ハ. 地下水の地球化学モデルの構築 地下水の水質形成に寄与する主要な水-鉱物反応を抽出した。				
【使用主要施設】				
東濃地科学センター、東濃鉱山				
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		〔所 属〕環境技術開発推進本部 地層科学研究グループ 〔氏 名〕主幹 山崎真一	

【研究目的】

人工バリア材料の化学的安定性および天然バリア中での放射性核種の移行現象を支配する重要な因子である地下水の地球化学特性を把握し、地下水の地球化学モデルを作成し、多重バリアシステムの性能評価に資する。

【研究内容】

- イ. 地下水の地球化学特性データの取得
地下水の物理化学パラメータ (Eh, pH等)、化学組成、安定・放射性同位体組成の3次元的分布および地下水の起源・年代を明らかにする。
- ロ. 水-岩石反応解析・試験
地下水の化学組成・鉱物組成データを用いた熱力学計算等の解析および水-岩石反応試験等の室内試験を行う。
- ハ. 地下水の地球化学モデルの構築
イ.、ロ. を総合して地下水の水質形成機構に関する考察を行い、地下水の地球化学モデルを作成する。

【研究成果】

東濃地域において実施した深部地質環境の科学的研究により、上記の研究内容に対して以下の成果が得られた。

- イ. 地下水の地球化学特性データの取得
東濃地域に分布する土岐花崗岩中の地下水 (表層~深度約800m付近) について、以下の知見を得ることができた。
 - ・地下水のpHは深度とともに中性から弱アルカリ性 (pH=9~10) に変化する。また、深度160m付近の地下水の物理化学パラメータは、pH=8.3, Eh=0mV付近である。これらの値はpH-Eh図においてFe²⁺とFe(OH)₃の酸化還元境界に位置することから、地下水の酸化還元電位にはFe²⁺とFe(OH)₃の酸化還元反応が寄与していることが考えられる⁽²⁾。
 - ・地下水の水質は、深度180m付近でNa⁺, Ca²⁺, Fe²⁺, HCO₃⁻イオンに富み、深度200~330m付近ではNa⁺, Ca²⁺, HCO₃⁻イオンに、深度500~840m付近でNa⁺, HCO₃⁻イオンに富む^(1, 2) ように深度ごとで異なる (表1)。
 - ・深度180m付近の地下水からトリチウムが検出され、この深度まで表層水が浸透しているといえる。
- ロ. 水-岩石反応解析・試験
土岐花崗岩の地質構造、鉱物組成について、以下の知見を得ることができた。
 - ・緑色変質を伴う厚さ数m~数十mの割れ目帯と白色変質を伴う厚さ数mの割れ目帯が随所に存在し (図1)、深度百数十mまで、割れ目の表面および岩芯内部に酸化鉄鉱物の沈澱が確認された⁽²⁾。また、単一割れ目の表面、割れ目変質帯では、石英、斜長石、黒雲母の鉱物表面に水-鉱物反応により生じる表面構造が観察された⁽²⁾。
 - ・地球化学計算コード (PHREEQE) を用いた解析により、花崗岩深部では長石類が地下水に対して飽和状態~過飽和状態にあると計算される^(1, 2)。
 - ・鉱物の微視的観察と鉱物の地下水に対する飽和指数の計算から、地下水の水質に寄与する主要な反応として長石類の水-鉱物反応が考えられる。また、深度180m付近のFe²⁺イオンに富む水質は、長石類の水-鉱物反応の他に酸化鉄鉱物の還元反応が寄与していることが考えられる^(1, 2)。
- ハ. 地下水の地球化学モデルの構築
土岐花崗岩中の地下水の水質形成に寄与する主要な反応として、長石類と地下水の水-鉱物反応および鉄鉱物の酸化還元反応を抽出することができた。これらの反応が平衡状態に達している地点では、化学平衡論による地下水の水質形成機構のモデル化が可能であると考えられる。

【公開資料】

- (1)Iwatsuki, T., Yoshida, H.: Water-rock interaction analysis in relation to geological structure in deep crystalline rock at the Tono area, Japan. Proc. Chemical Contaminant of Wastes in the Geosphere, 3/4 Sept.1996, BGS, UK (1996)
- (2)岩月輝希, 吉田英一: 岐阜県東濃地域における深部結晶質岩の地質構造と地下水の地球化学特性 地球惑星科学関連学会 1997合同大会予稿集, p. 601 (1997)

表1 深部花崗岩における地下水の地球化学特性

サンプル・リンク地点	表層水	DH-4	DH-3	DH-3	DH-3	DH-3	DH-3	DH-3	DH-3	単位
深度 (m)	0	-186	-208	-330	-507.9	-645.6	-700	-790	-840	(m)
変質	-	M.F.Z.	M.F.Z.	M.F.Z.	M.F.Z.	M.F.Z.	M.F.Z.	M.F.Z.	I.F.Z.	I.Z.
pH	6.2	6.8	9.7	8.9	9.7	9.8	9.6	9	9.3	(ppm)
Si	5.96	5.6	8.23	13.8	2.47	6.08	5.62	4.05	5.53	(ppm)
Ti	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	(ppm)
Al	0.16	<0.02	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	(ppm)
Fe ³⁺	<0.05	9.34	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	(ppm)
Fe ²⁺	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05	(ppm)
Σ Fe	0.2	9.34	<0.02	0.06	0.03	0.03	0.02	<0.02	<0.02	(ppm)
Mn	0.76	0.77	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01	(ppm)
Mg ²⁺	0.18	1.88	0.14	0.12	0.03	0.03	0.03	0.19	0.05	(ppm)
Ca ²⁺	1.04	17.6	16	12.2	9.6	4.22	4.09	4.68	3.72	(ppm)
Sr ²⁺	<0.01	0.11	0.12	0.12	0.1	0.04	0.04	0.04	0.03	(ppm)
Na ⁺	12.3	13.3	8.2	11.6	19.5	39.5	36.5	36	39.5	(ppm)
K ⁺	10.1	6.13	3.45	0.93	1.6	1.02	1.15	1.15	0.8	(ppm)
F ⁻	0.17	4.99	1.99	4.09	3.45	11.41	10.91	8.92	9.73	(ppm)
Cl ⁻	1.43	2.74	2.3	3.69	4.16	3.24	3.48	3.87	3.11	(ppm)
NO ₂ ⁻	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	(ppm)
PO ₄ ³⁻	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	0.08	0.17	0.19	<0.02	<0.02	(ppm)
Br ⁻	<0.02	0.08	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	0.04	(ppm)
NO ₃ ⁻	0.08	0.02	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02	(ppm)
SO ₄ ²⁻	1.37	0.09	2.27	6.66	12.7	8.32	9.1	6.84	6.21	(ppm)
TC	47.03	n.m.	14	11.8	20.4	13.8	15.6	19.3	14	(ppm)
IC	8.421	n.m.	12	9.23	7.9	10.7	13.6	16.2	13.5	(ppm)
TOC	38.6	n.m.	1.99	2.61	7.9	3.1	2.38	3.11	0.5	(ppm)
NPOC	35.86	n.m.	1.97	109	10.1	2.1	2.4	3.01	4.6	(ppm)
δ D	-51.7	-52.5	-53.7	-53.6	n.m.	n.m.	n.m.	n.m.	-53.2	(‰)
δ ¹⁸ O	-8.1	-8	-8.2	-8.3	n.m.	n.m.	n.m.	n.m.	-8	(‰)
Tritium	n.m.	4.6	n.m.	n.m.	n.m.	n.m.	n.m.	n.m.	n.m.	(TU)

n.m. = 未測定 I.Z. = 未変質部 (intact zone) M.F.Z. = 緑色変質を伴う割れ目帯 (moderately fractured zone)

I.F.Z. = 白色変質を伴う割れ目帯 (intensely fractured zone)

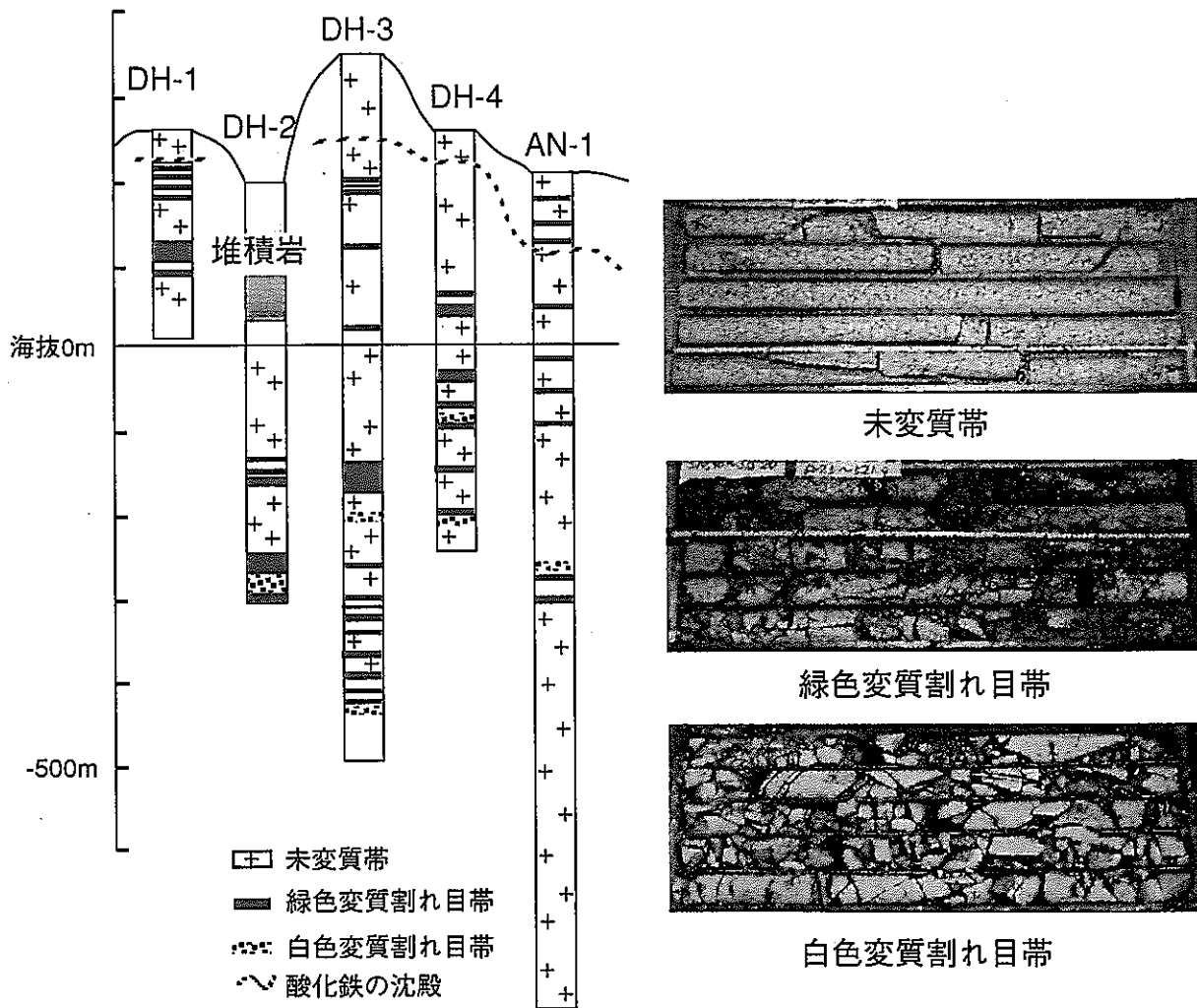


図1 土岐花崗岩の地質構造と岩相

安全研究 年次計画登録 研究課題	天然バリアにおける放射性核種の移行に関する研究				分類番号 2. - (13) -
実施研究課題 (Title)	天然バリアにおける放射性核種の移行に関する研究 (Radionuclide Migration Study on Natural Barriers)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	石川博久(Hirohisa ISHIKAWA), 石黒勝彦(Katsuhiko ISHIGURO), 油井三和(Mikazu YUI), 内田雅大(Masahiro UCHIDA), 畑中耕一郎(Kohichiro HATANAKA), 佐藤治夫(Haruo SATO), 澁谷朝紀(Tomoki SHIBUTANI), 澤田淳(Atsushi SAWADA), 笹本広(Hiroshi SASAMOTO), 館幸男(Yuikio TACHI), 巨真吾(Shingo WATARI), 井尻裕二(Yuji IJJIRI), 梅木博之(Hiroyuki UMEKI)*, 天野健治(Kenji AMANO)**, 吉田英一(Hidekazu YOSHIDA)**, 太田久仁雄(Kunio OHTA)**, 東海事業所 環境技術開発部 (Waste Technology Development Division, Tokai Works) * 本社 環境技術開発推進本部(Radioactive Waste Management Project, Head Office), **東濃地科学センター 地質環境研究室(Geological Environment Research Section, Tono Geoscience Center)				
キーワード	天然バリア	核種移行	分配係数	拡散係数	原位置試験
Key Word	natural barrier	migration	distribution coefficient	diffusin coefficient	in-situ experiment
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度		関連する国際共同研究課題及び実施機関	<ul style="list-style-type: none"> ・The GTS-RRP/MI Project (Nagra) ・Aspo Hard Rock Laboratory ・水理物質移行研究 (LBL) 	
関連する解析コード	該当なし		関連する特別会計 実証試験	該当なし	
【成果の達成レベル】					
<p>モデル・スイスで実施された水理・トレーサ試験を通じて吸着現象を把握し、吸着モデルの妥当性を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・釜石では水理学的に分離した地質構造が明らかとなり、水理モデルへの反映を検討した。 ・亀裂性媒体も多孔質媒体も場の不均質性を考慮できるようになった。 <p>室内・釜石鉱山より採取した岩石中のイオン拡散挙動について、実効拡散係数とイオン電荷および空隙率の関係に関する所期の成果および知見を得た。またイオン交換性のイオンについて岩石の陽イオン交換容量と吸着の関係について知見を得た。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東濃鉱山より採取した凝灰岩の空隙構造因子および核種移行パラメータに関して所期の成果を得た。 ・地層処分性能評価上重要と考えられる22元素の花崗閃緑岩および凝灰岩に対する分配係数のうち、11元素の分配係数に関する所期の成果を得た。 <p>原位置・結晶質岩中の割れ目におけるマトリックス拡散について現位置試験・調査を行い、核種移行経路（マトリックス拡散の場合）の不均質性の把握、および核種移行パラメータ（拡散深さ、拡散係数）の取得について所期の成果を得た。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・結晶質岩中の割れ目において原位置試験を実施し、放射性核種の収着特性や核種移行への影響因子等の知見を得た。 					
【進捗状況（平成8年度）】					
<p>モデル・スイスフィンションサイトやグリムゼルテストサイトで実施された水理・トレーサ試験の解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・亀裂性媒体に対しては、ネットワークの不均質性を考慮できる核種移行解析プログラムを開発した。 ・多孔質媒体に対しては、不均質場中の核種移行経路を抽出するプログラムを開発した。 <p>室内・水理パラメータに資するために釜石で地下水データを測定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・釜石鉱山坑道より採取した岩石中のイオンの拡散試験を実施すると共に、一部のイオンについては継続している。また、各岩石の空隙率、密度、細孔径分布、空隙内比表面積などの核種移行に関するパラメータを取得した。 ・東濃鉱山より採取した凝灰岩の空間構造因子を拡散試験により取得すると共に、核種移行に関するパラメータを取得した。 ・Se, Ni, Ra, Pa, Acの花崗閃緑岩および凝灰岩への収着挙動に関する研究を行い、収着挙動を把握するとともに、分配係数に関するデータを取りまとめた。また、Cs, Seの拡散実験から得られるみかけの分配係数と、パッチ法による分配係数との整合に関する知見が得られた。 <p>原位置・釜石鉱山において、花崗閃緑岩中の透水性割れ目およびその近傍岩盤における核種移行経路の構造と広がり（不均質性）を明らかにするための原位置レジン注入試験、およびウラン系列核種を用いた放射非平衡調査を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・グリムゼルテストサイトにおいて放射性核種の収着サイトおよび核種移行経路の特性を三次元的に明らかにするために花崗閃緑岩中の単一割れ目を対象に収着放射性核種を用いた原位置トレーサ試験および原位置レジン注入試験を実施した。 					
【使用主要施設】					
東海事業所地層処分基盤研究施設、東濃地科学センター、釜石事務所、釜石原位置試験場、Nagra グリムゼル試験サイト					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13（三会堂ビル） 動力炉・核燃料開発事業団		（所 属）環境技術開発推進本部 処分研究Gr. （氏 名）主幹 梅木 博之		

【研究目的】

天然バリア中での核種移行評価に必要な核種移行データを取得するとともに、天然バリア中の核種移行評価モデルを開発し、地層処分安全評価に資する。

【研究内容】

アクチニド等の水溶液中における存在状態、溶解、沈殿、吸着等化学的性質に関し、処分環境を模擬した条件下で実験を行う。特に、岩石中の放射性核種の移行を解析するため、分配係数、拡散係数等を測定するとともに、放射性核種が岩石中を移行する際のパラメータ評価とその影響を検討する。

また、釜石、東濃、スウェーデン(HRL)、スイス(グリムゼルテストサイト)等で実施されている水理、トレーサ試験の解析を行い、解析手法、モデル、パラメータの妥当性について検討する。さらに、天然バリア中の移行経路や吸着サイトなどの地質媒体の不均質性の影響を評価するために、亀裂性媒体、多孔質媒体のそれぞれについて原位置試験や室内試験に基づき、不均質性を表現することが可能な詳細モデルを開発する。

【研究成果】

東濃鉱山および釜石鉱山において実施した深部地質環境の科学的研究により、上記の研究内容に対して以下の成果が得られた。また、スウェーデン(HRL)、スイス(GTS)を対象として実施した調査試験の研究結果についても以下のとおりまとめる。

- i) 釜石鉱山における花崗閃緑岩中の透水性割れ目では、割れ目充填鉱物層と変質母岩との境界部に認められる粘土鉱物層が核種移行経路となっている。また、連結空隙のネットワーク(マトリックス拡散の場合)が、母岩に向けて数cmにわたり広がっていることが確認された。この連結空隙の分布は、おもに屈曲度の大きな空隙を有する鉱物の分布に規制されている。また、ウラン系列核種の放射非平衡調査から、マトリックス拡散の深さは10~100mm程度であることが明らかになった(1)。(図1)グリムゼル岩盤研究所において、原位置の化学的条件を乱さずに放射性トレーサーを注入・排出した結果、割れ目充填鉱物に対するTc, Co, Euの収着率は大きく、Seはほとんど収着しないという核種ごとの収着特性が明らかになった(2)(3)。(表1)また、エポキシ系レジンを用いた原位置レジン注入試験から、空隙の形状が放射性核種の遅延を規制する可能性が示された(4)。
- ii) 釜石鉱山坑道より採取した花崗閃緑岩未変質部、変質部、割れ目充填鉱物部について、イオン電荷をパラメーターにThrough-diffusion(透過拡散)法により拡散試験を実施した。各岩石について、Na⁺, Cs⁺, HTO, Cl⁻, SeO₃²⁻の見掛けの拡散係数および実効拡散係数を取得した。また、これらの各岩石および割れ目破碎帯(タイプC割れ目)より採取した岩石の陽イオン交換容量(CEC)を測定した。さらに、タイプC割れ目より採取した岩石については水中飽和法により空隙率および密度を測定した。その結果、各イオンの実効拡散係数は、割れ目充填鉱物部>変質部>未変質部の順となり各岩石の空隙率に比例した(5)(6)(7)。また、イオン電荷の影響は認められなかった。各岩石のCECの測定では、未変質部および変質部で2meq/100g、割れ目充填鉱物部で17meq/100g、タイプC割れ目より採取した岩石で62meq/100gとなった。この傾向は、イオン交換性の性質を持つCsやSrの分配係数の傾向と一致していた(7)。タイプC割れ目より採取した岩石の空隙率は、平均で8.6±0.43%となり、未変質部、変質部、割れ目充填鉱物部と比較して大きい値であった。東濃鉱山より採取した凝灰岩の屈曲度をNaClをトレーサーとしてThrough-diffusion法による拡散試験により測定した(8)。また水中飽和法により空隙率および密度、水銀圧入法により空隙率、密度、細孔径分布、空隙内比表面積を測定した。その結果、屈曲度はほぼ花崗閃緑岩と同程度であった。また空隙率は1.33~59.8と広い幅を持っており、岩石の不均一性が認められた(9)。Ni, Raの花崗閃緑岩および凝灰岩への分配係数を取得し、Ni, Raの分配係数が、共に、イオン強度およびpHに依存することが分かった。これらの挙動については、イオン交換および表面錯体モデルを用いることによって評価することが可能であることが分かった。また、Seの凝灰岩への収着実験を行い、分配係数が、pHに依存することが分かった。さらに、還元環境下でのPa, Acの花崗閃緑岩および凝灰岩に対する分配係数を取得し、Pa, Acの分配係数が温度に依存しないことが観察された。これらの分配係数は収着データベース中の登録を行った。また、Cs, Se花崗閃緑岩中の拡散実験および収着実験から、これらの実験方法によって、分配係数値が大きく異なることが示された。
- iii) 釜石原位置トレーサ試験予定エリアにおいて地下水データ(水圧分布、試錐孔掘削による地下水応答、流量検層等)を測定し、亀裂性岩盤における水理地質構造を把握した。その結果、水理的に連続性の乏しいコンパートメント構造(分離構造)の存在が明らかとなり(図2)、このような水理地質構造をモデルへ反映していくことの必要性について検討した。また、昨年度に引き続きスイスグリムゼルテストサイトの破碎帯中におけるトレーサ試験結果のシミュレーションを実施した。その結果、Naは線型の平衡論モデルで、Sr, Rbはフレンドリッヒ型の速度論モデルで評価できる一方、Csは非可逆型の速度論モデルでなければ評価しにくいことが明らかとなった。
- iv) 亀裂性媒体に関しては、核種移行経路である亀裂ネットワーク中の水理・物質移行パラメータの不均質性や分岐・合流等起因したメカニカルな分散効果を考慮する必要性からネットワーク上で核種移行を解析できるラプラス変換有限要素法を用いた解析プログラムを開発した。プログラムは、計算容量や計算時間の都合上、亀裂ネットワークをパイプネットワークに変換する必要があるため、亀裂ネットワークからパイプネットワークへの変換プログラムも同時に開発した。多孔質媒体に関しては、不均質場における水理解析の解の精度を向上させるためのプログラムの改良、核種移行経路抽出プログラムの出力情報の整理、核種移行経路上の核種移行解析プログラムの解の精度向上を行った。

【公開資料】

- (1) Ota, K., Amano, K., Sato, H., Shibutani, T. and Tachi, Y. :In situ matrix diffusion in fractured crystalline rock, Kmaishi In Situ Test Site, north-east Japan Abst. Migration' 97 (1997, in press).
- (2) Alexander, W. R., Ota, K., Frieg, B. and Mckinley, I. G. :The assessment of radionuclide retardation in fractured crystalline rocks. Proc. 21st Int. Symp. Sci. Basis Nucl. Waste Manag., MRS(1997, in press).
- (3) Alexander, W. R., Mckinley, I. G., Frick, U. and Ota, K. :The Grimsel field tracer migration experiment-What have we achieved after a decade of intensive work? Proc. GEOTRAP-FTTE, OECD/NEA, Paris (1996, in press).
- (4) Alexander, W. R., Frieg, B., Ota, K. and Bossart, P. :The RRP Project: Investigating radionuclide retardation in the host rock. Nagra Bulletin No. 27 (June, 1996), Nagra, Wettingen, Switzerland, pp. 43-55(1996).
- (5) 佐藤治夫, 館幸男, 渋谷朝紀, 油井三和: 物質移行経路を考慮した核種の拡散挙動, 日本原子力学会1997年春の年会, L12, 561(1997).
- (6) Sato, Haruo, Shibutani, Tomoki, Tachi, Yuikio, Ota, Kunio, Amano, Kenji, Yui Mikazu: Diffusion Behaviour of Nuclides Considering Pathways in Fractured Crystalline Rocks, MIGRATION' 97(to be presented).
- (7) Sato, Haruo, Shibutani, Tomoki, Tachi, Yukio, Ota, Kunio, Amano, Kenji, Yui Mikazu: Diffusion Behaviour of Nuclides Considering Pathways in Fractured Crystalline Rocks, PNC Technical Report, PNC TN 8410 97-127
- (8) Sato, Haruo: Through-diffusion Experiments on NaCl through Tuff —Measurement of Tortuosity —, PNC Technical Report, PNC TN 8410 96-111(1996).
- (9) Sato, Haruo: Porosity, Density and Pore-size Distribution on Tuff—Measurements by a Water Saturation Method and Mercury Porosimetry —, PNC Technical Report, PNC TN 8410 96-190(1996).
- (10) 動燃事業団: 地層処分研究開発の現状(平成8年度), PNC TN 96-071

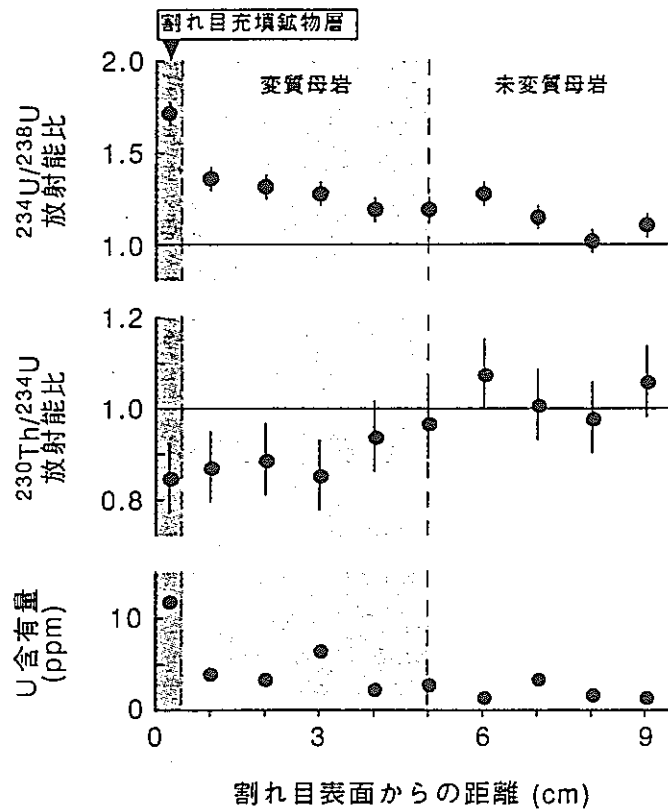


図1 割れ目近傍におけるU-238の分布

表1 グリムテストサイトにおけるトレーサ試験の結果

Table 1. Estimated Activity Inventory.

Radionuclide	Injection Activity (MBq)	Approximate Activity Passed Through The Flow-Field (MBq)	Approximate Activity Remaining In The Rock (MBq)
60Co	2.030 ± 0.050	0.355	1.675
75Se	6.610* ± 0.200	6.251	0.105**
99Tc	2.4 x 10 ⁻⁵	not detected	< 2.4 x 10 ⁻⁵
113Sn	1.213* ± 0.100	0.068	0.322**
152Eu	0.296 ± 0.010	0.059	0.237
234U	0.600 ± 0.040	0.315	0.285
235U	0.01542 ± 0.00100	0.00808	0.00734
237Np	0.580 ± 0.050	0.147	0.433

Comments : * = decay corrected on injection date, ** = decay corrected until 9 April 1997

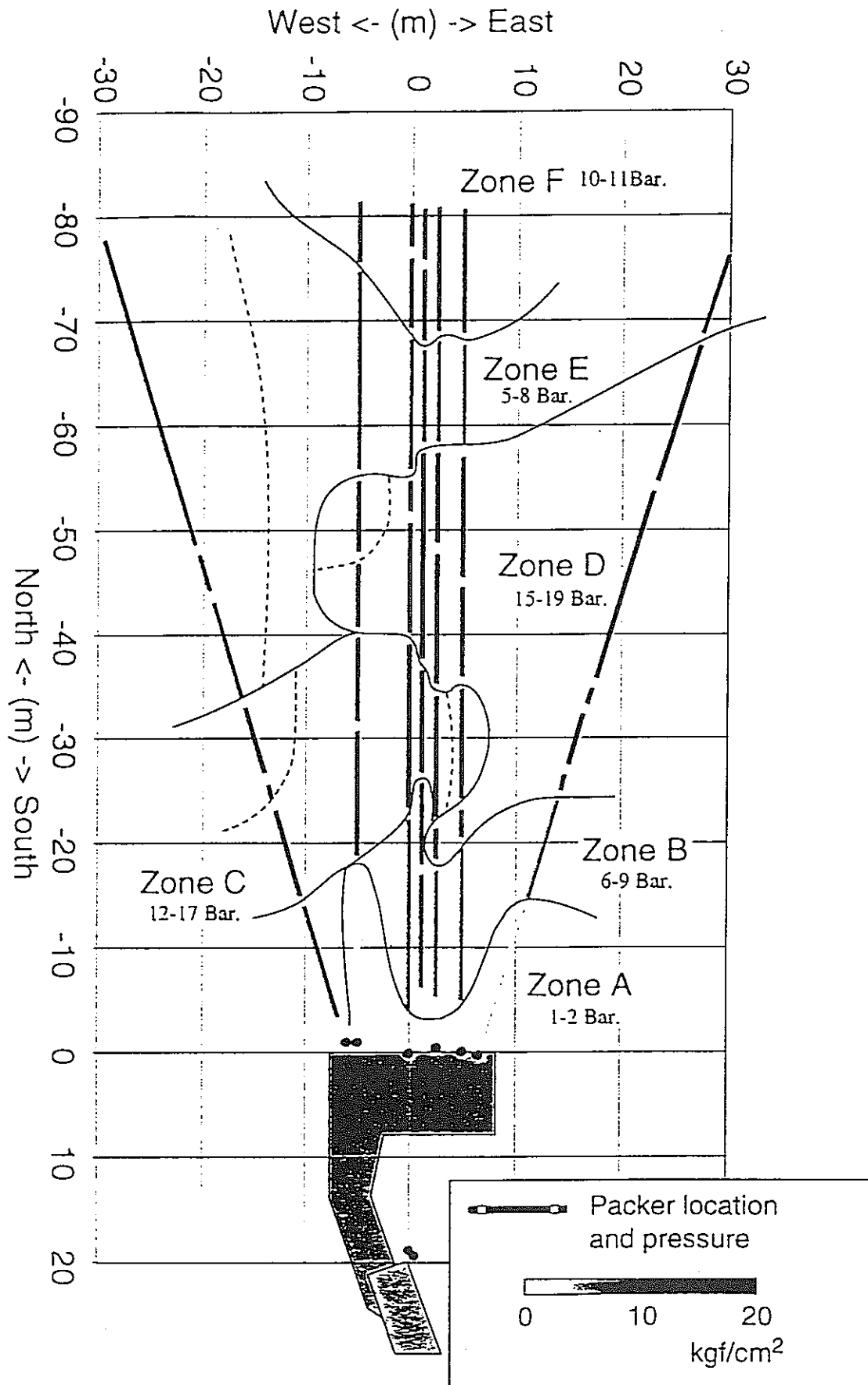


図2 釜石原位置トレーサー試験予定エリアにおいて観測された水理的分離構造

平成8年度

調 査 票

安全研究 年次計画登録 研究課題	天然バリアのナチュラルアナログ研究				分類番号 2. - (14) -
実施研究課題 (Title)	天然バリアのナチュラルアナログ研究 (Natural Analogue Study of Natural Barrier)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	新城則子 (Noriko SHINJO), 吉田英一 (Hidekazu YOSHIDA), 太田久仁雄 (Kunio OTA), 濱 克宏 (Katsuhiko HAMA), 岩月輝希 (Teruki IWATSUKI), 花室孝広 (Takahiro HANAMURO) 東濃地科学センター 地質環境研究室 (Geological Environment Research Section, Tono Geoscience Center)				
キーワード Key Word	ナチュラルアナログ natural analogue	天然バリア natural barrier	ウラン系列核種 U-series nuclide	核種移行 nuclide migration	希土類元素 rare earth element
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	東濃ナチュラルアナログ研究 日本原子力研究所, Nagra(スイス), CEA(フランス)	
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】					
<p>イ. 東濃ウラン鉱床等における研究 東濃ウラン鉱床の岩石および地下水試料を用いた地球化学的調査を実施し、断層における核種移行および地下水中の有機物の核種に対する吸着特性に関する知見を得た。また、地層中における核種移行モデルの構築のための検討を行い、核種移行のモデル化について見通しが得られた。</p> <p>ロ. 東濃ウラン鉱床における希土類元素の分布に関する研究 東濃ウラン鉱床の岩石試料を対象に、希土類元素の定量および濃度分布の解析を行い、変質花崗岩における希土類元素の分布について所期の成果を得た。</p>					
【進捗状況(平成8年度)】					
<p>イ. 東濃ウラン鉱床等における研究 東濃ウラン鉱床を横切る断層周辺の岩石試料を対象とした、ウラン系列核種の移行挙動の調査、および同鉱床内の試錐孔より得られる地下水中のコロイド・有機物に関する調査を実施した。また、地層中における核種移行のモデル化を行うための計算コードの作成について、一部作業を実施した。</p> <p>ロ. 東濃ウラン鉱床における希土類元素の分布に関する研究 東濃ウラン鉱床の岩石試料を対象に、希土類元素の定量および濃度分布の解析を実施し、研究成果の取りまとめを行った(平成8年度に終了)。</p>					
【使用主要施設】					
東濃地科学センター、東濃鉱山					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所 属) 環境技術開発推進本部 地層科学研究グループ (氏 名) 主幹 山崎真一		

【研究目的】

高レベル放射性廃棄物の地層処分により生じると想定される現象と類似した天然現象を抽出し、地層・地下水・核種の挙動、状態を明らかにすることにより、天然バリアの核種移行遅延機能を評価し、地層処分の安全評価に資する。

【研究内容】

- イ. 東濃ウラン鉱床等における研究
東濃ウラン鉱床などから採取した岩石・鉱物試料を用いて、移行経路/鉱物相の観察・調査や放射非平衡調査などの地質学的/地球化学的調査を行うとともに、東濃ウラン鉱床などから採取した岩石/地下水試料を用いた室内試験による定量的データの取得、および核種移行の評価(モデル解析)を行う。また、東濃ウラン鉱床内などに掘削された坑道の周辺におけるウラン系列核種の移行挙動に関する調査・試験を行うとともに、東濃ウラン鉱床内などの掘削された試錐孔から得られる地下水中のコロイド・有機物に関する調査・研究を行う。
- ロ. 東濃ウラン鉱床の岩石試料を用いた希土類元素等の存在量の測定と濃度分布の解析を行う(原研との共同研究)。

【研究成果】

東濃ウラン鉱床を対象として実施した深部地質環境の科学的研究により、上記の研究内容に関して以下の成果が得られた。

- イ. 東濃ウラン鉱床等における研究
 - ・東濃ウラン鉱床を横切る断層周辺から採取した岩石試料を対象にウラン系列核種の移行挙動の調査を行った結果(図1)、断層内を充填する断層粘土では、過去 100 万年にわたりウランの濃集・溶脱といった化学反応が起きていないと考えられることから、断層粘土は長期にわたり核種を保持する能力を有していることが明らかになった⁽¹⁾。
 - ・東濃ウラン鉱床内の試錐孔より得られる地下水中のコロイド・有機物に関する調査を行った結果、花崗岩の地下水中のフミン酸・フルボ酸は堆積岩の地下水中のフミン酸・フルボ酸と比較して約 5~30 倍の鉄、マンガン、ニッケル、ウランを吸着していることがわかった(表1)。これは、花崗岩・堆積岩中の地下水の地球化学的特性(pH, Ehなど)の違いによるものと考えられる。
 - ・地層中におけるウラン系列核種の移行挙動をモデル化するための計算コード SANTA-NDS について、一部作業を実施し、地層中のウラン系列核種の移行挙動の概念モデルを提示した⁽²⁾。
- ロ. 東濃ウラン鉱床における希土類元素の分布に関する研究
東濃ウラン鉱床の岩石試料を対象に、希土類元素の濃度分布について調査を行った結果、希土類元素とウランの間には相関は認められず、これらの元素は互いに異なる分布を持つことがわかった。また、変質度の異なる花崗岩を対象に希土類元素を定量した結果、変質によって軽希土が重希土よりも濃集する傾向にあることが分かった⁽³⁾。変質している花崗岩中には軽希土を含む炭酸塩鉱物(LREE(CO₃)F, Ca(LREE)₂(CO₃)₂F₂)が観察されることから(図2)、地下水中に含まれている軽希土がカルシウムとともに炭酸塩鉱物として析出することが考えられる。したがって、アメリカシウムやキュリウムなどのアナログ元素として考えられている軽希土の移行は、それらの核種を含む二次鉱物の生成により遅延される可能性が示された。

【公開資料】

- (1) 新城則子, 太田久仁雄, 吉田英一: 東濃ウラン鉱床における断層周辺の物質移行研究, 断層におけるウランの移行について, 地球惑星科学関連学会1997年合同大会予稿集, p. 599 (1997)
- (2) McKie, D., Maeder, U., Alexander, W. R., McKinley, I. G., Yoshida, H., Ota, K.: Development of a mechanistic model to interpret natural series disequilibrium data. Proc. 7th NAWG meeting, 28-30 Oct. 1996, Stein am Rhein, Switzerland (1996)
- (3) 飯田芳久, 関根敬一, 大貫敏彦, 柳瀬信之, 磯部博志, 大友潤一, 瀬尾俊弘, 吉田英一: 東濃ウラン鉱床における希土類元素の分布と挙動(II), 日本原子力学会1997年春の年会予稿集, p. 553 (1997)
- (4) Ota, K., Hanamuro, T.: Tono Natural Analogue Programme, Technical Note 96-01, (1996)
- (5) 新城則子, 太田久仁雄, 吉田英一: 東濃ウラン鉱床における断層周辺の物質移行研究, ウランの分布と移行経路について, 日本原子力学会中部支部第28回研究発表会講演予稿集, p. 33 (1996)
- (6) 花室孝広, 吉田英一: 東濃地域の花崗岩を利用した物質のマトリックス拡散に関する研究, 地球惑星科学関連学会1996年合同大会予稿集, p. 665 (1996)
- (7) 吉田英一: ウラン鉱床を利用したナチュラルアナログ研究, 第2回 NUCEFセミナー講演報文集, pp. 11-12 (1996)
- (8) 吉田英一: ナチュラルアナログの再考, 放射性廃棄物研究, 2, pp. 93-103 (1996)
- (9) 吉田英一, 花室孝広: The Tono natural analogue study program, 地球惑星科学関連学会1996年合同大会予稿集, p. 674 (1996)

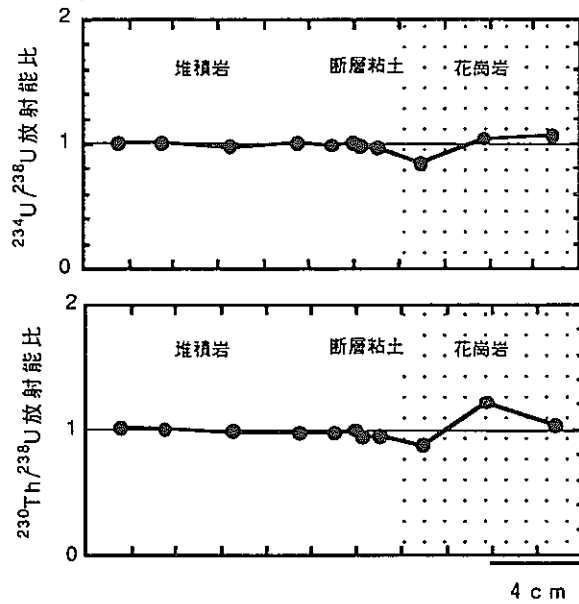


図1 断層周辺から採取した岩石試料の
ウラン系列核種の放射非平衡調査結果

表1 地下水中の有機物の微量元素含有量
(東濃鉱山KNA-6号孔)

	花崗岩		堆積岩	
pH	8.3		9.6	
Eh(mV)	0		-300	
EC(μ S/cm)	177		185	
フミン酸(μ g/l)	1.11		4.89	
フルボ酸(μ g/l)	2.95		14.9	
	フミン酸	フルボ酸	フミン酸	フルボ酸
Fe(wt%)	1.15	0.14	0.038	0.007
Mn(wt%)	0.0015	0.0015	0.00029	0.0003
Ni(wt%)	0.016	0.0005	0.0008	0.0002
U(wt%)	0.0042	<0.0001	0.00069	<0.0001

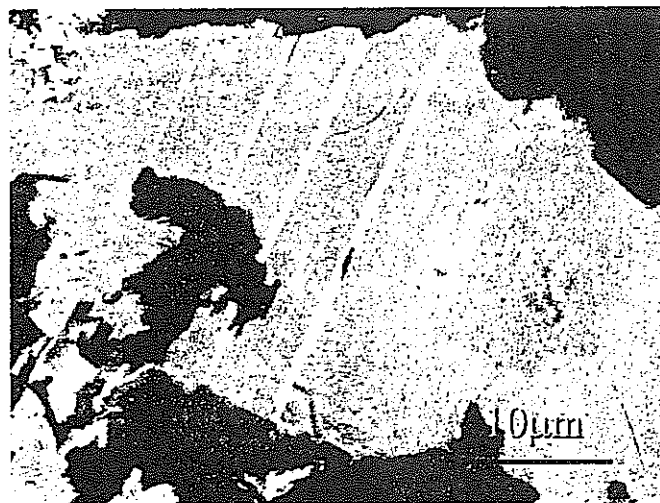


図2 変質花崗岩中に観察される軽希土含有炭酸塩鉱物の顕微鏡写真

Bastnaesite ((LREE)(CO₃)F) : 明色部

Parisite (Ca(LREE)₂(CO₃)₃F₂) : 暗色部

安全研究 年次計画登録 研究課題	地質環境の適性評価手法に関する研究			分類番号 2. - (15) -
実施研究課題 (Title)	地質環境の適性評価手法に関する研究 (Study on the Methodology for the Assessment of Geological Environment)			
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)			
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	長谷川 健 (Ken HASEGAWA), 吉田英一 (Hidekazu YOSHIDA) 東濃地科学センター 地質環境研究室 (Geological Environment Research Section, Tono Geoscience Center) 仙波 毅 (Takeshi SENBA) 釜石事務所 (Kamaishi Office) 志賀貴宏 (Takahiro SHIGA) 東濃地科学センター 超深地層研究所計画室 (URL Planning Section, Tono Geoscience Center) 中野勝志 (Katsushi NAKANO) 東濃地科学センター 技術開発課 (Geotechnics Development Section, Tono Geoscience Center)			
キーワード Key Word	地質環境 geological environment	データベース data base	適性 suitability	
研究期間	平成 8 年度 ~ 平成 1 2 年度	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず	
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】				
<p>イ. 地下深部の地質環境に関するデータの収集 東濃地域および釜石鉾山における調査研究を継続し、地下深部の地質、地質構造、水理、地下水水質および岩盤物性などに関するデータの収集について所期の成果を得た。</p> <p>ロ. 地質環境データベースシステムの拡張・整備 地下深部の地質環境に関する情報を機能的に管理し、効率的な解析・評価を行うためのデータベースの拡張・整備について所期の成果を得た。</p> <p>ハ. 地質環境の適性評価に関する解析手法の適用評価 地質環境データおよび各種調査技術の内容と適応性について検討を開始し、地質環境の適性評価のための現在の調査・解析手法の妥当性の確認について見通しを得た。</p>				
【進捗状況 (平成 8 年度)】				
<p>イ. 地下深部の地質環境に関するデータの収集 東濃鉾山での調査研究、東濃地域を対象とした広域地下水流動研究および釜石鉾山原位置試験研究などを継続し、地質環境に関するデータの収集を継続した。</p> <p>ロ. 地質環境データベースシステムの拡張・整備 東濃鉾山、東濃地域および釜石鉾山における調査研究により、これまでに取得された地下深部の地質環境に関する情報や試験研究の成果を一元的に管理するデータベースの整備を行った。</p> <p>ハ. 地質環境の適性評価に関する解析手法の適用評価 地質環境データおよび各種調査技術の内容について検討を開始した。</p>				
【使用主要施設】				
東濃地科学センター、東濃鉾山、釜石鉾山				
連絡先	〒 107 ☎ 03-3586-3311 東京都港区赤坂 1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団	(所 属)	環境技術開発推進本部 地層科学研究グループ	
		(氏 名)	主幹 山崎真一	

【研究目的】

地質環境に関する実証的データを整備するとともに、地質環境の適性を評価する解析手法の適用評価を行い、地層処分及安全評価に資する。

【研究内容】

- イ. 地下深部の地質環境に関するデータの収集
地下深部の地層の状況を把握するために、現地における各種データを地質調査、地下水調査、試錐調査、岩盤物性調査、物理調査、リモートセンシング調査などにより取得する。
- ロ. 地質環境データベースシステムの拡張・整備
我が国の地質環境に関する各種データを機能的に管理し、効率的な解析・評価を行うための広範なデータベースを拡張・整備する。
- ハ. 地質環境の適性評価に関する解析手法の適用評価
各種の地質環境に適合した調査技術と解析手法を検討し、地質環境の適性を評価する際の調査・解析手法の妥当性を確認する。

【研究成果】

東濃地域および釜石鉱山などにおいて実施した深部地質環境の科学的研究により、上記の研究内容に関して以下の成果が得られた。

- イ. 地下深部の地質環境に関するデータの収集
東濃鉱山および周辺における各種の調査研究によって、地下深部の地質構造、水理学的特性、地下水の地球化学的特性、および岩盤の力学的特性などについての知見が得られつつある。例えば、東濃地域における地下深部の堆積岩中は強還元状態にあり、さらに地下深部の基盤花崗岩中においては、地下水の性質が割れ目などの地質構造や充填鉱物などの種類と密接に係わっており、上部の堆積岩ほど強還元状態ではないことなどが示された⁽¹⁾。地下水流動に関しては、東濃鉱山周辺の数百メートル範囲においては、月吉断層などの地質構造が流動特性が支配していることが確認された。
また、釜石原位置試験研究によって、深部結晶質岩中の割れ目や断層などによって特徴づけられる地質構造の特性が明らかになり^(2,3)、地下水の水質や割れ目中の物質移行現象に関するデータが蓄積された^(4,5)。
- ロ. 地質環境データベースシステムの拡張・整備
イ. で収集した地質環境に関するデータについて機能的に管理し、効率的な解析・評価を行うための広範なデータベースの整備と拡張および既存データの登録を開始した。同データベースの整備は、地熱フィールドで取得されるデータを管理するために開発されたデータベースマネジメントシステムであるGEOBASEを用いて行った。
- ハ. 地質環境の適性評価に関する解析手法の適用評価
地質環境に関して取得した実証的データについて、地層処分研究において必要なデータセットや内容などとの整合性の確認と品質保証に関する検討作業を開始した。また、サイトを特定せずに、地下深部における各種の地質環境特性（地質、地下水化学、水理など）を調査するために必要な調査技術について、現有技術の種類や適用範囲についての確認作業を合わせて開始し、地質環境の調査・解析手法の妥当性を確認するための作業フローを作成した。

【公開資料】

- (1)Iwatsuki, T., Yoshida, H.: Water-rock interaction analysis in relation to geological structure in deep crystalline rock at the Tono area, Japan. Proc. Chemical Containment of Wastes in the Geosphere, 3/4 Sept. 1996, BGS, UK (1996)
- (2)天野健治, 吉田英一: 結晶質岩中の物質移行経路としての割れ目構造解析. 日本原子力学会1996年春の年会要旨集, p. 659 (1996)
- (3)Suzuki, K., Yoshida, H., Amano, K., Yogo, S.: CHIME dating of monazite from pelitic hornfels of the Kurihashi granodiorite, Kitakami Mountains. J. Earth Planet. Sci. Nagoya Univ. 43, pp.17-26 (1996)
- (4)笹本 広, 瀬尾俊弘, 油井三和, 佐々木康雄: 釜石鉱山における地下水の地球化学的研究(1). 動燃技術報告書, PNC TN 8410 96-203 (1996)
- (5)Ota, K., Amano, K., Sato, H., Shibutani, T., Tachi, Y.: In situ matrix diffusion in fractured crystalline rock, Kamaishi In Situ Test Site, north-east Japan. Abst. Migration'97, Sendai, Japan (1997, in press)

安全研究 年次計画登録 研究課題	地震動が地質環境特性に与える影響に関する研究				分類番号 2. - (16) -
実施研究課題 (Title)	地震動が地質環境特性に与える影響に関する研究 (Study on the Seismic Effect on Geological Environment)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	湯佐泰久 (Yasuhisa YUSA), 中司 昇 (Noboru NAKATSUKA), 石丸恒存 (Tsuneari ISHIMARU) 東濃地科学センター 地質安定性研究室 (Neotectonics Research Section, Tono Geoscience Center) 青木和弘 (Kazuhiro AOKI), 川村 淳 (Makoto KAWAMURA) 釜石事務所 (Kamaishi Office)				
キーワード Key Word	地震 seismicity	地震動 earthquake motion	地質環境 geological environment	地下水流動 groundwater flow	
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず	
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】					
イ. 地震動の観測 釜石鉱山(花崗岩)において地震観測を継続し、所期の成果を得た。花崗岩以外の岩盤での地震観測は未着手である。 ロ. 地震動の地下低減特性の特徴把握およびモデル化 地下深部から地表部にかけての地震動特性に関する解析を行い、地下深部における地震の最大加速度の低減特性に関して所期の成果を得た。 ハ. 地下水流動・性質の観測および評価手法の検討 釜石鉱山における地下水の水圧の連続観測および水質分析などを行い、地下水に対する地震の影響に関して所期の成果を得た。					
【進捗状況(平成8年度)】					
イ. 地震動の観測 地震計(東西、南北、鉛直方向の3成分加速度計)を地表部から深度約650m間の標高の異なる4レベルの坑道内に設置し、地震観測を継続した。また、岩盤歪み計(レーザー干渉型、差動トランス併設型の石英管伸縮計方式)を標高550m(地表下約300m)の坑道奥に移設した。 ロ. 地震動の地下低減特性の特徴把握およびモデル化 収集された観測データについて、地表下約600mの観測点を基準とした場合の地表下約300m、地表下約140m、地表部の各観測点における加速度振幅の増幅率を検討した。また、全体の傾向から外れるものについても検討を行った。 ハ. 地下水流動・性質の観測および評価手法の検討 標高550mの3本の試錐孔の孔口部分に圧力センサーを設置して地下水の水圧観測を継続し、地震に伴う水圧の変化様式について検討した。また、坑道壁面からの湧水について、湧水量、電気伝導度、pHの連続測定および水質分析を継続した。					
【使用主要施設】					
釜石鉱山					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		【所 属】 環境技術開発推進本部 地層科学研究グループ 【氏 名】 主幹 山崎真一		

【研究目的】

地震動の地下低減特性及び地震動による地下水の流動及び性質の変化のメカニズム等を把握するとともに、地下深部の地震特性を一般化したモデルを開発し、地層処分の長期的な安全性を評価することに資する。

【研究内容】

地震動が地質環境特性に与える影響を評価するために、以下の研究を実施する。

イ. 地震動の観測

花崗岩盤の地表・地下において、地震動の継続観測を実施する。さらに、花崗岩以外の岩盤について地震動特性を把握するための観測を行う。

ロ. 地震動の地下低減特性の特徴把握およびモデル化

震央距離、震央位置（入射角）、マグニチュード、加速度振幅（水平／上下方向）等に対して、地形が地震動に及ぼす影響を把握する。また、作成した速度構造モデルを用いて、地震動の地下低減特性を一般化するために理論解析を実施するとともに、実測値と比較し、モデルの改良を行う。

ハ. 地下水流動・性質の観測および評価手法の検討

地下水流動やその性質が地震動により、変化する幅・期間等のデータを継続収集する。また、上記観測により、地震動が地下水流動・性質に及ぼす影響を定量的に把握し、その評価方法につき検討する。

【研究成果】

釜石鉱山において実施した深部地質環境の科学的研究により、上記の研究内容に関して以下の知見が得られた。

イ. 地震動の観測

釜石鉱山において平成8年1月から12月までの1年間に、58回（No. 250～No. 307）の地震が観測された。観測された58回のうち、マグニチュードが最大の地震は、2月17日に福島県沖で発生した地震と12月22日に北海道西方沖で発生した地震で、 $M=6.6$ であった。また、加速度振幅が最大の地震は、岩手県川井村小国で観測された地震（ $M=4.4$ ）で、K-1点（地表部）で57galである。また、K-1点で10galを超える地震は4回観測された。

ロ. 地震動の地下低減特性の特徴把握およびモデル化

地下約140mの地震の最大加速度振幅は、これまでに観測された地震動の地下低減特性と同様の傾向が認められた。また、地下の加速度振幅の増幅、低減特性（ X, Y, Z ）に関して、全体の傾向から外れるもの（図1中、No. 270、No. 151）について検討を行った。その結果、3成分（ X, Y, Z ）の合成波形（合力）あるいは地震動の実効値（エネルギーの総和）で比較した場合には、全体の傾向と整合的であり、地震動の地下低減特性の特徴が把握できた。

ハ. 地下水流動・性質の観測および評価手法の検討

地震による地下水流動・水質の変化について、観測を継続した結果、以下の知見が新たに得られた。

- 地下300m以深での水圧観測の結果、降雨量の変化に対応して水圧は 1.0kgf/cm^2 程度の季節変化を示した。また、これまでに観測された地震に伴う水圧の変動幅は、年間の季節変化に伴う水圧の変動幅よりも小さいことが分かった。
- 地震が観測された際に水圧の変化が認められたものについては、Dobrovolskyらによる地震のマグニチュードと震央距離から計算される理論的な地殻歪み量（ e ：体積歪みの最大値）が 10^{-8} よりも大きく（図2）、とくにKWP-2孔での地震に伴う水圧の変化幅（絶対値）は、Dobrovolskyらによる地殻歪み量に対して正の相関を示す^{(1) (2)}（図3）ことが明らかになった。
- 地震の発震機構に基づく検討の結果、釜石鉱山が主圧縮応力軸（P軸）方向に位置する地震の場合、水圧が変化しにくい傾向が認められた。
- 地震前後の地下水分析を9件実施した結果、地震に起因すると断定できる変化は認められなかった。

【公開資料】

(1) Ishimaru, K., Shimizu, I.: Groundwater pressure changes associated with earthquakes at the Kamaishi Mine, Japan -A study for stability of geological environment in Japan-. Proc. 30th International Geological Congress, 24, pp. 31-41 (1997)

(2) 石丸恒存：地質環境の長期安定性に関する研究。－地震が地下水の水理に与える影響－。動燃技報第102号（1997、印刷中）

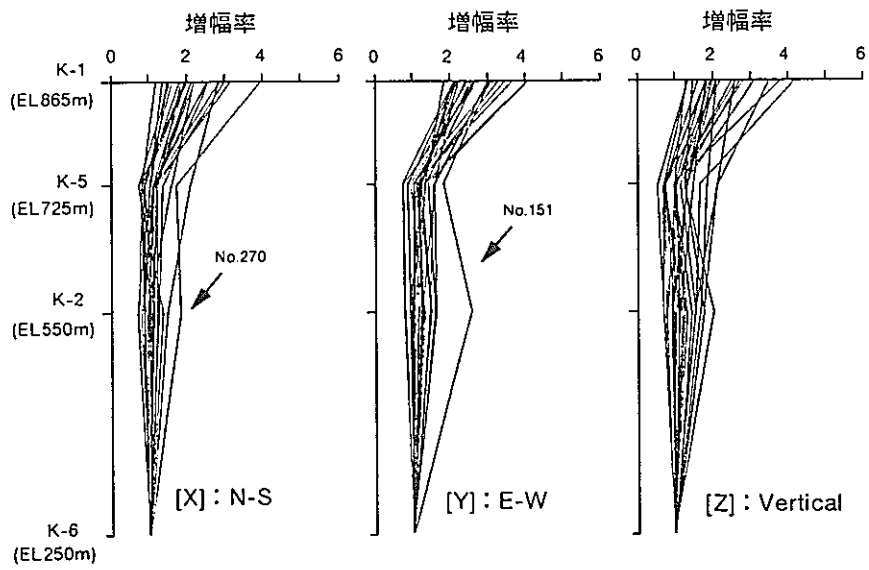


図1 K-6を基準とした場合の最大加速度振幅の増幅率

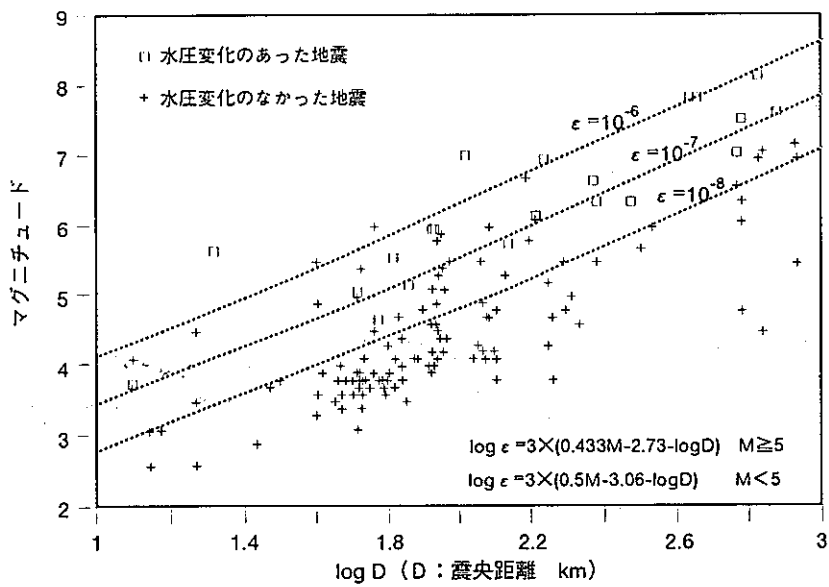


図2 水圧変化の有無と地殻歪み (ϵ) との関係

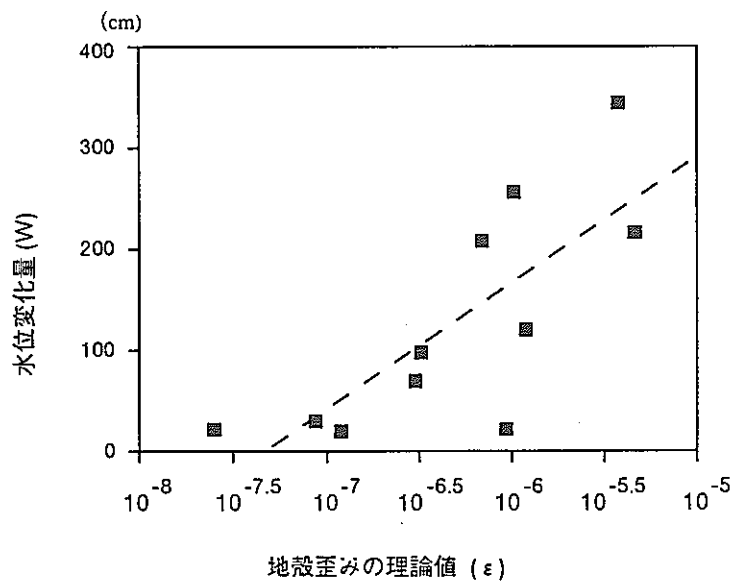


図3 水位変化量と地殻歪み (ϵ) との関係
 ■ : KWP-2孔のデータ

安全研究 年次計画登録 研究課題	人工バリアとその周辺岩盤との相互作用に関する研究				分類番号 2. - (18) -
実施研究課題 (Title)	人工バリアとその周辺岩盤との相互作用に関する研究 (Study on Interaction of Artificial Barrier and the Surrounding Rock Mass)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	佐藤稔紀 (Toshinori SATO), 松井裕哉 (Hiroya MATSUI), 菊地正 (Tadashi KIKUCHI), 杉原弘造 (Kozo SUGIHARA) 東濃地科学センター 地質環境研究室 (Geological Environment Research Section, Tono Geoscience Center) 藤田朝雄 (Tomoo FUJITA), 千々松正和 (Masakazu CHIJIMATSU), 杉田裕 (Yutaka SUGITA) 東海事業所 環境技術開発部 (Waste Management Technology Division, Tokai Works)				
キーワード Key Word	坑道掘削 excavation	掘削影響領域 disturbed zone	掘削工法 excavation method	人工バリア engineered barrier	ベントナイト bentonite
研究期間	平成3年度 ~ 平成12年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず	
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】					
<p>イ. 原位置試験による研究</p> <ul style="list-style-type: none"> 東濃鉾山 (堆積岩) の水平坑道において機械 (ブームヘッダー) 掘削の事後調査および解析を実施するとともに、これまでに実施した発破掘削の結果と比較し、掘削影響領域に対する工法依存性の影響評価について所期の成果を得た。 釜石鉾山 (結晶質岩) の水平坑道において通常発破と制御発破による掘削影響試験を実施し、掘削影響領域の特性と広がりに関する情報の収集とこれらの工法依存性の影響評価について、所期の成果を得た。 <p>ロ. 工学規模試験による研究</p> <ul style="list-style-type: none"> 岩盤を含めたニアフィールドの熱-水-応力連成試験準備が完了し、熱-水-応力連成挙動に関するデータ取得についての見通しが得られた。 <p>ハ. 上記の試験の統合による人工バリアとその周辺岩盤の連成挙動のモデル化については、未着手である (平成10年度から研究を開始する)。</p>					
【進捗状況 (平成8年度)】					
<p>イ. 原位置試験による研究</p> <ul style="list-style-type: none"> 東濃鉾山において立坑掘削影響試験および水平坑道の発破掘削影響試験を実施し、掘削後の岩盤変位の長期観測を継続した。また、水平坑道の機械掘削影響試験を実施し、事後調査および解析研究を行った。 釜石鉾山において異なる深度における水平坑道の掘削影響試験を継続した。平成8年度は250mレベル坑道において掘削影響試験を実施した。 <p>ロ. 工学規模試験による研究</p> <ul style="list-style-type: none"> 室内における岩盤と緩衝材の熱-水-応力連成挙動に関するデータ取得の準備として、熱-水-応力連成試験設備 COUPLEにおいて使用する疑似岩体およびベントナイトブロックを製作した。 <p>ハ. 上記の試験の統合による人工バリアとその周辺岩盤の連成挙動のモデル化については、未着手である (平成10年度から研究を開始する)。</p>					
【使用主要施設】					
<p>イ. 原位置試験による研究: 東濃地科学センター、東濃鉾山、釜石鉾山</p> <p>ロ. 工学規模試験による研究: 東海事業所、熱-水-応力連成試験設備 COUPLE</p> <p>ハ. モデル化手法の開発: 東濃地科学センター、東海事業所</p>					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所 属) 環境技術開発推進本部 地層科学研究グループ (氏 名) 主幹 山崎真一		

【研究目的】

周辺岩盤の環境の変化を時系列的に把握し、人工バリアとその周辺岩盤との相互作用およびそれらの長期挙動の評価に資する。

【研究内容】

イ. 原位置試験による研究

結晶質岩と堆積岩を対象として、それぞれ原位置において掘削影響試験を実施し、掘削影響領域の広がりなどについての情報を継続して収集する。また、掘削影響領域に対する掘削工法の違いによる影響を評価するとともに、掘削影響領域の生成メカニズムの解明と坑道周辺岩盤のモデル化を進める。また、岩盤の長期的な力学的挙動を予測する手法を開発するための室内試験およびモデル化の基礎的検討を行う。

ロ. 工学規模試験による研究

岩相や試験条件をパラメータとして、岩盤および緩衝材の熱-水-応力連成挙動に関するデータを取得するとともに、緩衝材の膨潤応力の発生メカニズムのモデル化およびコード開発を実施する。

ハ. 上記の試験を統合し、人工バリアとその周辺岩盤の総合的な挙動をモデル化する手法を開発する。

【研究成果】

イ. 原位置試験による研究

東濃鉱山および釜石鉱山において実施した深部地質環境の科学的研究により、上記の研究内容に関して以下の成果が得られた。

- ・東濃鉱山（堆積岩）の水平坑道（北延NATM坑道）において、機械（ブームヘッダー）掘削の事後調査および解析を実施した。弾性波屈折法調査によると、坑道の側壁、天盤および床盤において、坑道壁面から30cmの範囲で、弾性波速度が健全部よりも25～30%低下した領域が検出された。弾性波および比抵抗トモグラフィ調査では、坑道掘削に伴って、弾性波速度や比抵抗が変化した領域を捉えることは出来なかった。さらに、水理学的ゆるみ領域計測装置を用いた透水試験の結果では、坑道側壁から70cm以内において透水係数は変化しなかった（図1）。これらの結果を総合的に判断すると、機械掘削に伴う掘削影響領域は坑壁から30cm程度であると言える。発破掘削では、弾性波速度は80cmの範囲で最大50%低下しており、透水係数は1mの範囲で2～3オーダー程度増加している。機械掘削では、発破掘削と比較して掘削影響領域の範囲が狭く物性の変化量も小さいことが確認された。事後解析では、弾性波屈折法の結果から掘削影響領域の幅を設定するとともに、弾性波速度と静弾性係数との関係に基づきモデル化した。このモデルを用いて有限要素法による解析を実施したところ、岩盤変位の解析値と実測値は良く一致した。
- ・釜石鉱山（結晶質岩）の250mレベル坑道において、通常発破と制御発破により坑道を掘削し、掘削前後に透水試験、掘削中に岩盤変位計測、ひずみ計測、振動計測、AE(Acoustic Emission)計測などを実施した。AE計測の結果では坑道壁面から2m程度範囲でAEが集中して分布していた⁽¹⁾（図2）。亀裂分布との比較によると、連続性のある亀裂の近傍でAEが発生していた。発破（Conventional blasting）工法と制御発破（Smooth blasting）工法では、制御発破工法の方が、AEの発生数が少なく、振幅値が小さく、工法依存性が確認された。岩盤変位やひずみ計測の結果では、発生した変位やひずみの分布は連続的ではなかった。このため、亀裂の開口や閉塞などの局所的な変位やひずみの発生や、亀裂によって囲まれたブロックが掘削によって動いている可能性が示唆された。

ロ. 工学規模試験による研究

熱-水-応力連成試験設備 COUPLE で使用する、センサーを埋設したモルタル製の疑似岩体を製作した（図3）。また、材齢28日後の疑似岩体と同配合の供試体を用いて、強度、透水係数、熱特性などの物性値を室内試験にて求めた⁽²⁾（表1）。さらに、疑似岩体のビットにセンサーを設置したベントナイトブロックを製作した（図4）。このように、連成試験の準備が完了した。

ハ. 上記の試験の統合による人工バリアとその周辺岩盤の連成挙動のモデル化については、平成10年度から研究を開始する。

【公開資料】

別添に示す。

「人工バリアとその周辺岩盤との相互作用に関する研究」

- (1)土原久哉, 松井裕哉, 三上哲司, 杉原弘造: 深部岩盤における掘削損傷領域の工法依存性に関する予備調査. 第28回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集, pp.308-312 (1997)
- (2)千々松正和: 熱-水-応力連成試験設備 (COUPLE) における試験 (その1), 天然岩石を用いた試験結果. 動燃技術報告書, PNC TN8410 97-025 (1997)
- (3)佐藤稔紀, 菊地正, 杉原弘造, 山本卓也, 大久保誠介: 坑道近傍における発破振動計測. 資源・素材学会1996年春季大会講演要旨集, p.91 (1996)
- (4)佐藤稔紀, 菊地正, 杉原弘造, 山本卓也, 大久保誠介: 掘削影響の相違と掘削工法の関係について-東濃鉱山における振動計測結果を例として-. 日本原子力学会1996年秋の大会予稿集, p.684 (1996)
- (5)佐藤稔紀, 菊地正, 杉原弘造, 山本卓也, 大久保誠介: ブームヘッダーによる坑道掘削時の振動計測. 資源・素材'96, 一般発表講演要旨集, p.3 (1996)
- (6)松井裕哉, 杉原弘造, 木梨秀雄, 三上哲司: 釜石鉱山における新規坑道掘削を対象とした変形挙動予測解析. 第28回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集, pp.102-106 (1997)
- (7)堀田政國, 松井裕哉, 杉原弘造, 船戸明雄: 間隙水圧計測可能な亀裂変位計の現場適用試験. 第28回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集, pp.293-297 (1997)
- (8)中村直昭, 秋山真介, 松井裕哉, 佐藤稔紀: 複数の手法を用いた初期応力測定結果の比較. 第28回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集, pp.373-377 (1997)
- (9)菊地正, 佐藤稔紀, 杉原弘造, 板本昌治: 坑道掘削に伴う周辺岩盤のひずみ測定. 第28回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集, pp.408-412 (1997)
- (10)Sugihara, K., Matsui, H., Ishijima, F., Sato, T.: Study on excavation disturbance in the Kamaishi Mine, Japan. EDZ Workshop, Winnipeg, Canada, pp.15-24 (1996)
- (11)石島文代, 杉原弘造, 吉田英一: 空洞掘削に伴う周辺岩盤の微視的構造調査. 動燃技報第99号, pp.105-111 (1997)
- (12)Kiyama, T., Kita, H., Ishijima, Y., Yanagidani, T., Aoki, K., Sato, T.: Permeability in anisotropic granite under hydrostatic compression including post-failure region. Proc. 2nd North American Rock Mechanics Symposium (NARMS'96), pp.1643-1650 (1996)

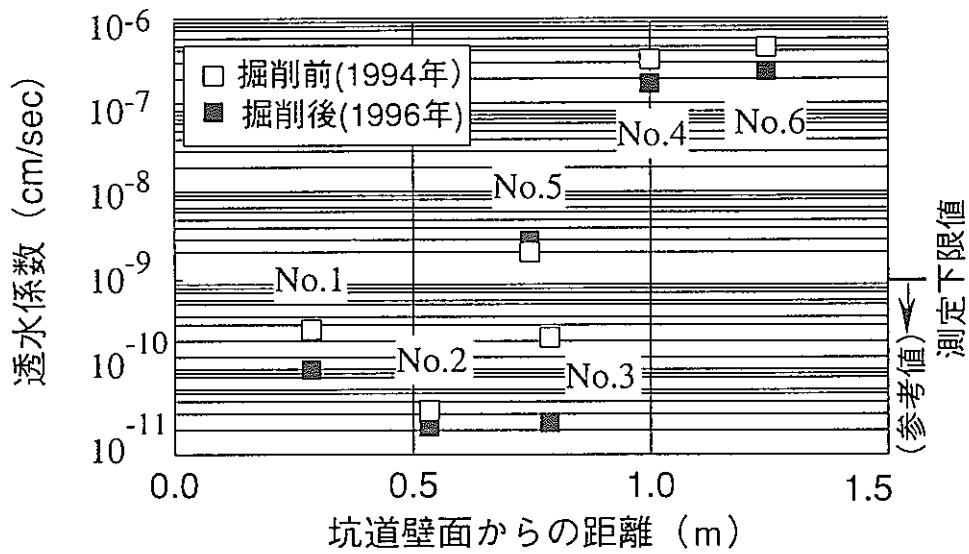


図1 東濃鉱山における機械掘削前後での透水係数の変化

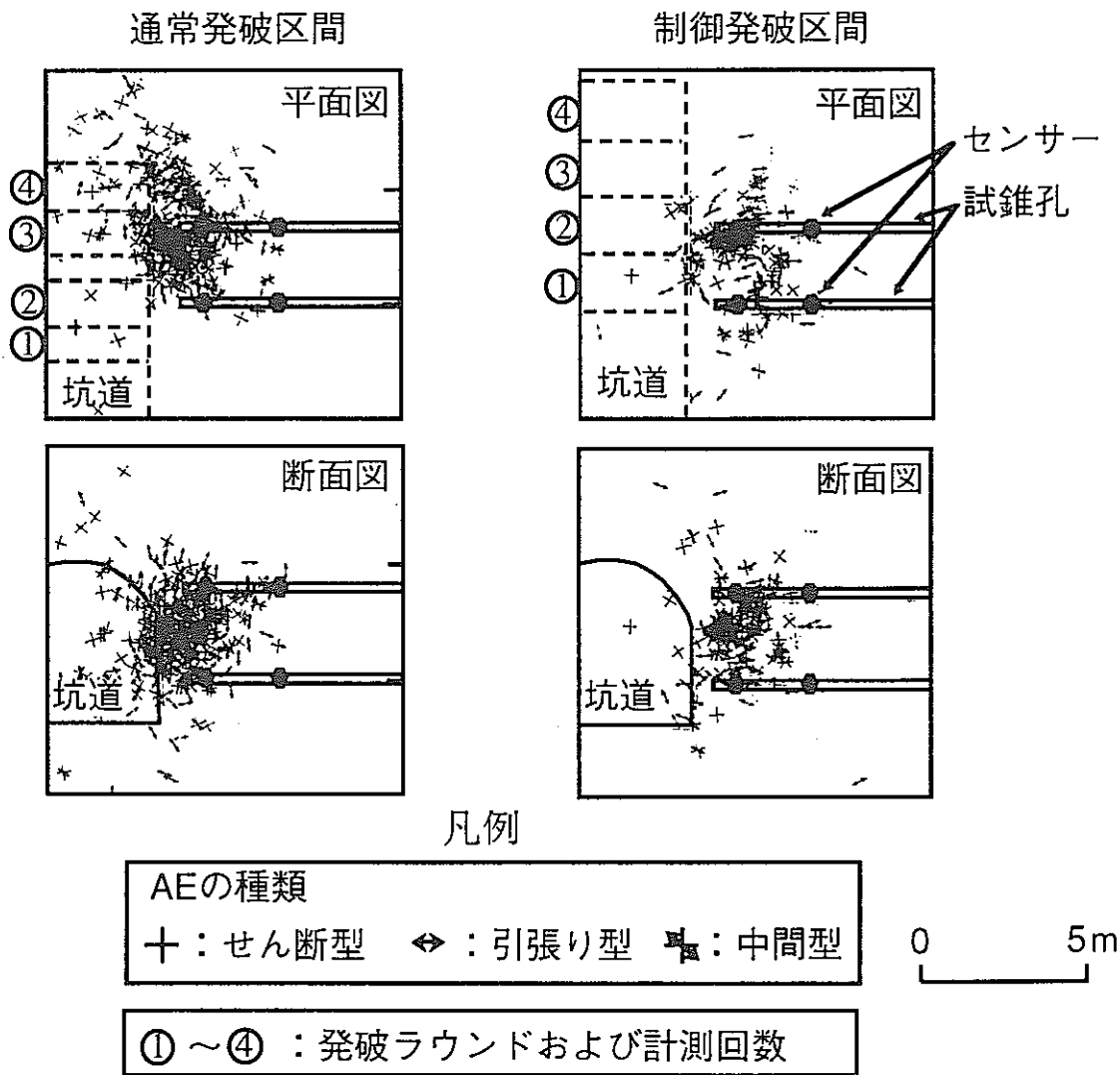


図2 釜石鉱山におけるAE計測結果

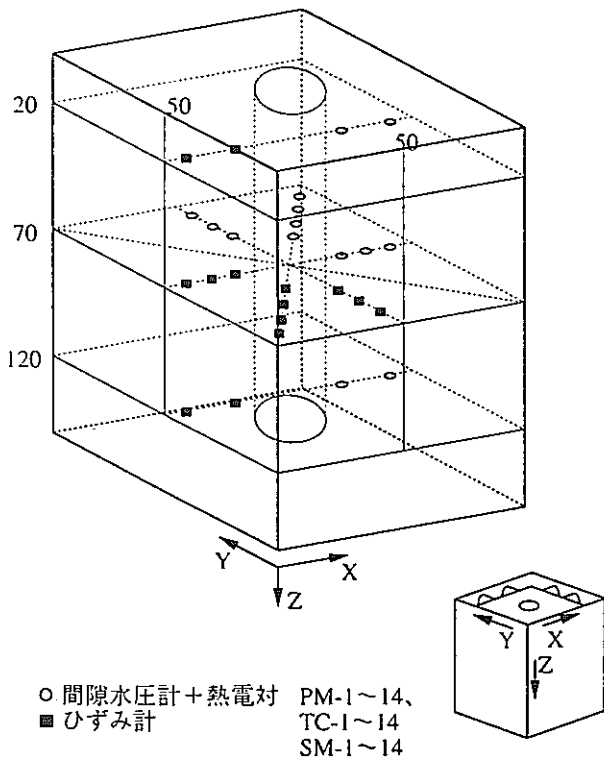


図3 岩石内計測器配置図

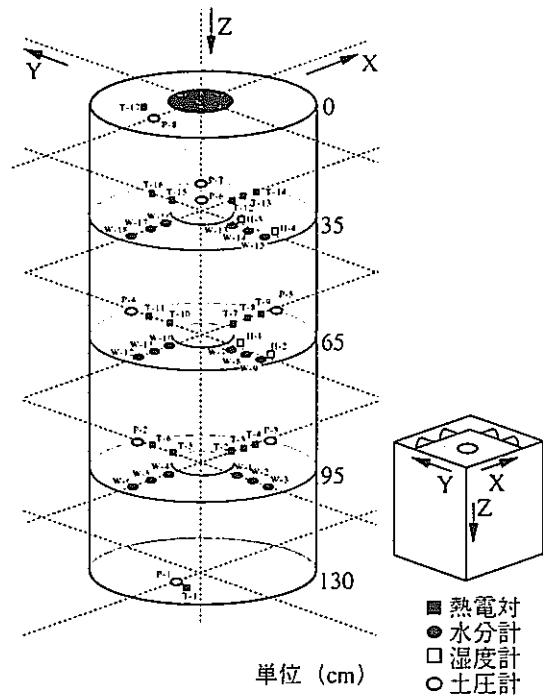


図4 粘土内計測器配置図

表1 疑似岩体の各物性値の試験結果一覧

試験項目	値
圧縮強度 (MPa)	4.31
静弾性係数 ($\times 10^4$ MPa)	0.67
ポアソン比	0.179
透水係数 ($\times 10^5$ cm/s)	3.183
間隙率 (%)	46.1
内部摩擦角 ($^\circ$)	34.6
粘着力 (kgf/cm^2)	11.4
熱伝導率 (W/mk)	0.915
比熱 (kcal/kg $^\circ$ C)	0.40
熱膨張率 ($\times 10^{-6}$ / $^\circ$ C)	6.531

安全研究 年次計画登録 研究課題	地層処分システムの総合安全評価手法に関する研究				分類番号 2. - (21) -
実施研究課題 (Title)	地層処分システムの総合安全評価手法に関する研究 (Study on Safety Assessment Methods for The Geological Disposal System)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : P N C)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	大井貴夫(Takao OHI), 石原義尚(Yoshinao ISHIHARA), 牧野仁史(Hitoshi MAKINO), 吉田隆史(Takashi YOSHIDA), 竹安正則(Takeyasu MASANORI), 若杉圭一郎(Keiichirou MAKASUG) 東海事業所 環境技術開発部 (Waste Technology Development Division, Tokai Works) 梅木博之 (Hiroyuki UMEKI), 宮原要(Kaname MIYAHARA), 内藤守正(Morimasa NAITO) 本社 環境技術開発推進本部 (Radioactive Waste Management Project, Head Office)				
キーワード Key Word	モデル開発 model development	感度解析 sensitivity analysis	品質管理 quality management	データベース database	管理システム management system
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず		
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験	該当せず		
【成果の達成レベル】					
<p>イ. 廃棄物から人間環境に至る放射性核種の移行経路に介在し、システムの評価に影響を与える可能性のある現象の影響を定量的に把握するため、特に人工バリアの性能に影響を与えると考えられる因子に着目し、それらの関係ならびに影響特性を調査した。その結果、ガラス固化体中に含まれる放射性核種の量（インベントリ）および分配係数と人工バリアからの放出率が変化しなくなる境界濃度との関係式が導出されるとともにそれらの人工バリアからの核種の放出率に対する影響特性が把握された。このことにより、システムの評価において重要と考えられる現象の影響を定量的に把握することについての見通しを得た。</p> <p>ロ. 放射線場の影響を検討するためのデータベースの作成に着手し、想定される様々なシナリオを考慮した解析項目の抽出、解析に用いるコードの選定・妥当性の検討を行い、放射線場に関するデータベースの整備について見通しを得た。</p> <p>ハ. 亀裂媒体中の核種移行解析コードMATRIXを既存の統合化計算コードシステムに搭載し、安全評価で対象とすべき評価シナリオに従って処分に起因する被ばく線量を総合的に評価することができるシステムの開発についての見通しを得た。</p>					
【進捗状況（平成8年度）】					
<p>イ. 廃棄物から人間環境に至る放射性核種の移行経路に介在し、システムの評価に影響を与える可能性のある現象の影響特性を把握することは、システム性能を評価する上で重要であるとともに、それらの現象をより現実的に再現する評価コードを開発する上で重要な情報を与える。そこで、システム性能に対するパラメータの詳細な影響特性調査に着手した。</p> <p>ハ. 溶解度、分配係数等の地球化学データのデータベース化を進めるとともに、人工バリア中の核種移行に影響を及ぼす放射線場のデータベース化に着手した。</p> <p>ニ. 廃棄物から人間環境に至る放射性核種の移行経路（人工バリア、天然バリア、生態系等）の内、生態系での影響評価コードを除くシステム評価コードの統合化システムへの搭載を終了した。</p>					
【使用主要施設】					
地層処分基盤研究施設					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		[所 属] 環境技術開発推進本部 処分研究Gr. [氏 名] 主幹 梅木 博之		

【研究目的】

高レベル放射性廃棄物等の地層処分に伴う被ばく線量をシステムとして総合的に評価する手法を研究開発し、地層処分システムの安全性の総合的な評価に資する。

【研究内容】

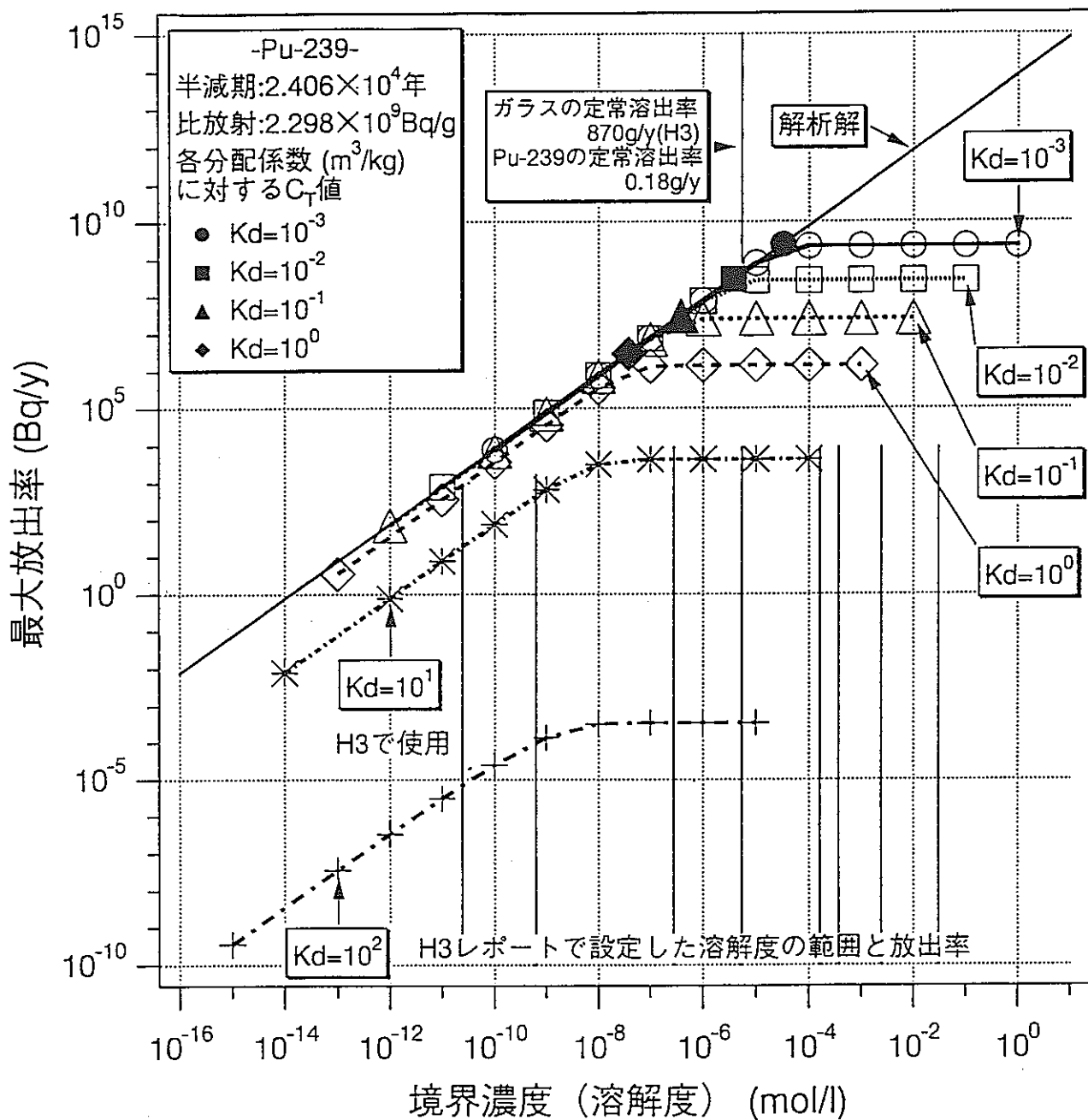
- イ. 廃棄物から人間環境に至る放射性核種の移行経路（人工バリア、天然バリア、生態系等）に介在し、システムの評価に影響を与える可能性のある現象を把握する。この結果に基づき、統合化することを目的として、これらをより現実的に再現する個別評価モデル・コードを開発・整備する。さらに、それらの現象が及ぼす影響の程度を定量的に把握する。
- ロ. 国際協力研究等を含めた最新の安全評価研究の成果に基づいて、安全評価に必要なデータベースの質の向上を図る。
- ハ. 上記の個別評価モデル・コード及びデータベースを統合化し、それらの品質管理を行い、安全評価で対象とすべき評価シナリオに従って処分に起因する被ばく線量を総合的に評価することができるシステム（統合化計算コードシステム）を開発する。このシステムを用いて信頼性の高い評価結果を示す。

【研究成果】

- イ. 本年度は、特に人工バリアの性能に影響を与えると考えられる因子に着目し、それらの関係ならびに影響特性を調査した。人工バリアからの核種の最大放出率に影響を与える主要なパラメータとして、ガラス固化体/緩衝材境界での核種の一定境界濃度（溶解度）、分配係数ならびにインベントリが考えられる。本研究では、特に、インベントリが人工バリアからの核種の最大放出率を制限するという現象に着目し、単純な解析解を導出・適用することによって、人工バリアからの核種の最大放出を制限するインベントリと一定境界濃度（溶解度）、分配係数の関係ならびにこれらのパラメータの影響特性を検討した。その結果、人工バリアからの放出率が変化しなくなる一定境界濃度（溶解度）のしきい値（有効最大境界濃度のしきい値； C_t ）を分配係数毎に求めることができた（図-1参照）。また、解析で使用することが予想される溶解度の範囲と C_t 値とを比較することによって、人工バリアからの核種の最大放出率に対する分配係数の影響特性を定性・定量的に把握した。さらに、人工バリアからの核種の最大放出率に対するインベントリの変動の影響特性を定性的に把握した。これら導出された関係式及び影響度に関する情報は、システム解析、データ取得、効率的なシナリオの絞り込みならびに今後の評価コード開発に資するものである。
- ロ. 本年度は廃棄物から人間環境に至る放射性核種の移行経路（人工バリア、天然バリア、生態系等）に介在する現象として、ガラス固化体中の放射性核種によって発生する放射線に着目し、放射線場の影響（処分場操業時の放射線の影響、処分後の人工バリアシステムの放射線損傷の影響、放射線分解による処分後の処分場内の地球化学環境の変動への影響）を検討するためのデータベースの作成に着手した。この研究を通じて、想定される様々なシナリオを考慮した解析項目の抽出、解析に用いるコードの選定・妥当性の検討を行った。
- ハ. 本年度は、亀裂媒体中の核種移行解析コードMATRIXを既存の統合化計算コードシステムに搭載した。このことによって、解析の品質を管理した状態で一連の解析（インベントリ解析、人工バリア中の核種移行解析、岩体中の核種移行解析）を行うことができるようになった。

【公開資料】

- (1)大井貴夫, 仲島邦彦:緩衝材外側からの核種放出率のパラメータ依存性の検討, 日本原子力学会, 1996年秋の大会要旨集 p685.
- (2)Takao Ohi, Kunihiro Nakajima :Sensitivity Analysis for the Parameters Concerned with the Nuclides Migration through the Engineered Barrier System, MRS 1996 FALL Meeting Abstracts, p752, 1996.
- (3)牧野仁史, 吉田隆史:ガラス固化体の溶解及びそれに伴う緩衝材中の核種移行に関する感度解析 (I), PNC TN8410 96-093.
- (4)動燃事業団:地層処分研究開発の現状 (平成8年度), PNC TN1410 96-012, 1996.
- (5)竹安正則, 大井貴夫, 鈴木祐二, 池田孝夫:地層処分システム性能評価における生物圏のモデル化 -代表的生物圏モデルの適用-, 日本原子力学会, 1997年春の大会要旨集 p572.



図一 1 Pu-239の最大放出率に対する境界濃度 (溶解度) (mol/l) と分配係数(m^3/Kg)の影響

安全研究 年次計画登録 研究課題	地層処分システムの確率論的評価手法に関する研究			分類番号 2. - (22) -
実施研究課題 (Title)	地層処分システムの確率論的評価手法に関する研究 (Study on Methodology of Probabilistic Assessment for Geological Disposal System)			
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)			
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	若杉圭一郎 (Keiichiro WAKASUGI)、澤田淳 (Atsushi SAWADA)、大井貴夫 (Takao OHI)、 井尻裕二 (Yuuji IJIRI) 東海事業所 環境技術開発部 (Waste Technology Development Division, Tokai Works) 内藤守正 (Morimasa NAITO) 本社 環境技術開発推進本部 (Radioactive Waste Management Project, PNC Head Office)			
キーワード Key Word	確率論的評価 probabilistic assessment	不確実性 uncertainty		
研究期間	平成 8 年度 ~ 平成 12 年度	関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	日本原子力研究所	
関連する 解析コード	該当せず	関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】				
<p>イ. 複雑な亀裂ネットワーク構造を一次元パイプネットワーク構造に近似することによって計算時間および計算容量を低減化し、多数のリアライゼーションを経て得られる核種移行解析結果の確率分布がより効果的に得られるようになった。このことによって、処分場から人間に至る核種移行経路の確率論的評価手法の見通しを得た。</p> <p>ロ. 諸外国の不確実性に対する評価事例を参照し、結果を確率論的に評価する場合に対象と成りえるパラメータの抽出を行い、不確かさ解析上重要となるパラメータの抽出に関する見通しを得た。</p> <p>ハ. 上記の成果を反映させ、確率論的手法及び統計的手法を取り入れた地層処分システム評価コードの開発に着手した。</p>				
【進捗状況 (平成 8 年度)】				
<p>イ. 亀裂状の地層における核種移行解析には、亀裂内の移流分散、吸着、マトリクス拡散、核種崩壊等の複数のプロセスを考慮するだけでなく、数万年以上の長期間の解析を必要とするため、解析には膨大な計算容量および計算時間を要する。このため、計算時間や計算容量を減ずるために亀裂ネットワークモデルから一次元パイプネットワーク構造に近似するためのコードを開発するとともに、そのパイプネットワークを用いた核種移行計算コードを開発した。</p> <p>ロ. 核種移行に係わるパラメータについて、不確実性を特徴付ける情報を収集・整理し、確率論的評価への適用性を検討した。</p> <p>ハ. 上記研究内容について、地層処分システムの確率論的評価として総合的に評価するための手法の開発に着手した。</p>				
【使用主要施設】				
地層処分基盤研究施設				
連絡先	〒 107 ☎ 03-3586-3311 東京都港区赤坂 1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団	(所 属) 環境技術開発推進本部 処分研究 Gr. (氏 名) 主幹 梅木博之		

【研究目的】

地層処分システムの長期的な安全性を、種々の要因による不確かさを含めて評価し、安全評価手法の確立に資する。
(原研との共同研究)

【研究内容】

- イ. 処分場から人間に至る放射性核種の移行経路について、確率論的評価モデルを開発する。
- ロ. 評価に用いるモデルのパラメータ値として『安全評価シナリオに関する研究』並びに『地質環境の長期安定性に関する研究』といった他の研究成果から得られるデータをもとに推定されるパラメータ値の確率分布からサンプリングする手法及び安全評価上重要なパラメータを抽出するための感度解析・不確かさ解析のための手法を開発する。
- ハ. 上記の評価モデル、サンプリング手法、感度解析・不確かさ解析手法を統合し、地層処分システムの確率論的評価手法（計算機コードシステム）を開発する。

【研究成果】

- イ. 処分場から人間環境に至る核種移行経路の評価については、地層が本来有する不均質性に起因する不確かさが含まれる。このため亀裂状の地質媒体における核種移行評価モデルの開発の一環として、複雑な亀裂ネットワーク構造を一次元パイプネットワーク構造へ近似し、そのパイプネットワークモデルを直接用いて核種移行解析を行う評価モデルを開発した。
- ロ. 評価結果に対する入力パラメータの重要度を把握することを考えた場合は、不確か性を表現する手法として確率分布を用いることに問題はないと考えられる。しかし、結果を確率的に示すことを考えた場合、その結果の解釈および信頼性の向上の観点からは、評価に用いるパラメータの不確か性の意味を明確にし、信頼性の高い確率分布を与え評価を行う必要がある。このため、確率論的手法を用いた確率論的評価や不確かさ解析においては、確率的に取り扱うパラメータの分類、またパラメータに対する確率密度関数の設定が重要な課題になると考えられ、特に確率的に取り扱うパラメータに対しては不確か性の背景（パラメータが本来的に持つ特性や我々の理解不足等）を明確にしておくことが重要である。これらのことから、確率論的評価に必要となるパラメータの取り扱い（確率論的であるか、決定論的であるか）に関する検討を行った。具体的には、諸外国の確率論的あるいは統計的評価例を参照し、特にパラメータの取り扱いに着目し、SKB・AECLにおいてオーバーパックの破損、亀裂ネットワーク特性等について確率論的な取り扱いがされている事例について調査・検討した。
- ハ. 地層処分システムの確率論的評価を行う上で必要となる、サンプリング手法、感度解析、不確かさ解析手法を統合するための評価コードの開発に着手した。

【公開資料】

- (1) 地層処分研究情報交換会 (INTEGRATE' 97) 報告書 PNC TN1000 97-004

安全研究 年次計画登録 研究課題	安全評価に用いる解析手法・コード・データの品質保証に関する研究				分類番号 2. - (23) -
実施研究課題 (Title)	安全評価に用いる解析手法・コード・データの品質保証に関する研究 (Study on Quality Assurance of Analytical Method, Model and Data for Safety Assessment)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : P N C)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	大井 貴夫 (Takao OHT), 牧野 仁史 (Hitoshi MAKINO), 吉田 隆史 (Takashi YOSHIDA) 石原 義尚 (Yoshinao ISHIHARA) 東海事業所 環境技術開発部 (Waste Technology Development Division, Tokai Works) 梅木 博之 (Hiroyuki UMEKI) 本社 環境技術開発推進本部 (Radioactive Waste Management Project, Head Office)				
キーワード	安全評価	品質保証	解析コード	評価データ	
Key Word	safety assessment	quality assurance	analytical code	assessment data	
研究期間	平成8年度 ~ 平成12年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず	
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず	
【成果の達成レベル】					
イ. 解析に使用するデータについて、データの取得から運用に至るまでの遷移過程におけるデータの特性に応じた分類とその分類に基づいた管理項目を検討することにより、データの性質、信頼性に基づく系統的な分類管理を行うための知見を得た。					
ロ. 安全解析に用いられる解析コードの運用時に発生し得るエラーの要因とこれらのエラーを低減するための対策を検討することにより、解析コードの適用範囲及び知識ベース化を行うための知見を得た。					
ハ. データベースによる品質管理を中心とした計算機システムの検討により、コードとデータを組み合わせた品質を総合的に管理するシステムの開発についての見通しを得た。					
【進捗状況(平成8年度)】					
イ. 解析に使用するデータの信頼性を保証するため、データの取得段階から、加工・選択(スクリーニング)段階を経て、運用段階に至るまでの全過程を対象として、データの特性に応じた分類とデータの品質管理のための情報について整理した。また、溶解度データが導出されるまでの手順を階層構造としてまとめた。					
ロ. 解析コードの信頼性を保証していくため、ニアフィールド性能評価解析コードを対象として、コードの運用時に発生し得るエラーの要因を検討し、これらのエラーを低減するための確認事項と対策を抽出した。また、数値解を精度良く得るためのコードの利用条件について、2つの核種移行解析コードを対象に検討した。					
ハ. 解析で用いられるコードおよびデータの品質を管理するための手順を検討し、計算機へ展開した場合のシステム概念を作成した。					
【使用主要施設】					
地層処分基盤研究施設					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		(所 属) 環境技術開発推進本部 処分研究グループ (氏 名) 主幹 梅木 博之		

【研究目的】

地層処分システムの安全評価の信頼性を向上させることを目的として、安全解析に使用する個別の解析手法、コード及びデータの品質保証と品質管理を行うシステムを開発し、総合的な安全評価に資する。

【研究内容】

安全評価に用いられる様々な解析コードについて内容分析を行い、解析結果の妥当性、信頼性を保証するための手法を検討するとともに、解析で用いられるデータ及び解析コードの品質を総合的に管理するシステムを開発する。

- イ. 解析に使用するデータについて、その性質、信頼性に基づいた系統的な分類及び管理が行える手法の検討を行う。
- ロ. 安全解析に用いられる解析手法、数学モデルの分析を行い、その適用範囲及び信頼性を知識ベース化するための検討を行う。
- ハ. イ. とロ. とを関連させてコードとデータの組み合わせの信頼性について評価できるシステムの開発を行う。

【研究成果】

- イ. 安全解析で使用するデータについて、実験による一次データの取得段階から、データの加工・選択（スクリーニング）段階を経て、解析コードによる運用に至るまでの全過程でデータの品質を管理するため、データの変遷に応じて、生データ、変換データ、パラメータ、入力データセット、出力データセットの5つのカテゴリーに分類し、各カテゴリー毎に品質を管理していくための項目について検討した（図-1）。また、これらのデータを管理・運用していくためのデータベース構築に資するため、米国ユッカマウンテンプロジェクトで開発されたデータベースについて調査し、データベースの特徴とデータ管理のフローを整理した。さらに、核種移行解析で用いられる溶解度データに対して、溶解度が導出されるまでの手順と導出に必要な室内試験データ、原位置試験データ、熱力学データベースなどの構成要素を分析し、階層構造として整理した。これらの検討により、データの性質および信頼性に基づいた系統的な分類および管理の方法についての知見を得ることができた。
- ロ. 安全評価に用いられるインベントリ解析コード(ORIGEN)、地球化学解析コード(PHREEQE)、核種移行解析コード(MESHNOTE, MATRICS)を対象として、コードの運用実績に基づいてエラーの発生事例を抽出した。これから、コード運用時に発生したエラーの原因（エラー要因）を分析し、エラー要因を排除するための確認項目と対策について整理した。これにより、コード運用時の品質を管理していくための項目を把握することができた。また、解析コードの適用範囲を調べることを目的としてコードの一般的な検証手法を検討し、検証問題の設定や容認基準の設定に関する考え方・手順を整理するとともに、具体的な検証マニュアルを作成した。これにより、解析コードの適用範囲や信頼性の知識ベース化に向けての作業内容を具体化することができた。
人工バリア中核種移行と天然バリア中核種移行を連成した解析コード(MIGR96)について数学モデルを分析し、ノイマン安定性解析により数値解の安定条件を導出するとともに、時間・空間分割に伴う数値解（崩壊、拡散、数値粘性）の誤差評価を実施した。この結果から、MIGR96を用いて精度良い数値解を得るための時間・空間分割幅の範囲を求める運用支援プログラムを開発することができた。
亀裂媒体中の核種移行コード(MATRICS)について数学モデルおよび解法を分析するとともに、入力パラメータを変化させてベンチマーク計算を実施した。この結果から、解析結果の確からしさを数値的に示す指標として、本コードが数値解法の中で採用しているの補正因子(scale値)が使えることが分かった。
- ハ. 解析で用いられるデータおよび解析コードの信頼性を総合的に管理するシステムの開発に向けて、解析コードの管理、データの管理、および解析実施の管理についての手順をフレームワークとしてまとめるとともに、計算機へ展開した場合のシステムイメージを作成した（図-2）。

【公開資料】

なし

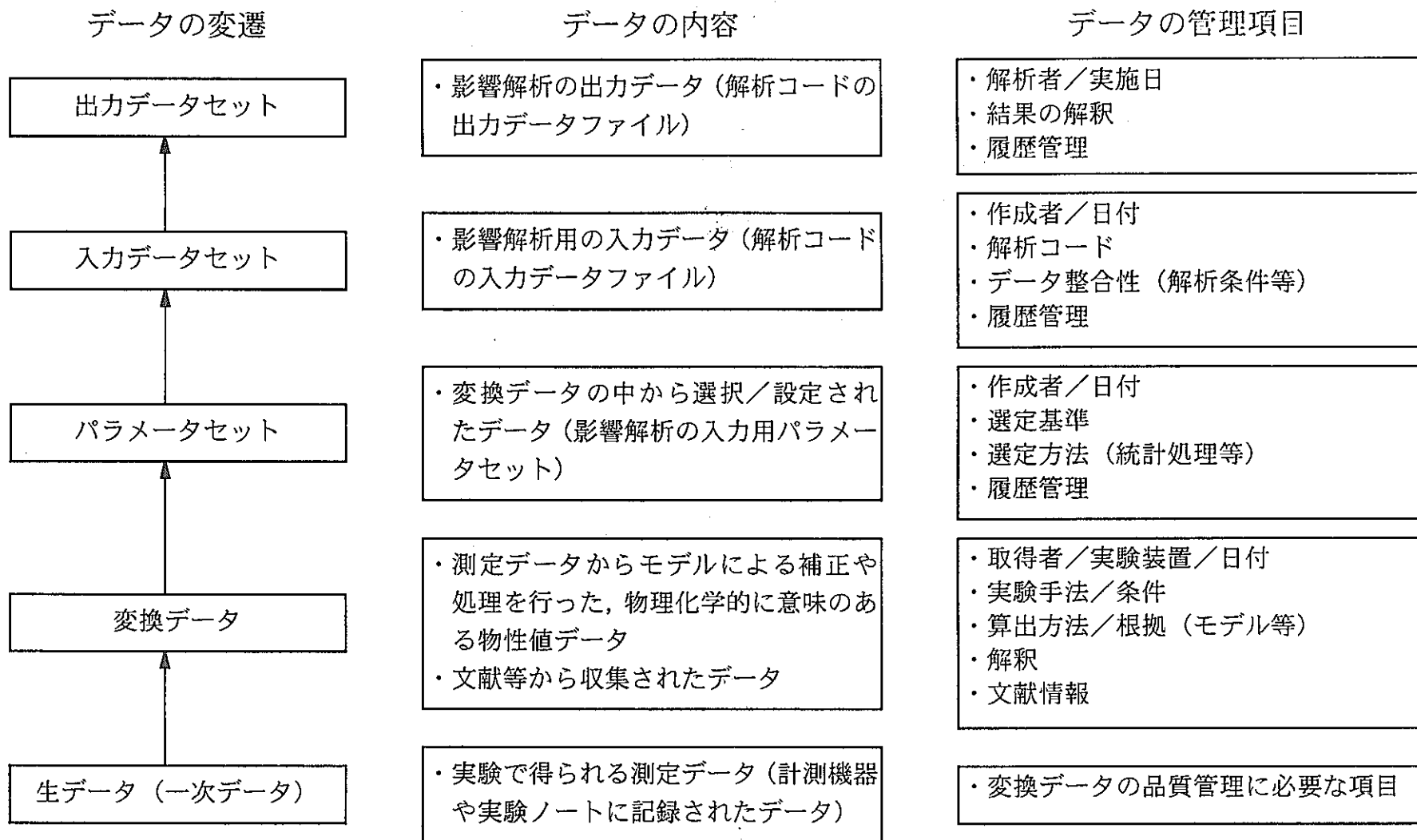


図-1 データの分類と管理項目の抽出

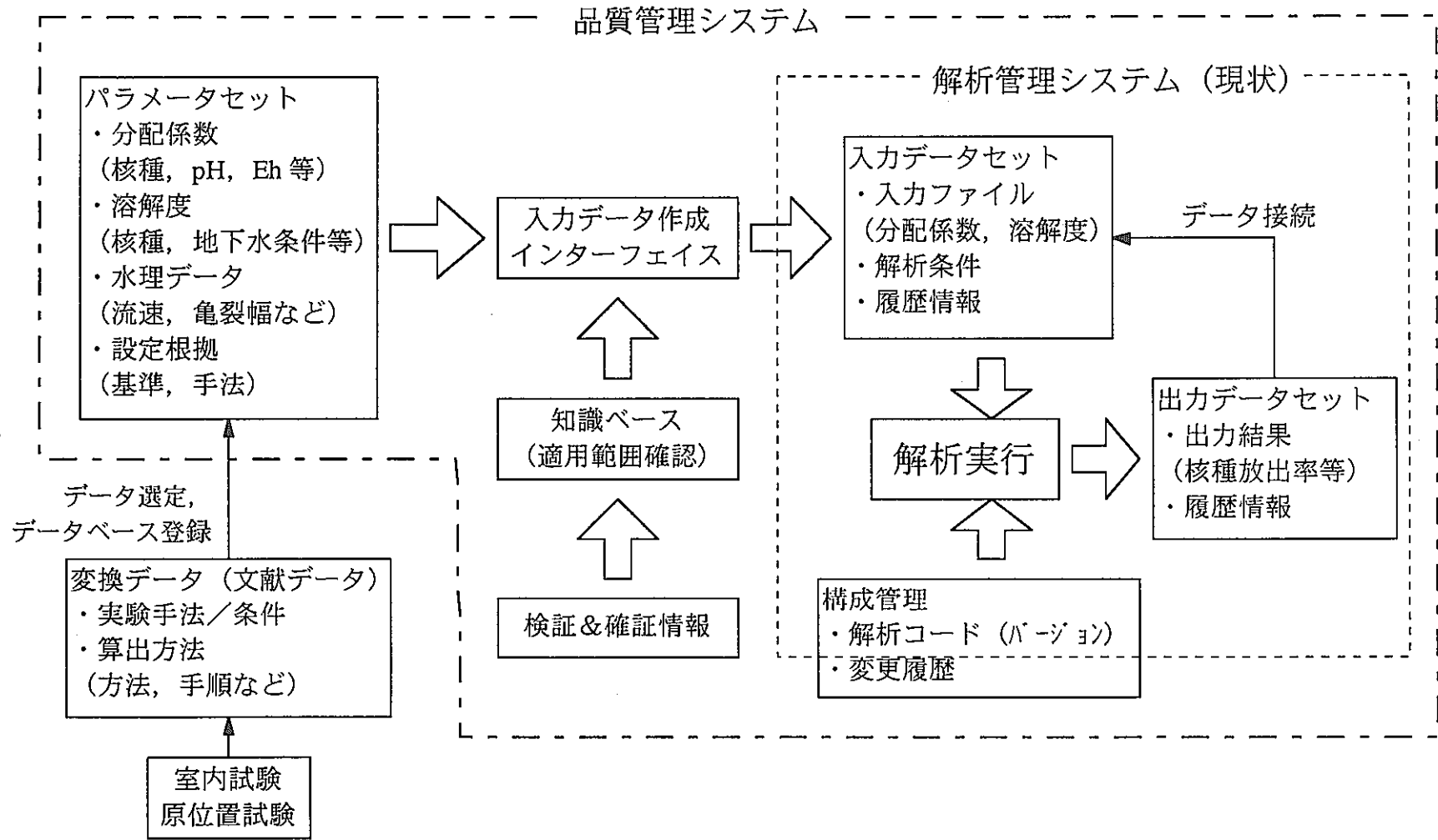


図-2 性能評価解析の品質管理のための計算機システムイメージ (案)

平成 8 年度

調 査 票

安全研究 年次計画登録 研究課題	TRU廃棄物処分に関する核種移行評価モデル及びデータベースの整備				分類番号 2. - (27) -
実施研究課題 (Title)	TRU廃棄物処分に関する核種移行評価モデル及びデータベースの整備 (Development of Modelling and Database for Nuclides Transport Estimation for TRU Waste Disposal)				
実施機関 (Organization)	動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation : PNC)				
研究者名及び所属 (Name / Affiliation)	伊藤 勝 (Masaru ITO), 三原 守弘 (Morihiro MIHARA) 東海事業所 環境技術開発部 (Waste Technology Development Division, Tokai Works)				
キーワード Key Word	TRU廃棄物 TRU waste	吸着 sorption	溶解度 solubility	コンクリート concrete	
研究期間	平成6年度 ~ 平成12年度		関連する国際 共同研究課題 及び実施機関	該当せず	
関連する 解析コード	該当せず		関連する特別会計 実証試験	該当せず	
<p>【成果の達成レベル】</p> <p>イ. コンクリート等の人工バリア材料に対する核種の分配係数を取得し、核種移行モデル及びデータベースの整備について所期の成果を得た。</p> <p>ロ. 無機系のTRU廃棄物について核種の溶解度を測定し、溶解度のデータベース整備について所期の成果を得た。</p> <p>ハ. 処分空洞の大きさ及び処分システムの検討を行い、処分システム性能評価を行うための見通しを得た。</p>					
<p>【進捗状況 (平成8年度)】</p> <p>イ. 普通ポルトランドセメントペーストに対するヨウ素及びセシウムの分配係数の取得を平成8年度に終了した。</p> <p>ロ. 無機系TRU廃棄物について、高pH溶液中でのPu, Uの溶解度測定を平成8年度に終了した。</p> <p>ハ. 処分深度をパラメータとして、空洞安定性の観点から、処分システムの検討を行った。</p>					
<p>【使用主要施設】</p> <p>地層処分基盤研究施設</p>					
連絡先	〒107 ☎03-3586-3311 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル) 動力炉・核燃料開発事業団		〔所属〕環境技術開発推進本部 処分研究グループ 〔氏名〕主幹 梅木 博之		

【研究目的】

TRU核種の人工バリア材料中での移行遅延機能を定量的に評価する為のモデル及びデータベースを整備し、TRU廃棄物処分の安全評価手法の確立に資する。

【研究内容】

- イ. コンクリート等の人工バリア材料を対象として、核種の分配係数等のデータを取得し、核種移行評価モデル及びデータベースを整備する。
- ロ. 有機系、無機系のTRU廃棄物について核種の溶解度への影響を調べ、データベースを整備する。
- ハ. 処分システムを設定し、処分システムの性能評価を行う。

【研究成果】

- イ. 普通ポルトランドセメントペーストに対するヨウ素の分配係数について、図-1に測定結果を示す(1)。図-1より、実験初期濃度が小さくなるにつれ、分配係数が大きくなり、その吸着はLangmuir型の吸着を示した。処分場内での地下水中のヨウ素濃度が小さければ、分配係数は10~100ml/g程度期待できると考えられる。
- ロ. 無機系のTRU廃棄物についての高pH溶液中でのPu, Uの溶解度について、図-2に測定結果を示す(2)。図-2よりPu, Uの溶解度は、pH10~13.5の間では、それぞれ 10^{-10} mol/l, 10^{-7} mol/l とほぼ一定となることが分かった。したがってTRU廃棄物処分場でコンクリートを使用した場合、地下水のpHは10~13.5程度となるので、Puの溶解度は 10^{-10} ~ 10^{-9} mol/l, Uの溶解度は 10^{-7} ~ 10^{-6} mol/l 程度になる。
- ハ. 岩種及び処分深度をパラメータとして、空洞の安定性の観点から、処分空洞の直径を検討した(3)。理論解を用いた計算結果より結晶質岩の岩体であれば、処分深度数百mで、直径約30mの空洞の処分場を建設することが可能であることが分かった。また、これらの結果より、性能評価を行うためのベントナイト系の緩衝材及びセメント系の充填材を用いた処分システムの検討を行った。

【公開資料】

- (1) 嶺 達也, 三原 守弘, 伊藤 勝, 加藤 大生, 種々セメントペーストに対するI, Csの吸着試験, 日本原子力学会1997年春の年会要旨集第Ⅲ分冊, p. 581, 1997
- (2) S. J. Williams, B. F. Greenfield, M. W. Spinder, M. Ito, M. Yui, The effects of the chemical and radiolytic degradation of asphalt on plutonium solubility., MRS' 96 Symposium, 1996 (印刷中)
- (3) 前田 宗宏, 伊藤 勝, TRU廃棄物処分場に関する設計研究, 動燃技報第104号 (作成中)

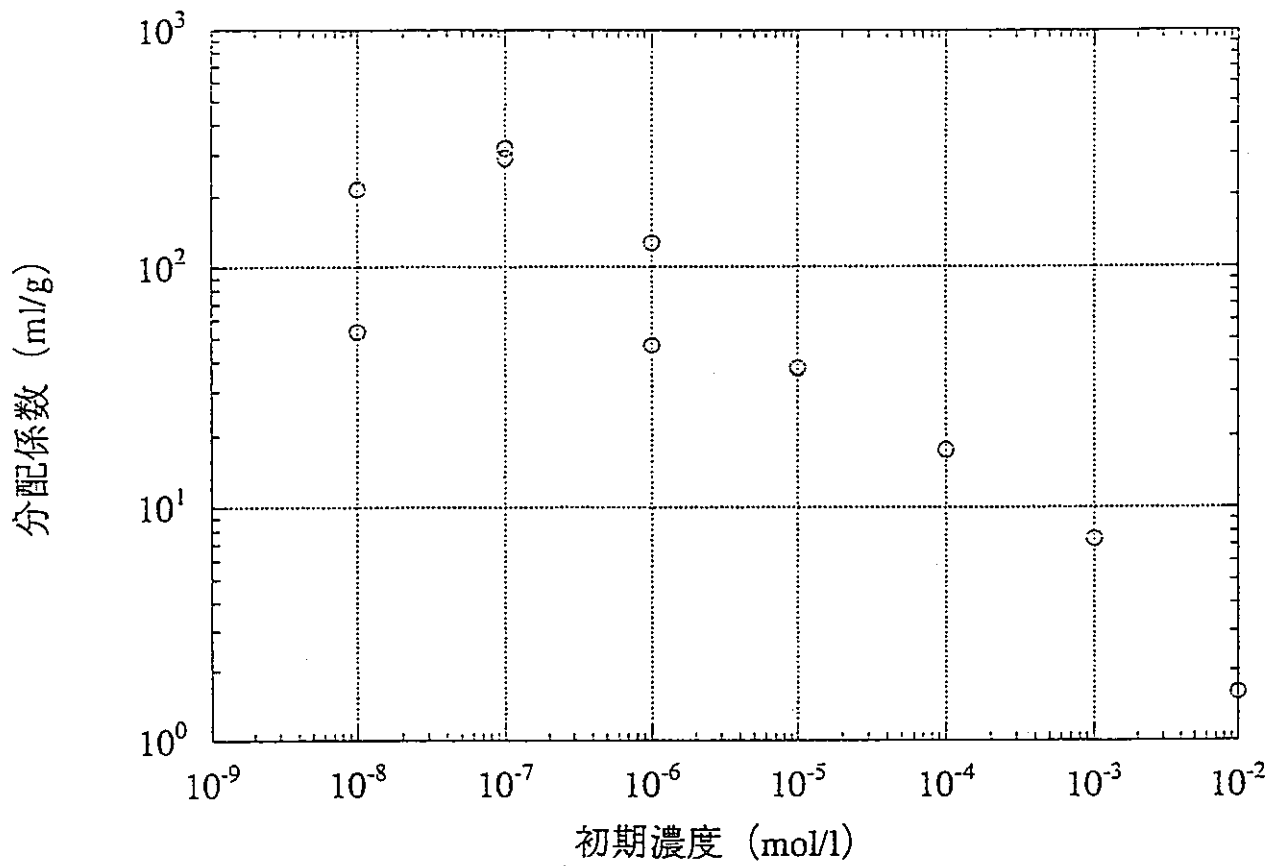


図-1 普通ポルトランドセメントペーストに対する
ヨウ素の分配係数測定結果 [1]

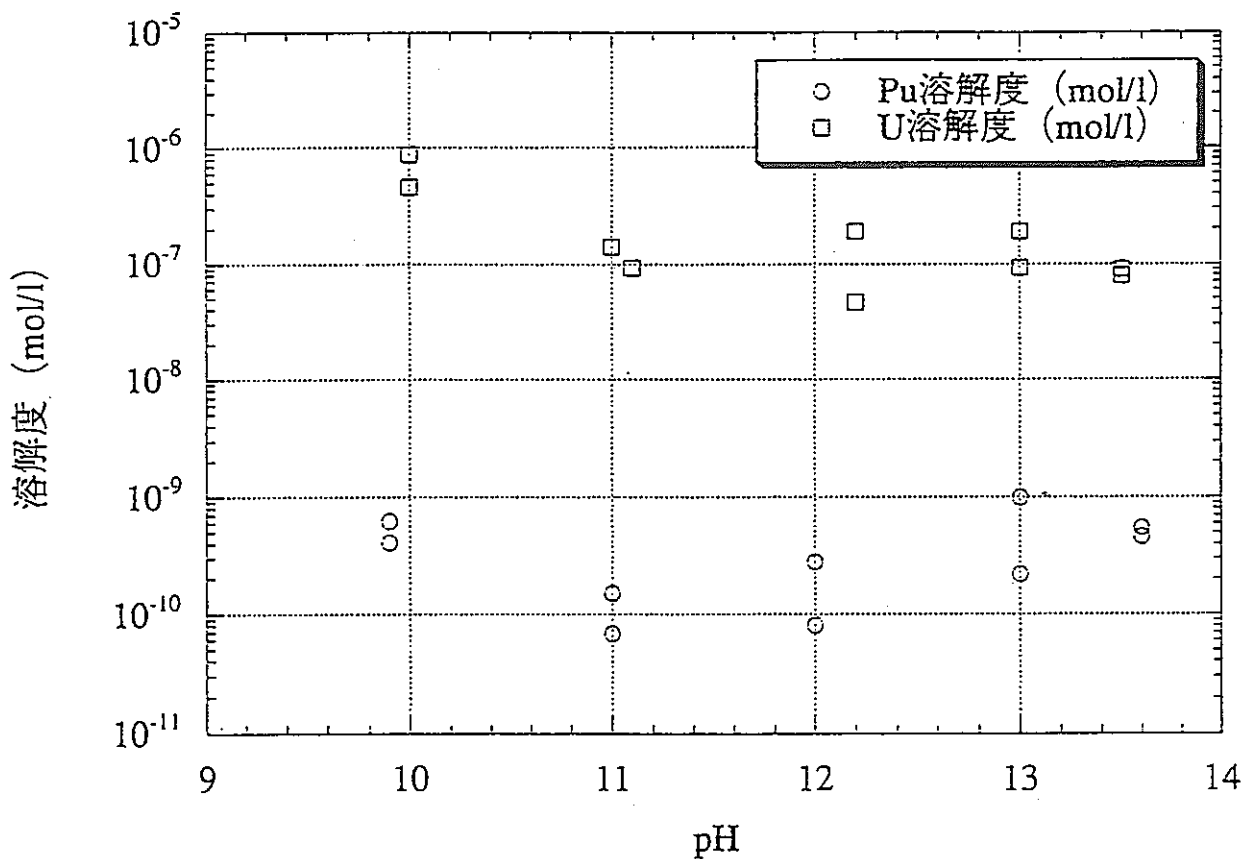


図-2 Pu、Uの溶解度測定結果 [2]
(Pu、UともにIV価)